



Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen
Division principale de la Sécurité des Installations Nucléaires
Divisione principale della Sicurezza degli Impianti Nucleari
Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate

HSK 14/730

**KKW Beznau II:
Gutachten zum Gesuch der NOK um Aufhebung
der Befristung der Betriebsbewilligung**

Würenlingen, März 2004

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	1-1
1.1	Veranlassung	1-1
1.2	Die Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ)	1-1
1.3	Vorgehensweise	1-2
1.4	Abgrenzung	1-3
1.5	Beurteilungsgrundlagen	1-3
1.6	Eingereichte Dokumente.....	1-4
2	Erfüllung von Auflagen u. Pendenzen; Inspektionstätigkeit der HSK	2-1
2.1	Erfüllung von Auflagen und Pendenzen	2-1
2.1.1	Erfüllung von Auflagen der Verfügung des Bundesrates vom 12. Dezember 1994	2-1
2.1.2	Erfüllung von Pendenzen aus dem HSK-Gutachten von 1994.....	2-6
2.1.3	Erfüllung der Massnahmen gegen schwere Unfälle (MSU).....	2-9
2.2	Inspektionen der HSK.....	2-9
2.2.1	Die Stellung der Inspektionstätigkeit im Rahmen der HSK-Aufsichtstätigkeit	2-9
2.2.2	Inspektionen im Kernkraftwerk Beznau	2-10
3	Übersicht über die Anlage	3-1
3.1	Standort.....	3-1
3.2	Übergeordnete Auslegungsmerkmale und Sicherheitskonzept des Blocks 2	3-4
3.3	Wichtige technische Anlageänderungen seit dem 01.01.1992.....	3-9
3.4	Strahlenschutzaspekte.....	3-16
3.5	Betriebsführung	3-17
4	Organisation und Personal	4-1
4.1	Organisation	4-1
4.1.1	Übergeordnete Organisation und Verantwortung für die Sicherheit	4-1
4.1.2	Aufbauorganisation des KKB	4-2
4.1.3	Interne Sicherheitskommission (ISK)	4-4
4.1.4	Ablauforganisation des KKB	4-4
4.1.5	Organisatorische Veränderungen im Berichtszeitraum	4-4
4.1.6	OSART-Mission	4-5
4.2	Personal	4-6
4.2.1	Personalführung	4-6
4.2.2	Personalplanung und Personalbestand	4-7
4.2.3	Anforderungen an das Eigenpersonal und Auswahl.....	4-8
4.2.4	Aus- und Weiterbildung allgemein	4-8
4.2.5	Simulatorausbildung	4-10
4.2.6	Fremdpersonal.....	4-11

4.3	Vorschriften zum Betrieb der Anlage.....	4-12
4.4	Betriebsdokumentation	4-15
4.5	Management-Systeme	4-16
4.6	Sicherheitskultur	4-19
4.7	Zusammenfassende Bewertung.....	4-22
5	Auswertung der Betriebserfahrung der Gesamtanlage	5-1
5.1	Methoden der Auswertung	5-1
5.2	Vorkommnisse im KKB	5-3
5.3	Für KKB relevante Vorkommnisse in anderen Anlagen.....	5-7
5.4	Erfahrungen aus dem Betrieb	5-9
5.4.1	Leistungsfahrweise	5-9
5.4.2	Schnellabschaltungen.....	5-11
5.4.3	Transienten, Transiententests und Versuche.....	5-12
5.4.4	Performance und Sicherheitsindikatoren.....	5-13
5.4.5	HSK-Beurteilung der Erfahrungen aus dem Betrieb.....	5-15
5.5	Konzept und Ergebnisse der Instandhaltung und Alterungsüberwachung.....	5-16
5.5.1	Maschinentchnik	5-17
5.5.1.1	Konzept und Ergebnisse der Instandhaltung	5-17
5.5.1.2	Konzept und Ergebnisse der Alterungsüberwachung	5-20
5.5.2	Elektro- und Leittechnik	5-22
5.5.3	Bautechnik	5-25
5.6	Konzept und Ergebnisse des operationellen Strahlenschutzes	5-28
5.6.1	Organisation des Strahlenschutzes, Personalbestand	5-28
5.6.2	Überwachung der Strahlenexposition.....	5-29
5.6.3	Kollektiv- und Individualdosen	5-30
5.6.4	Strahlenschutzausbildung des Personals.....	5-31
5.6.5	Strahlenschutzplanung und Optimierungsmassnahmen zur Reduktion der Dosis.....	5-32
5.6.6	Dosisleistung und Aktivitätskonzentration in der Anlage	5-33
5.6.7	Zoneneinteilung, Garderoben, Schutz- und Hilfsmittel	5-35
5.6.8	Instrumentierung für den operationellen Strahlenschutz	5-36
5.6.9	Lüftungsanlagen, radiologische Aspekte	5-38
5.6.10	Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone	5-40
5.7	Radioaktive Emissionen und Umgebungsüberwachung.....	5-41
5.7.1	Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt	5-41
5.7.2	Umgebungsüberwachung.....	5-44
5.8	Konzept und Ergebnisse der Entsorgung.....	5-46
5.8.1	Konditionierung radioaktiver Betriebsabfälle	5-46
5.8.2	Zwischenlagerung.....	5-51
5.9	Transporte von Brennelementen und radioaktiven Stoffen.....	5-53
5.10	Zusammenfassende Bewertung.....	5-55

6	Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude, Systeme und Komponenten.....	6-1
6.1	Übergreifende Konzepte der Gesamtanlage.....	6-1
6.1.1	Sicherheitstechnische Einstufung von wichtigen Ausrüstungen und Systemen.....	6-1
6.1.2	Konzept der Erdbebenauslegung der Gesamtanlage.....	6-4
6.2	Bautechnik.....	6-5
6.2.1	Klassierung der Gebäude.....	6-5
6.2.2	Normen und Lastfälle.....	6-7
6.2.3	Beurteilung der Sicherheit der Bauwerke.....	6-8
6.2.3.1	Sicherheitsgebäude.....	6-9
6.2.3.2	Notstandgebäude, Notstandbrunnengebäude und BOTA-Gebäude.....	6-10
6.2.3.3	Notspeisewassergebäude.....	6-11
6.2.3.4	Nebengebäude.....	6-11
6.2.3.5	Maschinenhaus.....	6-13
6.2.3.6	Versorgungskanäle, Notbrunnen, Kühlwasserkanal mit Ein- und Auslauf.....	6-13
6.2.3.7	Rückstandslagergebäude R.....	6-14
6.2.3.8	Hydraulisches Kraftwerk mit Oberwasserkanal.....	6-15
6.2.3.9	Verankerungen.....	6-16
6.3	Auslegung und Überwachung des Reaktorkerns.....	6-17
6.3.1	Kernauslegung.....	6-17
6.3.2	Brennstoffverhalten.....	6-18
6.3.3	Änderungen an Brennelementen und Steuerelementen.....	6-19
6.3.4	Kernüberwachung.....	6-20
6.4	Lagerung und Handhabung der Brennelemente.....	6-21
6.5	Nukleares Dampferzeugungssystem.....	6-23
6.5.1	Primärkreislauf.....	6-23
6.5.2	Reaktordruckbehälter und Kerneinbauten.....	6-26
6.5.3	Hauptkühlmittelleitungen und Reaktorhauptpumpen.....	6-30
6.5.4	Druckhaltesystem.....	6-34
6.5.5	Dampferzeuger.....	6-37
6.5.6	Armaturen der Primärkreisolation.....	6-38
6.6	Containment und zugehörige Systeme.....	6-39
6.6.1	Containment.....	6-39
6.6.2	Containment-Umluftkühlung.....	6-42
6.6.3	Containment-Sprühsystem.....	6-44
6.6.4	Containmentisolation.....	6-46
6.6.5	Ringraum-Unterdruckhaltung.....	6-51
6.7	Sicherheitssysteme.....	6-54
6.7.1	Reaktorabschaltung und Hilfseinrichtungen der Steuerelemente.....	6-54
6.7.2	Sicherheitsleittechnik.....	6-56
6.7.2.1	Reaktorschutz- und Regelsystem.....	6-57
6.7.2.2	Notstandschutzsystem und Überdrucktransienten-Schutzsystem.....	6-61
6.7.2.3	Komponentensteuerungen.....	6-63
6.7.2.4	Leittechnik des Notspeisewassersystems.....	6-64
6.7.2.5	Instrumentierung.....	6-66
6.7.2.6	Nuklearinstrumentierung.....	6-67
6.7.3	Primärseitige Nachwärmeabfuhr mit dem Restwärmesystem.....	6-69
6.7.4	Sekundärseitige Nachwärmeabfuhr.....	6-73

6.7.4.1	Hilfsspeisewassersystem (LSN).....	6-73
6.7.4.2	Notspeisewassersystem (LSE)	6-76
6.7.4.3	Notstand-Speisewassersystem (LNA)	6-77
6.7.4.4	Frischdampf-Isolation, -Druckentlastung, -Sicherheitsventile	6-79
6.7.5	Kernnotkühlung.....	6-81
6.7.6	Chemie- und Volumenregelsystem	6-87
6.7.7	Brennelementlagerkühlung und Brennelementlagerreinigung	6-90
6.8	Leitstellen und Mensch-Maschine-Schnittstellen	6-93
6.8.1	Leitstellen.....	6-93
6.8.1.1	Hauptkommandoraum	6-94
6.8.1.2	Notstandleitstand.....	6-96
6.8.2	Betriebsunterstützungssysteme.....	6-97
6.8.3	Nebenleitstellen	6-101
6.8.4	Störfallinstrumentierung.....	6-102
6.9	Versorgungs- und Hilfssysteme	6-104
6.9.1	Nukleare Kühlwassersysteme	6-104
6.9.1.1	Primäres Zwischenkühlwassersystem (KAC)	6-104
6.9.1.2	Primäres Nebenkühlwassersystem (PRW).....	6-107
6.9.1.3	Sekundäres Zwischenkühlwassersystem (PKZ).....	6-110
6.9.1.4	Sekundäres Nebenkühlwassersystem (PRN).....	6-112
6.9.2	Brunnenwassersysteme	6-113
6.9.2.1	Brunnenwassersystem (LBW)	6-113
6.9.2.2	Notstand-Brunnenwassersystem (LNB).....	6-115
6.9.3	Stromversorgung	6-117
6.9.4	Lüftungsanlagen	6-123
6.9.4.1	Aufgaben und Konzept.....	6-123
6.9.4.2	Lüftung der nichtkontrollierten Zone.....	6-123
6.9.4.3	Lüftung des Notstandgebäudes	6-125
6.9.4.4	Lüftung des Hauptkommandoraumes und der Nebenräume.....	6-127
6.9.5	Steuerluftsystem	6-128
6.9.6	Notstand-Sperrwassersystem	6-131
6.9.7	Hebezeuge	6-133
6.9.8	Seismische Anlageninstrumentierung	6-134
6.10	Wichtige Betriebssysteme.....	6-135
6.10.1	Leistungsregelung	6-135
6.10.2	Reaktordruck- und Druckhalterniveau-Regelung	6-136
6.10.3	Speisewassersystem und Speisewasserregelung.....	6-138
6.10.4	Frischdampfsystem	6-142
6.11	Brandschutz.....	6-145
6.12	Blitzschutz.....	6-147
6.13	Technische Massnahmen gegen auslegungsüberschreitende Störfälle	6-149
6.13.1	H ₂ -Abbausystem.....	6-149
6.13.1.1	Elektrisch beheizte Rekombinatoren.....	6-149
6.13.1.2	Passive autokatalytische Rekombinatoren	6-150
6.13.2	Gefilterte Druckentlastung.....	6-152
6.13.3	Schutz des Betriebspersonals	6-153
6.14	Wasserchemie und Systeme zur Behandlung von Wasser und Abgasen.....	6-155
6.14.1	Wasserchemie und Radiochemielabor.....	6-155

6.14.2	Systeme zur Behandlung von Wasser	6-158
6.14.3	Systeme zur Behandlung von Abgas.....	6-159
6.15	Strahlenschutzmesstechnik	6-161
6.16	Flucht- und Interventionswege	6-168
6.16.1	Fluchtwege	6-168
6.16.2	Interventionswege.....	6-169
6.17	Zusammenfassende Bewertung	6-170
7	Verhalten der Anlage bei Auslegungsstörfällen	7-1
7.1	Grundlagen der Störfallanalysen.....	7-1
7.2	Transienten.....	7-5
7.2.1	Zunahme der sekundärseitigen Wärmeabfuhr.....	7-5
7.2.2	Abnahme der sekundärseitigen Wärmeabfuhr.....	7-6
7.2.3	Abnahme des Reaktorkühlmittel-Durchsatzes	7-7
7.3	Reaktivitätsstörfälle.....	7-9
7.3.1	Fehlausfahren einer Gruppe von Steuerelementen bei Schwachlast	7-9
7.3.2	Fehlausfahren einer Gruppe von Steuerelementen bei Leistungsbetrieb	7-10
7.3.3	Fehleinfall eines oder mehrerer Steuerelemente	7-10
7.3.4	Fehlerhafte Borverdünnung im Kernbereich.....	7-11
7.3.5	Steuerelementauswurf.....	7-12
7.4	Kühlmittelverluststörfälle innerhalb des Containments	7-14
7.4.1	Kleine und mittlere Kühlmittelverluststörfälle	7-15
7.4.2	Grosser Kühlmittelverluststörfall.....	7-16
7.5	Rohrbruch im Frischdampfsystem/Speisewassersystem	7-17
7.5.1	Bruch einer Frischdampfleitung	7-17
7.5.2	Bruch einer Speisewasserleitung	7-19
7.6	Dampferzeuger-Heizrohrbruch.....	7-21
7.7	Systemübergreifende interne Einwirkungen.....	7-23
7.7.1	Auswirkungen von Brüchen hochenergetischer Rohrleitungen auf benachbarte Systeme.....	7-23
7.7.2	Anlageinterne Überflutung	7-24
7.7.3	Brand	7-25
7.8	Externe Ereignisse.....	7-26
7.8.1	Störfallanalysen	7-27
7.8.2	Erdbeben	7-28
7.8.3	Weitere naturbedingte Ereignisse	7-28
7.8.4	Flugzeugabsturz	7-29
7.9	Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen	7-31
7.9.1	Rechenmodelle zur Bestimmung der radiologischen Auswirkungen.....	7-31
7.9.1.1	Aktivitätsinventar und Transport radioaktiver Stoffe in der Anlage	7-33
7.9.1.2	Atmosphärische Ausbreitung und Dosisberechnung	7-34
7.9.2	Ergebnisse der radiologischen Störfallanalysen.....	7-36
7.9.2.1	Dampferzeuger-Heizrohrbruch.....	7-36
7.9.2.2	Fehlöffnen eines Frischdampf-Abblaseventils	7-38
7.9.2.3	Frischdampfleitungsbruch	7-40
7.9.2.4	Kleiner Kühlmittelverluststörfall	7-41

7.9.2.5	Stabauswurf und grosser Kühlmittelverluststörfall	7-42
7.9.2.6	Brennelement-Handhabungsstörfall.....	7-44
7.9.2.7	Teilausfall der Eigenbedarfsversorgung und Blockieren einer Hauptkühlmittelpumpe	7-46
7.9.2.8	Fehlausfahren eines Kontrollstabes.....	7-48
7.9.2.9	Bruch der Ablassleitung ausserhalb des Containments.....	7-49
7.9.2.10	Versagen des Volumenausgleichstanks	7-50
7.9.2.11	Störfälle durch externe Ereignisse	7-51
7.9.2.12	Radiologische Auswirkungen in der Anlage.....	7-52
7.10	Zusammenfassende Bewertung.....	7-54
8	Auslegungsüberschreitende Störfälle.....	8-1
8.1	PSA der Stufe-1 für den Volllastbetrieb.....	8-2
8.1.1	Analyse der Komponenten-Zuverlässigkeit	8-3
8.1.2	Analyse von Operateurhandlungen	8-8
8.1.3	Analyse anlageinterner Ereignisse	8-10
8.1.3.1	Auswahl und Ermittlung der Häufigkeit auslösender Ereignisse.....	8-10
8.1.3.2	Ereignisablauf- und Systemanalyse	8-13
8.1.4	Analyse interner systemübergreifender Ereignisse	8-16
8.1.4.1	Auswahl auslösender Ereignisse und Anlagenbereiche	8-17
8.1.4.2	Anlageinterne Brände.....	8-18
8.1.4.3	Anlageinterne Überflutungen.....	8-21
8.1.4.4	Turbinenhavarie	8-22
8.1.5	Analyse anlageexterner Ereignisse	8-23
8.1.5.1	Auswahl anlageexterner Ereignisse	8-23
8.1.5.2	Erdbeben.....	8-23
8.1.5.3	Unfallbedingter Flugzeugabsturz.....	8-26
8.1.5.4	Externe Überflutung	8-26
8.1.5.5	Wind.....	8-27
8.1.5.6	Verstopfung des Kühlwassereinflaßs	8-28
8.1.6	Ergebnisse und Erkenntnisse	8-29
8.2	PSA der Stufe-2 für den Volllastbetrieb.....	8-40
8.2.1	Definition von Anlageschadenzuständen.....	8-41
8.2.2	Analyse der Containmentkapazität.....	8-43
8.2.3	Analyse der Containmentbelastung.....	8-45
8.2.4	Containment-Ereignisablaufanalyse	8-49
8.2.5	Quelltermanalyse.....	8-55
8.2.6	Ergebnisse und Erkenntnisse	8-56
8.3	PSA der Stufe-1 für Stillstand und Schwachlast.....	8-61
8.3.1	Definition und Ermittlung der Häufigkeit und Dauer von Abstellungstypen und Betriebszuständen	8-62
8.3.2	Analyse von Operateurhandlungen	8-65
8.3.3	Analyse anlageinterner Ereignisse	8-67
8.3.3.1	Auswahl und Ermittlung der Häufigkeit auslösender Ereignisse.....	8-67
8.3.3.2	Ereignisablauf- und Systemanalyse	8-69
8.3.4	Analyse interner systemübergreifender Ereignisse	8-72
8.3.4.1	Auswahl auslösender Ereignisse und Anlagenbereiche	8-72
8.3.4.2	Anlageinterne Brände.....	8-72
8.3.4.3	Anlageinterne Überflutungen.....	8-73
8.3.5	Analyse externer Ereignisse	8-75

8.3.6	Ergebnisse und Erkenntnisse	8-76
8.4	Zusammenfassende Bewertung	8-83
9	Notfallschutz	9-1
9.1	Allgemeines	9-1
9.2	Anlageinterner Notfallschutz	9-1
9.3	Anlageexterner Notfallschutz	9-4
9.4	Notfallübungen	9-5
9.5	Notfallmanagement bei schweren Unfällen	9-6
10	Gesamtbewertung und Pendenzen	10-1
10.1	Gesamtbewertung des Gesuchstellers	10-1
10.1.1	Erfüllung der Schutzziele nach der Richtlinie HSK-R-48	10-1
10.1.2	Bewertung der Sicherheitskultur durch den Gesuchsteller	10-3
10.1.3	Nachrüstungen, Verbesserungen, Erneuerungen	10-4
10.1.4	Ausblick auf die Betriebsperiode bis zur nächsten Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2012.....	10-4
10.2	Beurteilung der HSK	10-5
10.2.1	Sicherheitskultur und Sicherheitsmanagement	10-5
10.2.2	Betriebserfahrung der Gesamtanlage	10-6
10.2.3	Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude, Systeme und Komponenten.....	10-6
10.2.4	Alterung	10-7
10.2.5	Verhalten der Anlage bei Auslegungsstörfällen	10-8
10.2.6	Auslegungsüberschreitende Störfälle	10-8
10.2.7	Notfallschutz	10-9
10.2.8	Schlussfolgerung	10-9
10.3	Auflagen	10-10
10.4	PSÜ-Pendenzen	10-12
10.4.1	PSÜ-Pendenzen aus dem Bereich Organisation und Personal	10-12
10.4.2	PSÜ-Pendenzen aus dem Bereich Betriebserfahrung der Gesamtanlage.....	10-13
10.4.3	PSÜ-Pendenzen aus dem Bereich sicherheitstechnisch wichtige Gebäude, Systeme und Komponenten	10-14
10.4.4	PSÜ-Pendenzen zum Verhalten der Anlage bei Auslegungsstörfällen	10-16
10.4.5	PSÜ-Pendenzen aus dem Bereich Auslegungsüberschreitende Störfälle	10-16
10.4.6	PSÜ-Pendenzen aus dem Bereich Notfallschutz	10-20
Anhang A: Abkürzungen		A-1
Anhang B: Liste der HSK Richtlinien		B-1
Referenzen		R-1

Verzeichnis der Abbildungen

Abb. 3-1	Gebäudeanordnung des Gesamtanlage KKB	3-5
Abb. 3-2	Wasserdampfkreislauf und Sicherheitssysteme KKB 2	3-8
Abb. 5.2-1	Zuordnung der Vorkommnisse im KKB 1 + 2	5-4
Abb. 5.4.4-1	Arbeitsausnutzung	5-14
Abb. 5.4.4-2	Ungeplante Nichtverfügbarkeit	5-14
Abb. 5.4.4-3	Ungeplante Reaktorschnellabschaltungen	5-14
Abb. 5.4.4-4	Nichtverfügbarkeit der Sicherheitseinspeisung	5-14
Abb. 5.4.4-5	Chemieindex	5-15
Abb. 5.4.4-6	Brennelementzuverlässigkeit	5-15
Abb. 5.4.4-7	Industrie-Arbeitssicherheits-Index	5-15
Abb. 5.6.3-1	Betriebsdosis KKB 1 und 2	5-31
Abb. 5.7.1-1	Abwasserabgaben des KKB im Vergleich mit anderen, europäischen Druckwasserreaktoren und dem Kernkraftwerk Gösgen	5-44
Abb. 5.8.1-1	Kollektivdosis bei der Handhabung der radioaktiven Abfälle	5-50
Abb. 6.9.3-1	Wechselstromversorgung KKB 2	6-122
Abb. 8.2.6-1	Vergleich des in der BERA-2002 Stufe-2 und der HSK-Studie ermittelten integralen Freisetzungsrisikos für das Radionuklid Caesium	8-59

Verzeichnis der Tabellen

Tabelle	3.3-1:	wichtige Technische Anlagenänderungen im Block 2 seit dem 1. Januar 1992	3-9
Tabelle	5.4.1:	Ungeplante automatische Reaktorschnellabschaltungen im KKB2	5-11
Tabelle	5.5.3-1:	Wichtigste Untersuchungen und präventive Instandhaltungsmassnahmen an Gebäuden, als Ergebnis der AÜP-Bautechnik	5-26
Tabelle	5.5.3-2:	Stand vom 30.06.2003 der Basisinspektionen im AÜP Bautechnik	5-27
Tabelle	5.8.1-1:	Anzahl produzierte Abfallgebinde im Berichtszeitraum	5-48
Tabelle	5.8.2-1:	Aktivitätsinventare der Lagerräume per Ende 2001	5-52
Tabelle	6.1.1-1:	Sicherheitstechnische Einstufung von wichtigen Ausrüstungen und Systemen	6-1
Tabelle	6.2.1-1:	Klassierung der Gebäude im KKB 2	6-6
Tabelle	7.9.2-1:	Maximale Dosis für den Dampferzeuger-Heizrohrbruch (für Dauer- betrieb zulässige Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel)	7-37
Tabelle	7.9.2-2:	Maximale Dosis für den Dampferzeuger-Heizrohrbruch (erhöhte Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel)	7-38
Tabelle	7.9.2-3:	Maximale Dosis für das Fehlöffnen von Frischdampf-Abblaseventilen (für Dauerbetrieb zulässige Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel)	7-39
Tabelle	7.9.2-4:	Maximale Dosis für das Fehlöffnen von Frischdampf-Abblaseventilen (erhöhte Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel)	7-39
Tabelle	7.9.2-5:	Maximale Dosis für den Frischdampfleitungsbruch	7-41
Tabelle	7.9.2-6:	Maximale Dosis für den kleinen Kühlmittelverluststörfall	7-42
Tabelle	7.9.2-7:	Maximale Dosis für den Stabauswurf	7-44
Tabelle	7.9.2-8:	Maximale Dosis für den grossen Kühlmittelverluststörfall	7-44
Tabelle	7.9.2-9:	Maximale Dosis für den Brennelement-Handhabungsstörfall	7-46
Tabelle	7.9.2-10:	Maximale Dosis für den Teilausfall der Eigenbedarfsversorgung	7-47
Tabelle	7.9.2-11:	Maximale Dosis für das Blockieren einer Hauptkühlmittelpumpe	7-47
Tabelle	7.9.2-12:	Maximale Dosis für das Fehlausfahren eines Kontrollstabs	7-49
Tabelle	7.9.2-13:	Maximale Dosis für den Bruch der Ablassleitung ausserhalb Containment	7-50
Tabelle	7.9.2-14:	Maximale Dosis für das Versagen des Volumenausgleichstanks	7-51
Tabelle	7.9.2-15:	Maximale Dosis für Störfälle durch externe Ereignisse	7-52
Tabelle	7.9.2-16:	Zusammenstellung der Folgedosen für das Personal bei einem Brennelementabsturz	7-53
Tabelle	7.9.2-17:	Ergebnisse der radiologischen Störfallanalysen	7-56
Tabelle	8.1.1-1:	Versagenswahrscheinlichkeiten und Ausfallraten risikorelevanter Komponententypen der Nicht-Notstandssysteme	8-6
Tabelle	8.1.6-1:	Vergleich der in den ursprünglichen und in den aktualisierten PSA-Studien von KKB und HSK erzielten Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency, CDF)	8-34

Tabelle	8.1.6-2:	In der BERA-2000 Stufe-1 ausgewiesene dominante auslösende Ereignisse zur Kernschadenshäufigkeit (CDF)	8-35
Tabelle	8.1.6-3:	Vergleich der in der BERA-2000 Stufe-1 und in der HSK-2003 Studie ausgewiesenen Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse	8-37
Tabelle	8.1.6-4:	In der BERA-2000 Stufe-1 und der HSK-2003 Studie berücksichtigten Operateurhandlungen mit einer Fussel-Vesely Importanz grösser 1.0E-02	8-38
Tabelle	8.1.6-5:	Vergleich der mittleren Fehlerwahrscheinlichkeiten von neu bewerteten Operateurhandlungen mit denen in der BERA-2000 Stufe-1	8-39
Tabelle	8.2.4-1:	Vergleich der in den KKB-Studien Stufe-2 und in den HSK-Studien Stufe-2 ermittelten Häufigkeiten für Freisetzungskategorien	8-53
Tabelle	8.2.6-1:	Beginn und Risiko der in der HSK-Analyse ermittelten Freisetzung von Aerosolen	8-60
Tabelle	8.3.1-1:	Häufigkeit und mittlere Dauer der in der BESRA definierten Abstellungstypen	8-63
Tabelle	8.3.1-2:	In der BESRA definierte Betriebszustände während einer Abstellung des Typs C	8-64
Tabelle	8.3.6-1:	Beitrag von Ereigniskategorien/-gruppen und auslösenden Ereignissen zur Brennstoffschadenshäufigkeit (FDF) im Stillstand- und Schwachlastbetrieb	8-78
Tabelle	8.3.6-2:	Ergebnisse der in der BESRA durchgeführten Unsicherheitsanalyse	8-80
Tabelle	8.3.6-3:	Vergleich der mittleren Fehlerwahrscheinlichkeiten von wichtigen neu bewerteten Operateurhandlungen mit denen in der BESRA	8-82

1 Einleitung

1.1 Veranlassung

Zu dem Gesuch¹ der Nordostschweizerischen Kraftwerke AG (NOK) vom 18. Dezember 1991 um Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk Beznau 2 hat der schweizerische Bundesrat mit der Verfügung² vom 12. Dezember 1994 die Bewilligung für den weiteren Betrieb bis 31. Dezember 2004 erteilt. Weiterhin hat der Bundesrat in dieser Verfügung festgehalten, dass eine weitere Verlängerung der Betriebsbewilligung nach Ablauf der Frist vorbehalten bleibe, sofern die gesetzlichen Anforderungen erfüllt sind. Die Nordostschweizerischen Kraftwerke AG (NOK) hat nun mit dem Gesuch³ für das Kernkraftwerk Beznau 2 vom 17. November 2000 den Antrag gestellt, die in Ziffer 1 der Verfügung² vom 12. Dezember 1994 angeordnete Befristung des Betriebs bis zum 31. Dezember 2004 aufzuheben.

Mit den Schreiben^{4,5} vom 23. August 1999 und vom 21.12.2000 hat das Bundesamt für Energie (BFE) der NOK mitgeteilt, dass die Änderung der Befristung der Betriebsbewilligung in einem ordentlichen Verfahren nach Art. 7, Abs. 1 des Atomgesetzes (SR 732.0, Stand 26.11.2002) durchzuführen sind. Die von der NOK einzureichenden Unterlagen sind auf der Basis der Periodischen Sicherheitsüberprüfung KKB zu erstellen. Sie wurden im Schreiben⁴ vom 23. August 1999 wie folgt festgelegt:

- der aktualisierte Sicherheitsbericht
- die Sicherheitsstatusanalyse
- die aktualisierte Probabilistische Sicherheitsanalyse
- der Betriebsführungs- und Erfahrungsbericht
- der Sicherungsstatusbericht

Mit dem Schreiben⁵ vom 21. Dezember 2000 legte das BFE den Termin für die Einreichung der oben genannten Unterlagen durch die NOK auf Ende Dezember 2002 fest.

Aufgrund von Art. 7, Abs. 1 des Atomgesetzes (SR 732.0, Stand 26.11.2002) hat die Bewilligungsbehörde für eine Bewilligung zum Betrieb einer Atomanlage ein Gutachten einzuholen. Das Gutachten hat sich insbesondere darüber auszusprechen, ob alle zumutbaren Massnahmen zum Schutz von Menschen, fremden Sachen und wichtigen Rechtsgütern vorgesehen sind. Da die Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) gemäss Verordnung betreffend die Aufsicht über die Kernanlagen Art. 1 (SR 732.22, Stand 14.03.1983) die Aufsichtsbehörde des Bundes in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz von Kernanlagen ist, obliegt die Erstellung eines derartigen Gutachtens der HSK. Das Gutachten wurde von der HSK auf der Grundlage der eingereichten Unterlagen zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung erstellt.

1.2 Die Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ)

Der schweizerische Bundesrat hat in der Verfügung² vom 12. Dezember 1994 unter Punkt 3.10 festgehalten, dass der HSK in Abständen von etwa 10 Jahren ein Bericht über die Sicherheit des KKB 2 einzureichen ist.

Im November 2001 wurde die Richtlinie HSK-R-48 "Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken" in Kraft gesetzt. In dieser Richtlinie sind die Grundsätze und Inhalte der Periodischen Sicherheitsüberprüfung festgelegt.

Ziel der PSÜ ist die ganzheitliche sicherheitstechnische Beurteilung des Kernkraftwerks. Hierbei ist einerseits die kraftwerksspezifische Betriebserfahrung der letzten 10 Jahre auszuwerten und mit relevanten Betriebserfahrungen anderer Kernkraftwerke zu vergleichen. Andererseits ist der aktuelle Zustand des Kernkraftwerks dem Stand von Wissenschaft und Technik gegenüber zu stellen. Anhand dieser Vergleiche ist die Notwendigkeit von Nachrüstmassnahmen zu überprüfen.

1.3 Vorgehensweise

Im Juni 2001 wurde der Umfang der Periodischen Sicherheitsüberprüfung von der NOK schriftlich festgelegt und von der HSK gutgeheissen. Die Festlegungen betrafen die Inhalte des Betriebserfahrungsberichts (BEB) und des Sicherheitsstatusberichts (SSB). Diese Dokumente bildeten neben der probabilistischen Sicherheitsanalyse den Bearbeitungsschwerpunkt der von KKB durchgeführten Periodischen Sicherheitsüberprüfung. Als Grundlage für die Festlegungen diente damals der Entwurf der Richtlinie HSK-R-48.

Weiterhin wurden folgende Festlegungen getroffen:

- Die einzureichenden Dokumente beschreiben den Zustand der Anlage am Stichtag 31. Dezember 2001. Sie enthalten eine Beurteilung des Sicherheitsstatus der Anlage und eine Prognose, inwieweit ein sicherer Betrieb der Anlage bis zur nächsten PSÜ (d.h. bis 2012) gewährleistet ist.
- Die Auslegung von Systemen und Komponenten wird bewertet, wenn an diesen Systemen innerhalb des 10-jährigen Bewertungszeitraums, das heisst ab dem 01. Januar 1992 bis zum 31. Dezember 2001, Änderungen durchgeführt wurden oder wenn sich die Beurteilungsgrundlagen in diesem Zeitraum geändert haben.
- Die Betriebsführung und das Betriebsverhalten werden schwerpunktmässig im festgelegten Bewertungszeitraum dargestellt und bewertet. Für die Bewertung der Ergebnisse der Alterungsüberwachung gilt die gesamte Betriebsdauer der Anlage.
- Auf wesentliche Änderungen an Sicherheitseinrichtungen, die in naher Zukunft geplant sind, wird hingewiesen.

Zur Erfüllung der Verfügung² sowie der Forderung der Richtlinie HSK-R-48 führte die NOK im Jahr 2002 die Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) des Kernkraftwerks Beznau durch.

Nach Vorlage der Unterlagen zur PSÜ im Januar 2003 führte die HSK zunächst eine Grobprüfung der eingereichten Dokumente durch, die zu Nachforderungen an die NOK führte. Die NOK lieferte der HSK die ergänzenden Unterlagen bis April 2003. Die HSK führte anschliessend eine unabhängige Prüfung und Beurteilung der technischen Unterlagen durch und erstellte auf dieser Grundlage das vorliegende Gutachten, wobei auch Erkenntnisse aus der Aufsicht über das Kernkraftwerk berücksichtigt wurden. Im Gutachten wird beurteilt, ob im KKB 2 die für einen weiteren sicheren Betrieb notwendige Vorsorge getroffen ist.

1.4 Abgrenzung

Dieses Gutachten beurteilt nur KKB 2. Die gewonnene Betriebserfahrung von KKB 1 wird bei der Beurteilung von KKB 2 berücksichtigt.

Die Beurteilung der Sicherungsmassnahmen für das Kernkraftwerk Beznau ist nicht Gegenstand dieses Gutachtens. Diese wird von der Sektion Kernenergie (KE) des BFE gesondert durchgeführt.

Das Zwischenlager für Radioaktive Abfälle in Beznau (ZWIBEZ) erhielt auf der Grundlage des HSK-Gutachtens⁶ vom Mai 1990 vom Schweizerischen Bundesrat eine separate Bewilligung⁷ für die Erstellung und den Betrieb. Die Beurteilung des ZWIBEZ ist aus diesem Grund nicht Bestandteil dieses Gutachtens.

Die letzte Überprüfung des KKB 2 durch die HSK wurde mit dem Gutachten (HSK 15/130) vom April 1994 abgeschlossen. Das vorliegende Gutachten behandelt die Auslegung des KKB 2, sofern nach dem Stand von Wissenschaft und Technik neue Erkenntnisse vorliegen, die Betriebserfahrung des KKB bzw. anderer verwandter Werke neue Erkenntnisse liefert, und wenn die durchgeführten Anlagenänderungen dies erfordern. Ansonsten sind die Aussagen im HSK-Gutachten von 1994 noch gültig.

1.5 Beurteilungsgrundlagen

Die von der Bundesversammlung, vom Bundesrat bzw. von den Departementen verabschiedeten Gesetze und Verordnungen sind in jedem Fall einzuhalten. Es gelten behördliche Richtlinien, Normen und technische Vorschriften die vor dem Stichtag 31.12.2001 in Kraft gesetzt wurden. Ebenfalls sind Anforderungen aus internationalen Regelwerken und Veröffentlichungen heranzuziehen, insofern diese nicht durch schweizerische Richtlinien, Normen und Vorschriften abgedeckt sind.

Eine wichtige Beurteilungsgrundlage ist auch der Stand von Wissenschaft und Technik (StSG Art. 9). Dem ist der aktuelle Zustand des Kernkraftwerks gegenüberzustellen.

Unter dem Stand der Technik wird Folgendes verstanden:

1. Richtlinien der HSK und Festlegungen des Schweizerischen Vereins für Technische Inspektionen (SVTI)
2. Allgemein gültige nationale Normen und Vorschriften (z.B. für Brandschutz, Blitzschutz)
3. Kerntechnisches Regelwerk oder Praxis des Lieferlandes des Kernkraftwerkes
4. Veröffentlichungen (Fundamentals, Standards, Guides) der International Atomic Energy Agency (IAEA), der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) sowie Empfehlungen der Eidgenössischen Kommissionen (insbesondere der KSA)
5. Realisierter Stand der Technik in anderen Kernkraftwerken oder in relevanten Anlagen anderer Industriebereiche

Unter dem Stand der Wissenschaft werden Erkenntnisse aus der Forschung verstanden, die allgemein anerkannt sind oder unabhängig überprüft wurden.

Im Anhang 1 dieses Gutachtens werden alle Richtlinien der HSK mit dem für das Gutachten gültigen Revisionsstand aufgeführt. Auf der Homepage der HSK (www.hsk.psi.ch) sind die jeweils aktuellen Richtlinien der HSK veröffentlicht.

1.6 Eingereichte Dokumente

KKB reichte der HSK bis Ende 2002 die folgenden Unterlagen zur Beurteilung ein:

- Als Beschreibung des anlagenspezifischen Sicherheitskonzeptes legte das KKB den aktualisierten Sicherheitsbericht⁸ Block 2 Rev. 2001 vor. Weitere Unterlagen, wie die Technischen Spezifikationen, das Kraftwerks- und Notfallreglement, die Störfall- und Notfallvorschriften sowie Zusatzberichte zum anlageninternen Notfallschutz, zum Brand- und Blitzschutz, zum Instandhaltungskonzept, zu den Flucht- und Interventionswegen wurden von der HSK zur Erstellung des Gutachtens herangezogen.
- Die Betriebsführung und das Betriebsverhalten der Anlage beschrieb und bewertete KKB im Betriebsführungs- und Betriebserfahrungsbericht (BEB). Als ein zentrales Dokument der PSÜ wurden im BEB die Sicherheitssysteme mit ihren Anlagenänderungen vom KKB bewertet. Aus dem Bereich Organisation und Personal, Sicherheitskultur, Qualitätsmanagement wurden von der HSK zusätzlich die administrativen Weisungen des KKB berücksichtigt.
- In der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse beurteilte das KKB die Beherrschung eines Spektrums von Auslegungsstörfällen durch die Sicherheitseinrichtungen. Mit dem Statussicherheitsbericht (SSB) und zusätzlichen detaillierten Berichten zeigte KKB, dass die für die Vorkommnisse der Ereigniskategorien Betriebsstörung, Zwischenfall und Unfall geforderten Dosisgrenzwerte eingehalten sind.
- Zur Beurteilung des Sicherheitsniveaus und der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts wurden von KKB drei probabilistische Studien bei der HSK eingereicht. Zwei Studien, Beznau Probabilistic Risk Assessment (BERA) Stufe-1-PSA und Stufe-2-PSA für Vollast, stellen eine Aktualisierung bereits bestehender Studien dar. Die dritte Studie, Beznau Probabilistic Shutdown Risk Assessment (BESRA) der Stufe 1 für Schwachlast und Stillstand, wurde neu erstellt. Die Vorgehensweise und die Ergebnisse der PSA-Studien sind in einem Hauptbericht⁹ zusammenfassend dargestellt.

Zu Themenbereichen, die auf Anfrage der HSK zusätzliche Abklärungen erforderten, hat KKB in separaten Dokumenten Stellung genommen.

2 Erfüllung von Auflagen u. Pendenzen; Inspektionstätigkeit der HSK

Zur weiteren Verbesserung der Sicherheit und Zuverlässigkeit der Anlage wies die HSK im Gutachten 1994 (HSK 15/130) auf verschiedene Massnahmen hin, die zu prüfen oder durchzuführen waren. Diese wurden von der HSK als Pendenzen behandelt. Forderungen mit grundsätzlichem Charakter schlug sie als Auflagen vor. Diese Auflagen wurden mit der Betriebsbewilligung vom 12. Dezember 1994 vom Bundesrat verfügt.

Der Stand der Erfüllung dieser Auflagen und Pendenzen wird in Kapitel 2.1.1 resp. in Kapitel 2.1.2 festgehalten. In Kapitel 2.2 wird über die Ergebnisse der durchgeführten Inspektionen berichtet.

2.1 Erfüllung von Auflagen und Pendenzen

2.1.1 Erfüllung von Auflagen der Verfügung des Bundesrates vom 12. Dezember 1994

Mit der befristeten Betriebsbewilligung, die vom Bundesrat im Dezember 1994 erteilt wurde, sind Auflagen an den Betreiber hinsichtlich der nuklearen Sicherheit und den Strahlenschutz verknüpft.

Die mit Abschlussterminen versehenen Auflagen sind inzwischen alle erfüllt worden; die dauernd oder periodisch zu erledigenden bzw. einzuhaltenden wurden bis zum heutigen Zeitpunkt ebenfalls erfüllt. Nachfolgend werden die wichtigsten Schritte zur Erledigung der einzelnen Auflagen festgehalten. Der Originaltext der Auflagen ist im folgenden Abschnitt kursiv gedruckt.

A1: Maximal zulässige thermische Reaktorleistung (Auflage 3.1 der Verfügung², HSK-Gutachten 1994 Kap. 6.3.1.1, dieses Gutachten Kap. 6.10.1)

Die thermische Leistung des Reaktors darf im stationären Betrieb den Wert von 1130 MW nicht überschreiten.

Die Einhaltung der maximal zulässigen thermischen Reaktorleistung wird durch das Werk laufend kontrolliert; die HSK prüft die Einhaltung dieser Limite anhand der monatlich zu verfassenden Betriebsberichte des Werkes. Die Limite wurde im Berichtszeitraum durchwegs eingehalten. Die Reaktor-Operateure können die 'aus Messwerten an den Dampferzeugern errechnete thermische Leistung des Reaktors' laufend auf einem Display im Hauptkommandoraum ablesen.

A2: Jahres- und Kurzzeitabgabelimiten (Auflage 3.2 der Verfügung², HSK-Gutachten 1994 Kap. 7.1.6, dieses Gutachten Kap. 5.7.1)

ⁱBei der Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt aus beiden Blöcken des Kernkraftwerks Beznau müssen Grenzwerte eingehalten werden, welche auf der Strahlenschutzverordnung basieren. Dies gilt sowohl für Abgaben an die Atmosphäre als auch für Abgaben mit dem Abwasser.

Die Einhaltung dieser Auflage wird vom Werk dauernd und von der HSK periodisch kontrolliert. Die jährlichen Aktivitätsabgaben sind jeweils im Jahresbericht festgehalten. Darüber hinaus enthält der Sicherheitsbericht, Tab. 1.3-2, eine Übersicht der Aktivitätsabgaben der Jahre 1974 bis 2000 für Block 2. Die Limiten wurden stets eingehalten.

ⁱ Eine neue Strahlenschutzverordnung, STRAVO, trat Mitte 1994 in Kraft, d.h. vor Erteilung der Bewilligung.

A3: Erweiterung des Wiederholungsprüfumfanges am Reaktorkühlsystem (Auflage 3.3 der Verfügung², HSK-Gutachten 1994 Kap. 6.4.2.4 und 6.4.3.5)

Für die heute nicht prüfbaren Schweissnähte des Reaktorkühlkreislaufs sind Prüfmöglichkeiten zu untersuchen; bis 31. Dezember 1995 ist der HSK ein Vorschlag zur Ergänzung des Prüfumfanges vorzulegen.

Diese Auflage wurde von KKB aufgeteilt in eine Auflage 3.3a, welche die Prüfung des Reaktordruckbehälters behandelt und in eine Auflage 3.3b, welche die Prüfung der Hauptkühlmittelleitungen behandelt.

Auflage 3.3a (Prüfung des Reaktordruckbehälters): Am Reaktordruckbehälter sind die Bodenrundnähte Nr. 9 und 10 sowie die Deckelrundnähte Nr. 1 und 2 betroffen. Die Ultraschallprüfung dieser Schweissnähte wurde in das Wiederholungsprüfprogramm aufgenommen. Die Prüfungen fanden in den Jahren 1995 bzw. 1998 statt. Damit war dieser Teil der Auflage erfüllt.

Auflage 3.3b (Prüfung der Hauptkühlmittelleitungen): Nachdem KKB den geforderten Prüfvorschlag eingereicht hatte, stellte die HSK am 12. April 1996 die Erfüllung der Auflage fest. Mit dem Austausch des Dampferzeugers im Jahre 1999 wurde auch ein Teil der Hauptkühlmittelleitung ausgetauscht. Die neuen Schweissnähte sind prüfbar. Der von der Festlegung NE-14, Rev. 5, geforderte Prüfumfang wird durch das Wiederholungsprüfprogramm von 1999 erfüllt.

A4: Safeguard-System (Auflage 3.4 der Verfügung², HSK-Gutachten 1994 Kap. 6.6.3.4.4, dieses Gutachten Kap. 6.7.2.1)

a) Während eines Brennstoffzyklus sind in regelmässigen Abständen erweiterte Prüfungen des Safeguardsystems durchzuführen. Dazu ist bis zum Revisionsstillstand 1995 ein Konzept zur Prüfung während des Betriebes auszuarbeiten und der HSK vorzulegen.

Das geforderte Konzept zur ausführlicheren Prüfung der Safeguard-Logik während des Betriebes wurde der HSK am 13. April 1995 eingereicht. Nachdem KKB die dafür notwendigen Prüfeinrichtungen realisiert hatte, inspizierte die HSK die erstmalige Durchführung während des darauf folgenden Brennstoffwechsels. Die Prüfungen wurden bis zum Ersatz des Reaktorschutzsystems durch ein modernes, rechnerbasiertes System im Jahr 2000 (Block 1) resp. Jahr 2001 (Block 2) nach diesem Konzept durchgeführt. Für das neue Reaktorschutz- und Regelsystem gilt ein anderes, umfassendes Prüfkonzept.

b) Beim Test des Safeguardsystems während des Revisionsstillstands ist ab 1995 eine vollständige Prüfung aller Anrege-Signalkombinationen durchzuführen.

Eine neu erarbeitete Routinevorschrift bzgl. Safeguard-Integraltest sowie eine überarbeitete Routinevorschrift bzgl. Safeguard-Logiktest wurden der HSK termingerecht eingereicht. Die HSK hat die Vorschriften auf Vollständigkeit hin geprüft und an der Durchführung der Prüfungen im Block 2 teilgenommen. Sie konnte sich davon überzeugen, dass alle Anregesignal-Kombinationen geprüft werden. Die HSK schloss die Pendenza am 1. Juni 1995. Die Routinevorschrift blieb bis zum Ersatz des Reaktorschutz- und Regelsystems in Kraft.

A5: Verbesserung der Zuverlässigkeit und Kapazität des Hilfsspeisewassersystems (Auflage 3.5 der Verfügung², HSK-Gutachten 1994 Kap. 6.6.4.1, dieses Gutachten Kap. 6.7.4.2)

Das Hilfsspeisewassersystem ist im Hinblick auf Systemzuverlässigkeit und -kapazität so zu verbessern, dass ausser der Nachwärmeabfuhr auch gleichzeitig ein beschleunigtes Abfahren der Anlage unter Berücksichtigung des Einzelfehlerkriteriums möglich ist. Vorschläge für Systemverbesserungen sind der HSK bis 30. Juni 1995 einzureichen.

KKB reichte am 9. Juni 1995 erstmalig und am 1. Mai 1996 in überarbeiteter Form ein Konzept zur Ertüchtigung der gesicherten Speisewasserversorgung ein. Dieses sah eine Ergänzung mit einem neu einzubauenden, einsträngigen Notspeisewassersystem vor. Nach einer weiteren Konzeptänderung im Bereich des Einspeisepfades akzeptierte die HSK das Konzept im Mai 1997. Damit war die Auflage A5 abgeschlossen. Das Notspeisewassersystem wurde im Block 2 im Jahr 1999 und im Block 1 im Jahr 2000 in Betrieb gesetzt.

A6: Eigenbedarfs- und Notstromversorgung (Auflage 3.6 der Verfügung², HSK-Gutachten 1994 Kap. 6.7.2.6, dieses Gutachten Kap. 6.9.3)

Folgende Verbesserungen der Eigenbedarfs- und Notstromversorgung sind bis Ende 1996 durchzuführen:

- a) *Realisierung der automatischen Generatorschalterfunktion und Eliminierung der automatischen Rückspeisungen von 1E- auf 0E-Schienen;*
- b) *Erstellen einer unabhängigen und zuverlässigen Notstromversorgung für den Strang 24;*
- c) *Ertüchtigung des Abwurfes der Hauptspeisewasserpumpe vom Strang 24 im Notstromfall;*
- d) *Abschluss der systematischen Strangzuordnung der 1E-Verbraucher;*
- e) *Ausserdem sind die Sicherheitsgewinne und Realisierungsmöglichkeiten einer weiteren Anspeisung der NANO-Systeme bis 30. Juni 1995 zu untersuchen.*

Auflage 3.6a: Die automatische Generatorschalterfunktion wurde 1995 im Block 2 und 1996 im Block 1 während des Revisionsstillstandes ausgeführt und dem Betrieb übergeben. Dabei wurden auch die automatischen Rückspeisungen der 1E- auf die 0E-Schienen eliminiert. Damit war die Auflage 3.6a erfüllt.

Auflage 3.6b: Die von der HSK geforderte unabhängige Notstromversorgung des Strangs 24 wurde durch die Modifikation der 8-kV-Schaltanlage im Hydraulischen Kraftwerk Beznau verwirklicht und während der Brennstoffwechsel 95 in beiden Blöcken dem Betrieb übergeben. Dadurch wurde eine bedeutende Verbesserung erzielt. Ab der neu gebauten Schaltanlage beim Hydraulischen Kraftwerk Beznau führen nun je zwei getrennte Notstromanspeisungen in die beiden Blöcke des KKB. Dadurch wird die geforderte Unabhängigkeit und somit die Entmaschung dieser Stränge bei Notstrombedingungen erreicht. Damit war die Auflage 3.6b erfüllt.

Auflage 3.6c: Im Rahmen der Erneuerung des elektrischen Schutzes der Eigenbedarfsanlage wurde 1995 der Abwurf der Hauptspeisewasserpumpe am Strang 24 ertüchtigt, so dass diese Pumpe im Notstromfall sicher abgeschaltet und deren Wiedereinschaltung blockiert wird. Damit war die Auflage 3.6c erfüllt.

Auflage 3.6d: Die systematische Strangzuordnung der 1E-Verbraucher auf die 1E-klassierten Notstromschienen wurde bis 1995 ausgeführt. Die Zuordnung von 0E-Verbrauchern auf die 1E-Notstromschienen wurde beibehalten. Dem konnte die HSK zustimmen, weil erstens die während der Stillstände 95 durchgeführten Versuche die problemlose Übernahme der Notstromlasten gezeigt

haben und zweitens die 1E-Schienen gegenüber den 0E-Verbrauchern redundant abgesichert sind. Die Auflage 3.6d war damit erfüllt und wurde im Juli 1995 abgeschlossen.

Auflage 3.6e: Untersuchungen von KKB ergaben, dass die Schaffung einer zusätzlichen Anspeisung der Notstand-Systeme nur einen geringen Sicherheitsgewinn bringt und damit, in Anbetracht des erheblichen Aufwandes, nicht gerechtfertigt ist. Nach sorgfältiger Prüfung schloss sich die HSK dieser Meinung an und erklärte die Auflage 3.6e als erfüllt. Auf Verlangen der HSK wurden jedoch ergänzend die Versorgungsmöglichkeiten bei Ausfall der 50-kV-Einspeisung beider Notstand-Stränge untersucht. In Notfallsituationen können im Rahmen von Accident-Management-Massnahmen Reparaturen vorgenommen oder provisorische Kabelverbindungen gelegt werden. Die HSK beurteilte 1997 dieses Vorgehen als tauglich.

A7: Verbesserte Garderoben (Auflage 3.7 der Verfügung², HSK-Gutachten 1994 Kap. 6.16.3)

Die Garderoben für die kontrollierten Zonen sind dem Konzept gemäss Richtlinie HSK-R-07, anzupassen. Insbesondere ist dabei auf eine konsequente Trennung zwischen "heissem" und "kaltem" Garderobenteil zu achten. Die neue Garderobe muss spätestens bis 31. Dezember 1997 realisiert sein.

Die neue Primärgarderobe wurde fristgerecht im Jahre 1997 in Betrieb genommen. Im August bzw. Dezember 1997 bestätigte die HSK die Konformität der neuen Primärgarderobe mit der Richtlinie HSK-R-07.

A8: Alterungsüberwachungsprogramm – AÜP (Auflage 3.8 der Verfügung², HSK-Gutachten 1994 Kap. 7.4)

Es ist ein systematisches, KKB-spezifisches Alterungsüberwachungsprogramm auszuarbeiten und zu befolgen. Für die wichtigsten sicherheitsrelevanten Bauwerke sowie elektrischen und mechanischen Ausrüstungen ist ein solches Programm bis zum 31. Dezember 1995 vorzulegen.

Das Alterungsüberwachungsprogramm wurde für die Bereiche Maschinenteknik, Bautechnik und Elektrotechnik gemäss den Forderungen der HSK termingerecht eingeführt. Es besteht aus der Identifikation der möglichen Alterungsmechanismen, der Überprüfung, Bestandsaufnahme und Ergänzung der vorhandenen Wiederholungsprüfungen und Instandhaltungsprogrammen. Die Ergebnisse sind in Steckbriefen für Komponenten und Bauwerke dokumentiert. KKB stützte sich dabei auf ein von der GSKL erarbeitetes Konzept eines Alterungsüberwachungs-Managements für mechanische und elektrische Komponenten sowie für Gebäudeteile und ergänzte das Konzept durch anlagenspezifische Regelungen und Dokumentationen. Im Februar 1998 bestätigte die HSK die Erledigung der Auflage.

Die Weiterentwicklung des Alterungsüberwachungsprogrammes und seine Umsetzung im Rahmen der Instandhaltung werden im KKB als Daueraufgabe weitergeführt.

A9: Aktualisierung BERA-Studie (Auflage 3.9 der Verfügung², HSK-Gutachten 1994 Kap. 9.3.1, dieses Gutachten Kap. 8.4)

Die probabilistische Sicherheitsanalyse für das KKB 2 (BERA) ist periodisch dem aktuellen Anlagezustand und den neuen Entwicklungen in der PSA-Methodik anzupassen; dabei sind auch die Betriebserfahrungen beider Anlagen zu berücksichtigen.

Es handelt sich hier um eine periodisch zu erledigende Aufgabe, welche aus Sicht der HSK bis anhin von KKB zufriedenstellend erfüllt wurde: Eine aktualisierte BERA-Studie der Stufe 1 wurde im Früh-

jahr 2000 eingereicht. Die darin verwendeten Zuverlässigkeitsdaten der Ausrüstungen berücksichtigten die Betriebserfahrung im KKB bis ins Jahr 1994. Neuere Daten aus den Jahren 1995 bis 2001 wurden auf Forderung der HSK zusätzlich ausgewertet. Der Einfluss dieser Daten wurde in Form einer Sensitivitätsanalyse untersucht. Der Bericht wurde der HSK Ende 2002 zusammen mit einer aktualisierten BERA-Studie Stufe 2 eingereicht. Eine PSA-Studie für Stillstand und Schwachlast (BESRA-Studie) wurde der HSK bereits im Herbst 1998 eingereicht.

KKB wird in Zukunft die PSA-Studien alle 10 Jahre, zeitlich abgestimmt auf die PSÜ, vollständig aktualisieren. Eine Zwischenaktualisierung der Zuverlässigkeitsdaten wird alle fünf Jahre durchgeführt. Auf Verlangen der HSK hat KKB für die Aktualisierung der PSA-Studien und generell für PSA-Arbeiten eine Verfahrensvorschrift erstellt, welche die HSK im September 2002 akzeptierte.

A10: Periodische Sicherheitsüberprüfung – PSÜ (Auflage 3.10 der Verfügung², HSK-Gutachten 1994 Kap. 7.4)

In Abständen von etwa 10 Jahren ist der HSK ein Bericht über die Sicherheit der Anlage einzureichen. Dieser muss eine zusammenfassende Bewertung des Zustandes der Anlage enthalten; insbesondere ist auf die Betriebserfahrung, besondere Vorkommnisse in der eigenen und in ähnlichen Anlagen, durchgeführte Änderungen und den Alterungszustand einzugehen sowie ein Vergleich mit dem aktuellen Stand der Technik vorzulegen. Weitere Inhalte sind mit den Sicherheitsbehörden abzusprechen.

Auch hier handelt es sich um eine periodische Aufgabe. Sie wurde von KKB erstmals im Jahre 2002 für beide Blöcke durchgeführt. Betrachtet wurde der Zeitraum von Anfang 1992 bis Ende 2001. Der Inhalt des PSÜ-Berichts wurde im Mai 2001 festgelegt und von der HSK gutgeheissen. Er umfasst folgende Teilberichte: Sicherheitsbericht Block 1 (Ausgabe 1999), Sicherheitsbericht Block 2 (Ausgabe 2001), PSA-Studie Level 1 für den Leistungsbetrieb (BERA, Ausgabe 2000), PSA-Studie Level 2 für den Leistungsbetrieb (Ausgabe 2002), PSA-Studie Level 1 für Stillstand, An- und Abfahren (BESRA, Ausgabe 1998), PSA-Hauptbericht (Rev. 2, Jan. 2002), Bericht über die Erfassung der PSA-Rohdaten von 1995 bis 2001 (Ausgabe 2002), Bericht über Betriebserfahrungen und Betriebsführung (BEB), Sicherheitsstatusbericht (SSB, Ausgabe 2002) sowie den Sicherheitsbericht. Die letzten noch ausstehenden Teilberichte wurden der HSK fristgerecht am 19. Dezember 2002 übergeben. Damit wurde die Auflage 3.10 im Berichtszeitraum erfüllt.

A11: Überprüfung Sicherheitsbericht (Auflage 3.11 der Verfügung², HSK-Gutachten 1994 Kap. 10.4.3)

Der Sicherheitsbericht ist jährlich auf seine Richtigkeit zu überprüfen und in Zeitabständen von maximal 4 Jahren zu revidieren.

Die Aktualität des Sicherheitsberichts wird im KKB laufend anhand des Stands von Projekten und Anlageänderungen verfolgt. Für den Block 2 wurde der Sicherheitsbericht im Anschluss an die Verlängerung der Betriebsbewilligung im Dezember 1994 wie folgt neu herausgegeben:

- Revision 2: Herausgabe Juni 1997, technischer Stand per September 1996
- Revision 3: Herausgabe Dezember 2001, technischer Stand per September 2001

Erstmals im Jahr 1995 wurde auch ein eigener Sicherheitsbericht für den anlagentechnisch weitgehend baugleichen Block 1 herausgegeben und im Jahr 1999 seine Revision 1. Damit steht praktisch alle zwei Jahre ein aktueller Bericht zur Verfügung. Die Auflage 3.11 wurde im Berichtszeitraum erfüllt. Die HSK nahm zu den oben erwähnten Revisionen dieser Berichte jeweils Stellung. Die Kom-

mentare der HSK wurden bei der jeweils nächsten Aktualisierung der Sicherheitsberichte berücksichtigt.

A12: Bewertung der Sicherheitskultur (Auflage 3.12 der Verfügung², KSA-Stellungnahme 1994 Kap. 9.4.2, dieses Gutachten Kap. 4.6)

Die Gesuchstellerin hat bis zum 31. Dezember 1997 eine systematische Überprüfung und Bewertung der Sicherheitskultur in ihrer Organisation vorzunehmen und den Sicherheitsbehörden einzureichen.

Diese Auflage geht auf eine Forderung der KSA zurück. KKB hat die verlangten Unterlagen fristgerecht bei HSK und KSA eingereicht. In ihrer Stellungnahme (KSA 15/206) kommt die KSA zum Schluss, dass die Auflage sowohl formal als auch inhaltlich erfüllt sei: formal durch die schriftliche Berichterstattung Ende 1997 und die Aussprache mit der Werksleitung in den Jahren 1998 und 1999; inhaltlich indem sich die KSA überzeugen konnte, dass die Werksleitung die Anliegen der Sicherheitskultur ernst nimmt und in der täglichen Arbeit berücksichtigt. Damit ist die Auflage 3.12 erfüllt.

A13: Analysen über die zu erwartenden radiologischen Verhältnisse bei Störfällen (Auflage 3.13 der Verfügung², KSA-Stellungnahme 1994 Kap. 9.4.2, dieses Gutachten Kap. 6.13.3)

Die Analysen über die bei Störfällen zu erwartenden radiologischen Verhältnisse in der Anlage sind bis 30. Juni 1995 zu vervollständigen.

Die Analyse mit Titel "Strahlenbelastungen an Arbeitsplätzen bei schweren Störfällen" mit Datum 30. Juni 1995 wurde termingerecht eingereicht und von der HSK überprüft. Die Studie zeigt, dass selbst bei konservativ berechneten radiologischen Situationen in der Anlage nach einem Störfall der notwendige Zugang und Aufenthalt für das Personal gewährleistet bleibt. Die KSA liess sich im Oktober 1997 über die Studie und deren Beurteilung durch die HSK informieren. Mit Schreiben vom November 1997 bestätigte die HSK die Erfüllung der Auflage 3.13.

2.1.2 Erfüllung von Pendenzen aus dem HSK-Gutachten von 1994

Im HSK-Gutachten von 1994 (HSK 15/130) wurden insgesamt 53 Pendenzen definiert, die nachfolgend tabellarisch aufgeführt sind. Im vorliegenden Gutachten wird die Erfüllung dieser Pendenzen erläutert; die entsprechenden Kapitel sind in der Tabelle angegeben.

Zum heutigen Zeitpunkt können alle Pendenzen als erfüllt betrachtet werden.

Nr. der Pende ^z	Thema der Pende ^z	Kapitel dieses Gutach- tens	Kapitel des Gut- achtens 1994
P1a	1 E-Komponentenliste ergänzen und nachführen	5.5.2	6.1.1.3
P1b	1 E-Komponenten-Requalifikation im Containment	5.5.2	6.10.3
P2a	Stromversorgung Zutrittskontrollsystem	6.16.2	6.2.4
P2b	Verbesserung der Flucht- und Interventionswege	6.16.2	6.2.4
P2c	Fluchtweg- und Interventionskonzept	6.16.2	6.2.4
P3	Erdbebensicherheit Ostseite Maschinenhaus	6.2.3.5	6.2.5.11

Nr. der Pendeuz	Thema der Pendeuz	Kapitel dieses Gutachtens	Kapitel des Gutachtens 1994
P4	Materialeigenschaften von Krümmern der RKM-Leitung	6.5.3	6.4.3.2
P5	Plattierungsrisse in der DE-Wasserkammer	6.5.5	6.4.4.3
P6	Ermüdungsanalyse an FD- und SpW-Leitungen	6.10.3, 6.10.4	6.4.5.1
P7a	Mechanische Folgen von Rohrleitungsbrüchen im Containment	6.5.3, 7.7.1	6.4.6
P7b	Isolation der Neben- und Zwischenkühlwassersysteme	8.1.3.2	6.5.5
P8	Schutz des Containments vor Versagen infolge Überdruck im Ringraum	6.10.3, 8.1.3.1	6.5.3 & 9.3.2.1
P9	Absperrung der Druckluft für Schleusendichtungen	6.6.5	6.5.3
P10	Stellungsanzeige der Trip-Bypassschalter des Reaktorschutzsystems	6.7.1	6.6.2.2
P11	Änderung des Einstellwertes Containment-Druck "hoch"	6.7.2.1, 7.4.1	8.2.3.5
P12	Verbesserung Loop-Niveaumessung	6.7.3	6.6.5.4
P13	Heisseinspeisung	7.4	6.6.6.4
P14	Umstellung der Kernkühlung auf die interne Rezirkulation	6.7.5, 7.4	6.6.6.7
P15	Isolationsversagen der Absperrarmaturen in den Testleitungen des Notstandsystems	6.7.5	6.6.6.7
P16	Isolationsarmaturen der primären Kühlwassersysteme	8.1.3.2	6.6.7.1
P17	Einzelfehlersicherheit des Ringraum-Spülluftsystems	6.6.4	6.6.8.1
P18	Integrität der Containmentdurchdringungen des RR-Rückpumpsystems	6.6.4	6.6.8.3
P19	Nebenkühlwasser, Nachwärmeabfuhr mit den Notstandsystemen	7.4	6.7.1.1 & 8.2.3.5
P20	Sanierung Schaltanlagenraum 2E 515	7.7.2	6.7.2.1
P21	Primärcontainment-Isolation der Entwässerungsleitungen	6.6.4	6.7.3.1
P22	Messsystem für Leckagen aus dem Reaktorkühlsystem	6.5.1, 6.15	6.7.3.1 & 6.7.3.5
P23	Verbesserungen der seismischen Auslegung der Dampferzeugerleckageüberwachung: diese Pendeuz wurde bereits vor der Fertigstellung des HSK-Gutachtens von 1994 geschlossen	-	6.7.3.4 & 6.7.3.5
P24	Klassierung der Fortluftanlage für den Relaisraum E 408	6.9.4.2	6.7.4.5

Nr. der Pendeuz	Thema der Pendeuz	Kapitel dieses Gutachtens	Kapitel des Gutachtens 1994
P25	Isolation von Steuerluftleitungen ins Containment	8.1.3.2	6.7.5
P26	Gesicherte Kommunikationsmittel in den Leitstellen	6.8.1.1	6.7.7
P27	Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens	6.7.7	6.8.3
P28	Stromversorgung für die Störungsanzeigen der Komponenten im HKR	6.8.1.1	6.9.7
P29a	Anlage-Informationssystem ANIS: Validierung des Gesamtsystems	6.8.2	6.9.7
P29b	Anlage-Informationssystem ANIS: Vollständigkeit der Darstellung der Sicherheitsparameter	6.8.2	6.9.7
P30 a)	Störfallinstrumentierung im HKR und NLS (RDB Niveauanzeige)	6.8.4	6.9.5
P30 b)	Messung und Aufschaltung von Ringraumparametern	6.8.4	6.9.5
P31	Brandschutz im Containment	6.11, 6.5.3	6.12.2
P32	Blitzschutz	6.12	6.13.3
P33	Repräsentativitätsnachweis von Proben	6.14.1	6.14.6
P34	Systemdekontamination	5.6.5	6.14.7
P35	Eliminieren von Gasabgaben über das Maschinenhausdach	6.15	6.15.1
P36	Messung Luftaktivität im Containment	6.15	6.15.2
P37	Schaffung eines Messplatzes mit geringem Strahlenuntergrund (s. Auflage A7 im Gutachten 1994)	6.15	6.15.2
P38	Quick-Counter Installation (s. Auflage A7 im Gutachten 1994)	6.15	6.15.3
P39	Untersuchungen über Ablagerungen und Transport von Kobalt-60	5.6.6	7.1.5
P40	Zulässige Reaktorkühlmittel-Aktivitätskonzentration	7.9.1.1	8.1.3.1
P41 a	Radiologische Auswirkungen bei Auslegungsstörfällen (Hochabbrand)	7.9.1.1	8.1.3.1
P41b+c	Radiologische Auswirkungen bei Auslegungsstörfällen	7.9.1.1	8.3.1
P42	Überprüfung der Massnahmen zur Auslösung der Notborierung bei ATWS: diese Pendeuz wurde mit dem Gutachten von 1994 geschlossen	-	8.2.1.10
P43	Hilfsspeisewasser-Leitungsbruch (s. Auflage 3.13 im Gutachten 1994)	7.5.2	8.2.4.2
P44	Verbesserung zur Beherrschung des "DE-Heizrohrbruchs"	7.6	8.2.5.4
P45	Automatische Unterbrechung der Bor-Verdünnung des RKS beim Stillstand beider RHP	7.3.4, 6.7.6	8.2.2.6
P46	Überdruck im Primären Zwischenkühlwassersystem	6.9.1.1	8.2.6.3

Nr. der Pendeuz	Thema der Pendeuz	Kapitel dieses Gutachtens	Kapitel des Gutachtens 1994
P47	Ergänzung der BERA-Studie	8.1.3.1, 8.1.3.2	9.3/9.4
P48	Massnahmen zur Verhinderung des Containment-versagens durch H ₂ -Verbrennung	8.2.3	9.3.5.3
P49	Wechselstromanspeisung für Motorventile in der Notkaltabfahrleitung: diese Pendeuz wurde bereits vor der Fertigstellung des HSK-Gutachtens von 1994 geschlossen	-	9.4.1
P50	Post-LOCA-Studie	6.13.3	9.4.2
P51	Emissionsmessstellen beim Einsatz des SIDRENT	6.15	11.2.3
P52	Ertüchtigung "PASS"	6.15	11.2.3
P53	Konditionierung der Kugelharze	5.8.1	12.2.2

2.1.3 Erfüllung der Massnahmen gegen schwere Unfälle (MSU)

Die HSK-Forderung nach Massnahmen gegen Schwere Unfälle (MSU) in schweizerischen Kernkraftwerken entstand als Folge des Reaktorunfalles in Tschernobyl am 26. April 1986. Die Kenntnisse über Tschernobyl liessen den Schluss zu, dass Unfälle von der Art der Tschernobyl-Katastrophe aufgrund unterschiedlicher Auslegung in schweizerischen KKW nicht vorkommen können; dennoch sollen alle sinnvollen Massnahmen getroffen werden zur Verhinderung sowie zur Linderung der Folgen schwerer Unfälle.

Die HSK-Forderung umfasst einerseits Aktionen (sog. "MSU-Punkte") bezüglich einer Verbesserung der Sicherheit zur Vermeidung schwerer Unfälle (insgesamt 21 MSU-Punkte), andererseits Aktionen zur Linderung der Auswirkung schwerer Unfälle (insgesamt 7 MSU-Punkte); ebenfalls wurden Aktionen zur anlagespezifischen "Probabilistischen Sicherheits-Analyse" PSA (2 MSU-Punkte) definiert. Die Bearbeitung dieser Aktionen dauerte von 1987 bis 1999; alle MSU-Punkte wurden von KKB erfüllt resp. umgesetzt im Rahmen von periodisch zu erfüllenden Aufgaben.

2.2 Inspektionen der HSK

2.2.1 Die Stellung der Inspektionstätigkeit im Rahmen der HSK-Aufsichtstätigkeit

Inspektionen sind ein zentrales Instrument für die Aufsicht über die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz der Kernanlagen mit dem Ziel, sich durch die Präsenz vor Ort ein Urteil zum Anlagezustand und zum Betrieb bilden zu können. Dadurch erhält die HSK Einblick, ob der Betreiber seine Anlage in Übereinstimmung mit den gesetzlichen und behördlichen Anforderungen betreibt (Konformitätsüberprüfung). Weiter ergeben sich vorausschauende Eindrücke über potentielle Schwachstellen, um frühzeitig Gegenmassnahmen einleiten zu können (Sicherheitsvorsorge-Überprüfung). Die Ergebnisse von Inspektionen bilden auch einen wichtigen Teil der Bewertungsbasis der vorliegenden Periodischen Sicherheitsüberprüfung.

Es gibt sowohl jährliche, thematische Schwerpunktsinspektionen als auch situationsbedingte reaktive Inspektionen. Schwerpunktsinspektionen ergeben sich beispielsweise aus aktuellen internationalen Erkenntnissen und aus systematischen Feststellungen aus dem Vorjahr. Reaktive Inspektionen sind Inspektionen, die zumeist in der Folge von Vorkommnissen, oder aufgrund kurzfristig geplanter Instandhaltungs- und Anlagenänderungsarbeiten zur Anwendung kommen.

Die Inspektionen der HSK enthalten prozessorientierte und ergebnisorientierte Elemente. Die prozessorientierten Elemente dienen der HSK zur Prüfung, ob die Prozesse für sicherheitsrelevante Tätigkeiten in der Praxis die vorgeschriebene Qualität aufweisen; die ergebnisorientierten Elemente dienen zur Prüfung der Resultate (Arbeitsergebnisse, Messresultate, Grenzwerteinhaltung).

2.2.2 Inspektionen im Kernkraftwerk Beznau

Im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit führt die HSK im KKW Beznau rund 100 Inspektionen pro Jahr durch. Diese Inspektionen werden für beide Blöcke (KKB 1 und KKB 2) gemeinsam oder auch gesondert durchgeführt (z.B. während der Jahresrevision, die für jeden Block separat durchgeführt wird).

Die HSK-Inspektionen wurden mehrheitlich durch die Vertreter der einzelnen Fachsektionen ausgeführt. Zusätzlich wurden aber fachgebietsübergreifende Inspektionsthemen durch Vertreter mehrerer Sektionen als sog. Teaminspektionen durchgeführt. Zusätzlich wurden Inspektionen im Auftrag der HSK durch den SVTI zu wiederkehrenden Prüfungen an druckführenden sicherheitsklassierten Komponenten durchgeführt. Diese Inspektionen werden, im Gegensatz zu HSK-Inspektionen, hauptsächlich während des Stillstandes durchgeführt. Abhängig von den jeweiligen Prüfprogrammen führt der SVTI jährlich ca. 100 dieser Inspektionen durch.

Bei fast allen Inspektionen ergab sich ein grundsätzlich positives Resultat; vereinzelt wurden zusätzliche Abklärungen oder Massnahmen verlangt, die aber keine sicherheitstechnische Defizite darstellten, die den sicheren Betrieb in Frage gestellt hätten. Im organisatorischen und Human-Factor-Bereich wurden ebenfalls keine Mängel festgestellt, die den sicheren Betrieb der Anlagen in Frage stellten.

3 Übersicht über die Anlage

3.1 Standort

Das Kernkraftwerk Beznau liegt mit seinen Blöcken 1 und 2 auf der Insel Beznau im unteren Aaretal. Der Standort gehört zur politischen Gemeinde Döttingen und grenzt im Westen an die Gemeinde Böttstein. Beide Gemeinden gehören zum Bezirk Zurzach im Kanton Aargau.

Das Inselareal ist ca. 1100 m lang und bis zu 300 m breit und liegt auf einer Höhe zwischen 326 und 327 m ü. M. Es wird im Westen durch den natürlichen Aarelauf und im Osten durch den künstlich angelegten Oberwasserkanal begrenzt, der beim Bau des hydraulischen Kraftwerks Beznau (Wasserkraftwerk) erstellt wurde. Die Zufahrt zum Kraftwerk erfolgt primär über eine Kantonsstrasse aus Richtung Döttingen, eine weitere Zufahrt aus Richtung Böttstein ist über das Stauwehr des Wasserkraftwerks möglich. Zudem ist das Kernkraftwerk Beznau über eine Gleisanlage nach Döttingen für Bahntransporte erschlossen.

Das Aaretal verläuft in der Umgebung des KKB ziemlich genau in Süd-Nord-Richtung. Richtung Osten steigt die Talflanke relativ flach an, während sich im Westen eine hügelige Landschaftsstruktur anschliesst. Grosse Teile der näheren Kraftwerksumgebung sind bewaldet. Flussaufwärts befindet sich in einer Entfernung von ca. 6 km der Zusammenfluss von Reuss, Limmat und Aare. Etwa 3 km nordöstlich des Kernkraftwerkstandortes fliesst die Aare in den Klingnauer Stausee, dessen Stau-mauer sich weitere 2 km nördlich davon befindet. In einer Entfernung von 6 km vom KKB schliesslich mündet die Aare in den Rhein.

Die nächstgelegenen Wohnhäuser befinden sich auf dem Gemeindegebiet von Böttstein ca. 400 m westlich des Kernkraftwerkstandortes auf einer Höhe von 340 m ü. M. Die umliegenden Gemeinden sind Böttstein und Mandach im Westen, Leuggern im Norden, Döttingen und Klingnau im Nordosten, Würenlingen im Südosten und Villigen im Südwesten. Die Entfernung zu den Zentren der nächstgelegenen grösseren Städte beträgt 8 km bis Brugg/Windisch resp. Waldshut, 10 km bis Baden/Wettingen, 21 km bis Aarau und 30 km bis Zürich.

Angaben des Gesuchstellers

Die neusten Daten zum Standort des KKB sind im Sicherheitsbericht zum Block 2 (2001)⁸ zusammengestellt. In der zu betrachtenden Periode sind folgende Änderungen zu erwähnen:

Bevölkerungsverteilung

Im Umkreis von 10 km um den Standort lebten gemäss Sicherheitsbericht im Jahr 1999 ca. 112'000 Einwohner (360 Personen/km²), im Umkreis von 20 km 378'000 Einwohner (300 Personen/km²). Somit ist gegenüber dem Gutachten von 1994 eine Zunahme der Bevölkerungsdichte von 30% für 0-10 km resp. 10% für 0-20 km zu verzeichnen. Im Jahr 1998 betrug der Zuwachs der Bevölkerung im Kanton Aargau dagegen nur noch ca. 0,5 %.

Bodennutzung

Im Berichtszeitraum stieg der Anteil der überbauten Flächen im Umkreis von 20 km um den Standort zu Lasten der bewaldeten resp. landwirtschaftlich genutzten Flächen von 10% auf 14 % an. Ansonsten sind keine grösseren Veränderungen festzustellen.

Industrie

Als weitere Kernanlage hat das Zentrale Zwischenlager Würenlingen (ZZL), welches sich ca. 1 km südlich des KKB befindet, im Berichtszeitraum den Betrieb aufgenommen.

Die während des Berichtszeitraums gebaute Erdgashochdruckleitung TRAWO, welche das Netz der Erdgas Ostschweiz AG mit der Transitleitung Niederlande–Italien verbindet, verläuft in einem minimalen Abstand von 1300 m südöstlich des KKB und stellt somit aus Sicht des KKB keine Gefährdung für die beiden KKB-Blöcke dar.

Sonst sind im Berichtszeitraum keine bedeutenden Änderungen oder Ereignisse zu vermerken.

Hydrologie

Die Abflussmengen der Aare werden von der Schweizerischen Landeshydrologie in Untersiggenthal gemessen. Die über die Periode 1935 bis 1999 gemittelten Monatsmittelwerte liegen zwischen 406 m³/s und 830 m³/s. Das maximale momentane Hochwasser wurde am 12. Mai 1999 mit 2'620 m³/s gemessen. Dies entspricht ziemlich genau dem 1000-jährigen Hochwasser, das auf 2'600 m³/s geschätzt wird. Der Wasserspiegel bei der Kühlwasserentnahme im Oberwasserkanal wird durch die Stauhaltung am Wehr praktisch konstant bei 325,20 m ü. M. gehalten. Der Wasserspiegel beim Kühlwasserauslauf wird durch die Wasserführung der Aare und durch die Stauhaltung in Klingnau beeinflusst. Er variiert zwischen 318,6 m ü. M. bei extremem Niedrigwasser und 323,8 m ü. M. beim 1000-jährigen Hochwasser.

Infolge der in den letzten Jahren festgestellten Zunahme der Abflussintensitäten und Hochwasserspitzen ist im Oberwasserkanal vermehrt mit Kiesablagerungen zu rechnen. KKB sieht für die Zukunft vor, jeweils nach länger anhaltenden erhöhten Aarezuflüssen eine neue Gewässervermessung durchzuführen (vgl. Kap. 6.2.3.8).

Die Überflutungskote wurde für das Areal des KKB mit 328,65 m ü. M. festgelegt. Sie wurde mit Flutwellen-Szenarien hergeleitet, welche aus dem Versagen der flussaufwärts gelegenen Staustufen resultieren, unter der Annahme, dass die Wehrschütze des Hydraulischen Kraftwerks Beznau nicht geöffnet werden können. Nach der 1978 bis 1984 durchgeführten Erneuerung des Stauwehrs ist ein schnelles Öffnen der Wehrschütze möglich, um die Auswirkung einer drohenden Flutwelle zu reduzieren.

Der mittlere Grundwasserspiegel liegt 6 bis 7 m unter der Terrainoberfläche. Die Ergiebigkeit des Grundwasserstroms wurde für den Bau des Notstandbrunnens mit Pumpversuchen nachgewiesen und beträgt mehr als 300 l/s.

Die Temperatur und die chemische Zusammensetzung des Aarewassers und des Grundwassers werden laufend gemessen und protokolliert.

Meteorologie

KKB stützt seine Aussagen und Analysen zur Meteorologie am Standort auf Messungen, welche in den Jahren 1979-1993 durchgeführt wurden.

Bei der Erhebung der meteorologischen Daten hat sich im Bewertungszeitraum keine Änderung ergeben.

Aufgrund der Wetterstatistik der Jahre 1989-1993 hat KKB eine Neuanalyse der Langzeitausbreitungs- und -ablagerungsfaktoren gemäss Richtlinie HSK-R-41 durchgeführt. Solchermassen ermittelte Ausbreitungs- und Ablagerungsfaktoren dienen zur Überprüfung der in der Betriebsbewilligung fest-

gelegten Abgabelimiten resp. dem Vergleich mit dem in der Richtlinie HSK-R-11 festgelegten quellenbezogenen Dosisrichtwert (vgl. Kap. 5.7.1).

Seismik

Die seismologischen Grundlagen blieben im Bewertungszeitraum unverändert. Aus den "Erdbebenrisikokarten der Schweiz" sind für den Standort das Sicherheitserdbeben SSE und das Betriebserdbeben OBE bestimmt worden (vgl. Kap. 6.1.1). Die seismische Anlageinstrumentierung hat am 30. Dezember 1992 das einzige auswertbare Erdbebenereignis im Bewertungszeitraum registriert (Kap. 6.9.8)

Baugrund und Geologie

Geologie und Baugrund am Standort haben sich naturgemäss nicht verändert. Der am Standort vorliegende Niederterrassen- und Hochterrassenschotter und der Opalinuston können als guter Baugrund bezeichnet werden.

HSK-Beurteilung

Die Notfallschutzplanung in der Umgebung des Kernkraftwerks stützt sich auf die Vorbereitungen des Bevölkerungsschutzes, welche für jeden Einwohner einen Schutzplatz für Katastrophenfälle vorsieht.

Die in den letzten Jahren festgestellte Zunahme von Hochwasserspitzen erfordert eine intensivere Überwachung des Oberwasserkanals und vermehrte Ausbaggerung des abgelagerten Geschiebes. Die HSK unterstützt die von KKB beschlossene Massnahme und wird die entsprechende Dokumentation in Zukunft prüfen (Kap. 6.2.3.8).

Die Aussagen des KKB zur Meteorologie können auch für den Bewertungszeitraum als aussagekräftig angesehen werden, da die Zeitkonstanten bei Klimaveränderungen deutlich grösser sind als der Bewertungszeitraum.

Die HSK hat die Analyse des KKB zu Ausbreitungs- und Ablagerungsfaktoren mit eigenen, auf den Wetterstatistiken der Jahre 2001 und 2002 basierenden Untersuchungen überprüft und kommt zum Schluss, dass die von KKB ermittelten Werte plausibel sind.

Eine Neubeurteilung der Erdbebengefährdung am Standort wird nach Abschluss des gegenwärtig laufenden Projekts PEGASOS (Probabilistische Erdbeben-Gefährdungsanalyse der KKW Standorte der Schweiz) erfolgen. Damit werden die neusten Erkenntnisse aus der erdwissenschaftlichen Forschung berücksichtigt. Insbesondere wird dann die Interpretation historischer Erdbebenaten und der methodische Umgang mit daten- und modellbedingten Unsicherheiten dem neusten Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.

3.2 Übergeordnete Auslegungsmerkmale und Sicherheitskonzept des Blocks 2

Die beiden Blöcke des KKW Beznau bilden einen kompakten Gebäudekomplex, in dessen Zentrum die beiden Sicherheitsgebäude angeordnet sind. Die beiden Blöcke sind weitgehend identisch aufgebaut.

Auslegungsmerkmale

Die Blöcke verfügen über je einen Westinghouse-Druckwasserreaktor. Der Reaktor und das Reaktorkühlsystem befinden sich in einem Primärcontainment aus Stahl und einem Sekundärcontainment aus Stahlbeton mit innen liegender Stahlauskleidung.

Die thermische Leistung beträgt je Block 1130 MW. Die im Reaktorkern entstehende Wärmeleistung wird an das Kühlmittel übergeben, das mittels der Hauptkühlmittelpumpen durch den Kreislauf gefördert wird und die Wärme an die Sekundärseite der Dampferzeuger abgibt.

Der im Dampferzeuger auf der Sekundärseite entstehende Dampf treibt die Turbinengeneratorengruppen an. Jedem der beiden Dampferzeuger eines Blocks sind eine Turbinengeneratorengruppe und ein Speisewasserbehälter zugeordnet.

Die thermische Energie des Dampfes, der in den Dampferzeugern bei etwa 50 bar erzeugt wird, wird in den beiden Dampfturbinen in mechanische Energie umgewandelt, welche die beiden Generatoren antreibt. Die Generatoren erzeugen eine Nennleistung von je 190 MWe.

Der aus den Turbinen austretende Abdampf wird mit Hilfe des Hauptkühlwassers kondensiert. Das Hauptkühlwasser strömt passiv aus dem Oberwasserkanal in die Kondensoren der beiden Blöcke und wird mit dem Unterwasserkanal wieder an die Aare abgegeben. Das Kondensat des Kondensators wird gesammelt, vorgewärmt und vom Speisewassersystem in die Dampferzeuger zurückgespeist.

Gebäude- und Systemanordnung: (vgl. Abb. 3-1, Abb 3-2)

Im Sicherheitsgebäude (Containment) jedes Blocks befinden sich der Reaktor und das Reaktorkühlsystem, das aus dem Reaktordruckbehälter, dem Druckhalter und zwei Kühlkreisläufen besteht. Diese umfassen je eine Hauptkühlmittelpumpe, einen Dampferzeuger und die dazugehörigen Rohrleitungen. Weiterhin sind die Pumpen und Wärmetauscher des Restwärmesystems, der Rezirkulationssumpf mit den zugehörigen Pumpen, die Jetpumpe des Notstandsystems sowie die Umluftkühler im Containment untergebracht.

Das Sicherheitsgebäude ist von den zugehörigen Nebengebäuden und dem Notstandgebäude umgeben. Auf der westlichen Seite des Sicherheitsgebäudes schliesst sich das Maschinenhaus an, in dem die Turbinen-Generatorengruppen, die Kondensatoren und in einem getrennten Bereich die Flutdiesel und die Schaltanlagen untergebracht sind.

Bei Ausfall der Kühlwasserversorgung, z.B. infolge Überflutung und Ausfall der externen Stromversorgung, kann im KKB mit Hilfe des Brunnenwassersystems und der Flutdiesel oder des Notstand-Brunnenwassersystems und des Notstand-Diesels die Wärmeabfuhr über einen geschlossenen Zwischenkühlkreislauf an eine äussere Wärmesenke (Grundwasser) sichergestellt werden.

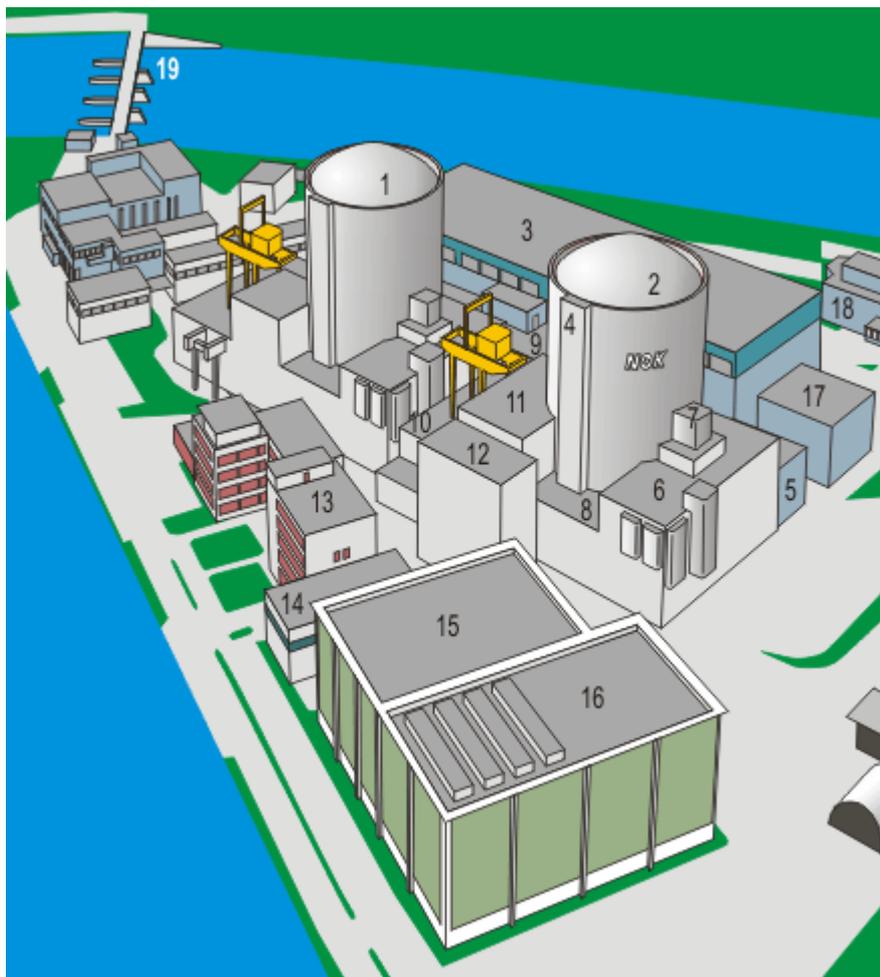
Der Hauptkommandoraum, die Leit- und Elektroräume sowie die FD-Ausblasestation befinden sich in den Nebengebäuden im Bereich zwischen dem Sicherheitsgebäude und dem Maschinenhaus.

Das Notstandgebäude schliesst sich im Norden an. Dieses enthält den Notstandleitstand, die Notstand-Systeme und die zugehörige Dieselgeneratorgruppe, die insbesondere dazu dienen, die Anlage bei externen Ereignissen in einen sicheren Zustand zu bringen.

Auf der östlichen Seite des Sicherheitsgebäudes sind in den Nebengebäuden das Brennelement-Lagerbecken, die Pumpen für die Sicherheitseinspeisung und für die Containment-Sprühung, die Ventilatoren für die Belüftung des Containments sowie verschiedene Nebenkühlsysteme und das Chemie- und Volumen-Regelsystem angeordnet.

Weitere Bauten auf dem Kraftwerksareal sind u. a. das Gebäude für den Borwasser-Vorratstank (BOTA), das Notspeisewassergebäude, die Kühlwassereinläufe für beide Blöcke, das Zwischenlager ZWIBEZ, das Werkstatt- und Magazingebäude, das Eingangsbürogebäude und das Mehrzweckgebäude mit dem Dampferzeugerlager.

Abb. 3-1 Gebäudeanordnung der Gesamtanlage KKB



- 1 Reaktorgeb. KKB 1 (Sicherheitsgebäude)
- 2 Reaktorgeb. KKB 2 (Sicherheitsgebäude)
- 3 Maschinenhaus
- 4 Fortluftkamin
- 5 Werkhalle heiss
- 6 Notstandgebäude
- 7 SIDRENT-Gebäude
- 8 Nebengebäude A
- 9 Nebengebäude E
- 10 Nebengebäude C
- 11 BE-Lagergebäude (Nebengebäude C)
- 12 BOTA-Gebäude
- 13 Bürogebäude
- 14 Kühlwassereinlauf
- 15 ZWIBEZ schwachaktiver Teil
- 16 ZWIBEZ hochaktiver Teil
- 17 Primärgarderobe
- 18 Mehrzweckgebäude
- 19 Wehr

Sicherheitsmerkmale

Ein wesentliches Sicherheitsmerkmal für westliche Reaktorkonzepte ist die gestaffelte Rückhaltung von radioaktiven Stoffen mittels so genannter Barrieren. Die erste Barriere bildet der keramische Brennstoff, in dem der grösste Teil der radioaktiven Stoffe gebunden ist. Das Brennstabhüllrohr bildet die zweite Barriere, um auch flüchtige radioaktive Stoffe zurückzuhalten. Die druckführende Umschliessung mit dem Reaktor-druckbehälter und den zwei Primärkreisläufen einschliesslich der Primärseite der Dampferzeuger bilden die dritte Barriere. Zur Abschirmung vor Gammastrahlung sind der Reaktor-druckbehälter und die Dampferzeuger mit massiven Betonstrukturen, der vierten Barriere, umgeben. Die fünfte Barriere ist das druckfeste und gasdichte Primärcontainment, das den Primär-

kreislauf einschliesslich der Dampferzeuger umschliesst. Die sechste Barriere wird durch das Sekundärcontainment aus dickem Stahlbeton gebildet, das einen Schutz gegen Einwirkungen von aussen und bei einem Kühlmittelverluststörfall (LOCA) gewährleistet.

Der Ringraum zwischen Primär- und Sekundärcontainment wird im Normalbetrieb mit Hilfe des Ringraum-Rückpumpsystems auf etwa 20 bis 35 mbar Unterdruck gehalten, so dass praktisch keine Leckagen aus dem Ringraum in die Umgebung gelangen können.

Mit den Steuerelementen und der Notborierung stehen für die Abschaltung des Reaktors zwei diversitäre Systeme zur Verfügung.

Bei abgeschaltetem Reaktor wird von den Systemen der Nachwärmeabfuhr die Nachzerfallswärme der Brennelemente über einen geschlossenen Zwischenkühlkreislauf an die Aare abgeführt.

Bei einem Kühlmittelverluststörfall wird zur Kühlung der Brennelemente boriertes Wasser aus dem Borwasser-Vorratstank mit dem Hochdruck-Sicherheitseinspeisesystem oder durch das Notstand-Einspeisesystem in den Reaktordruckbehälter gepumpt. Bei fallendem Druck im Reaktordruckbehälter speist je ein Druckspeicher in die zwei kalten Stränge des Primärkreislaufes ein.

Das Primärcontainment ist als Volldruckcontainment ausgelegt und besteht aus einer Stahlhülle, deren Festigkeit für einen Überdruck von 3,1 bar nachgewiesen wurde. Bestimmend für die Auslegung des Primärcontainments ist der Bruch der Frischdampfleitung eines Dampferzeugers innerhalb des Primärcontainments. Bei Kühlmittelverluststörfällen des Primärkreislaufes nimmt das Primärcontainment das gesamte Kühlmittel als Dampf und Wasser auf. Die im Kühlmittel enthaltenen radioaktiven Stoffe verbleiben dabei im Primärcontainment.

Zur Linderung der Folgen bei auslegungsüberschreitenden Störfällen besitzen alle Schweizer Kernkraftwerke ein System zur gefilterten Druckentlastung des Primärcontainments. Um eine unkontrollierte Freisetzung von radioaktiven Stoffen an die Umwelt durch das KKB auszuschliessen, kann im Falle eines auslegungsüberschreitenden Störfalles eine gefilterte Druckentlastung manuell oder automatisch mittels einer Berstscheibe eingeleitet werden (SIDRENT System).

System zur Störfallbeherrschung

Zur Beherrschung von Störfällen sind die folgenden Sicherheits- und Versorgungssysteme im KKB installiert (siehe auch Abb. 3-2):

- das Reaktorschutzsystem (CL, Kap. 6.7.2.1),
- das Schnellabschaltsystem (JRA, Kap. 6.7.1),
- die Notborierung (KCH 2, Kap. 6.7.6),
- die Druckbegrenzung des Primärsystems durch 3 Sicherheitsabblaseventilgruppen des Druckhalters (JRC PCV/SOV, Kap. 6.5.4),
- das zweisträngige Sicherheitseinspeisesystem (JSI, Kap. 6.7.5),
- das Containment-Sprühsystem (JCS, Kap. 6.6.3) einschliesslich des Borwasservorratstanks (BOTA),
- das Chemie und Volumenregelsystem (KCH, Kap. 6.7.6),
- die Frischdampfisolationsventile, die sekundärseitige Druckbegrenzung der Dampferzeuger und die Frischdampfabblaseventile (LDA, Kap. 6.7.4.4),
- die Isolation des Primärcontainments (Kap. 6.6.4),

- die Sicherheitseinspeise-Rezirkulation (JSI 2, Kap. 6.7.5),
- das Restwärmesystem (JAC, Kap. 6.7.3),
- das Primäre Zwischenkühlwassersystem (KAC, Kap. 6.9.1.1),
- das Containment-Kühl-/Umluftsystem (KHV 1/2, Kap. 6.6.2),
- das Primäre Nebenkühlwassersystem (PRW, Kap. 6.9.1.2),
- das Ringraum-Rückpumpsystem (KHV 14/15, Kap. 6.6.5),
- das Hilfsspeisewassersystem (LSN, Kap. 6.7.4.1),
- das Notspeisewassersystem (LSE, Kap. 6.7.4.2),
- das Brunnenwassersystem (LBW, Kap. 6.9.2.1),
- die Notstromversorgung des Hydrowerks (AN 10, AN 20, Kap. 6.9.3),
- zwei Flutdiesel (23X, Kap. 6.9.3).

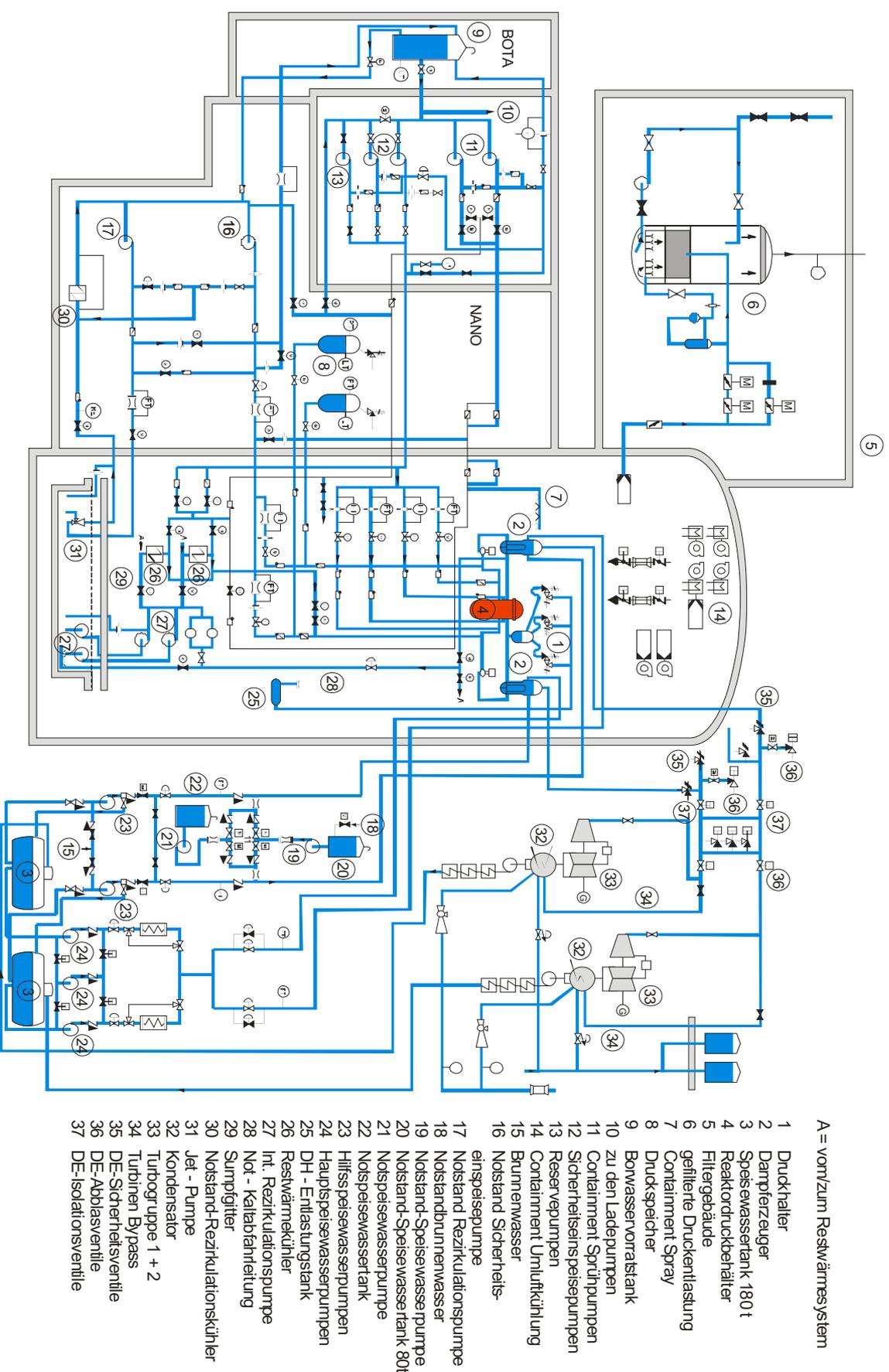
1992 wurde das einsträngige, gebunkerte Notstandssystem NANO zur Abdeckung von Auslegungslücken und zur Beherrschung von Störfällen bei Einwirkungen von aussen sowie hinsichtlich nicht ausreichender Separation der Systeme nachgerüstet. Das autarke Notstandssystem gewährleistet die Nachwärmeabfuhr für mindestens 10 Stunden nach Eintritt des Störfalls. Es besteht aus:

- der Notsteuerstelle (Kap.6.8.1.2) und dem Notfallstab-Ersatz-Versammlungsraum (Kap. 6.13.3),
- der Notstand-Sicherheitseinspeisepumpe (JSI 1D, Kap. 6.7.5),
- zwei Druckspeichern (JSI 6/7, Kap. 6.7.5),
- der Notstandrezirkulationspumpe (JSI 3, Kap. 6.7.5),
- dem Notstandrezirkulationskühler (JSI 4, Kap. 6.7.5),
- dem Notstand-Speisewassersystem (LNA, Kap. 6.7.4.3),
- dem Notstandbrunnenwasser (LNB, Kap. 6.9.2.2),
- dem Notstand-Sperrwassersystem (JNA, Kap. 6.9.6),
- dem Notstand-Reaktorschutzsystem (CN, Kap. 6.7.2.2),
- der Ansteuerung der Druckhalter-Abblaseventile (JRC, Kap. 6.7.2.2),
- dem Notstromdiesel (29X, Kap. 6.7.2.2).

Zur Durchführung von technischen Notfallmassnahmen bei schweren Unfällen stehen folgende Systeme oder spezielle Fahrweisen zur Verfügung:

- die gefilterte Druckentlastung des Primärcontainments (SIDRENT, Kap. 6.13.2),
- Feed- and Bleed-Betrieb des Reaktorkühlsystems (Wärmeabfuhr auf der Primärseite),
- Löschwasseranschlüsse am Containment-Sprühsystem, an den Containment-Umluftkühlern, am Notspeisewassersystem, am Hilfsspeisewassersystem,
- das H₂-Abbausystem mittels 2 elektrisch beheizten Rekombinatoren (KHV 0020-A und -B). Der Ersatz dieses Systems durch 7 passive autokatalytische Rekombinatoren (KHV120 bis 126) ist im Stillstand 2003 erfolgt. (Kap. 6.13.1)

Abb. 3-2 Wasserdampfkreislauf und Sicherheitssysteme KKB 2



3.3 Wichtige technische Anlageänderungen seit dem 01.01.1992

Die im Block 2 im Berichtszeitraum durchgeführten technischen Anlageänderungen sind zum einen Teil Massnahmen zur Erfüllung der Auflagen und Pendenzen aus dem HSK-Gutachten von 1994, zum andern Teil Verbesserungen aufgrund von Erkenntnissen aus Vorkommnissen und der Betriebserfahrung, sowie Ersatz von Systemen und Komponenten aufgrund deren Alterung und zur Anpassung an den Stand der Technik.

Neben zahlreichen Änderungen an einzelnen Systemen wurden umfangreiche systemübergreifende Änderungen und Erneuerungen durchgeführt, zu denen jeweils auch bauliche Massnahmen gehörten. U. a. waren dies die Sanierung des Hydrokraftwerkes, die Umgestaltung des Kommandoraumes, die Erneuerung und Erweiterung der elektrischen Eigenbedarfsanlagen (Projekt ESTER), der Einbau des Notspeisewassersystems (Projekt ERGES), der Ersatz des Reaktorschutz- und Regelsystems (Projekt PRESSURE) sowie die Erneuerung der gesicherten Stromversorgung (Projekt VITAL). Bedeutende Aktionen waren ausserdem der Austausch der Dampferzeuger, der Austausch der Hochdruckturbinen und die Neuberohrung des Kondensators.

Die Nachrüstung der Notstandsysteme (Projekt NANO) war zu Beginn des Berichtszeitraums abgeschlossen, es wurden jedoch anschliessend noch Verbesserungen daran vorgenommen. Die seismische Requalifikation (Projekt REQUA) war 1992 weitgehend abgeschlossen, im Berichtszeitraum wurden dazu noch Restarbeiten durchgeführt.

Es sind auch nach dem Berichtszeitraum grössere Änderungsvorhaben in Planung oder in Arbeit. Dazu gehören u. a. der Einbau der passiven autokatalytischen Rekombinatoren (Projekt PAR), die Abschlussarbeiten zur Verbesserung der Wärmeabfuhr in den Halonzonen (Projekt WARA), die Modernisierung und der Ersatz der Leittechnik der Turbinen (Projekt MERKUR), die Blitzschutzmassnahmen für die Leittechnikverbindungen zwischen dem Notstandgebäude und leittechnischen Einrichtungen anderer Gebäude (Projekt ZEUS), sowie der Ersatz der Erdbebeninstrumentierung (Projekt ERDSTURM).

In der folgenden Tabelle 3.3-1 werden wichtige sicherheitsrelevante Änderungen aus dem Berichtszeitraum aufgelistet, welche im Betriebserfahrungsbericht des KKB aufgeführt sind. Diese Änderungen unterlagen jeweils einem Freigabeverfahren der HSK. Im vorliegenden Gutachten werden sie in den angegebenen Kapiteln hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung und, wo zutreffend, hinsichtlich der Erfüllung der Auflagen und Pendenzen im Gutachten von 1994 bewertet.

Tabelle 3.3-1: wichtige Technische Anlagenänderungen im Block 2 seit dem 1. Januar 1992

	Gebäude (Kap.6.2)
1991-1997	Zwischenlagergebäude ZWIBEZ, Neubau der Lagerhallen SAA und HAA (Kap. 6.2.3.7)
1992	Nebengebäude, Einbau von zusätzlichen Stahlbetonwänden (zweifeldrige Schubwand) zur Verbesserung der Erdbebensicherheit (Kap. 6.2.3.4)
1992	Versorgungskanäle UV150: Einbau von Schottwänden zur Verbesserung des Überflutungsschutzes (Kap. 6.2.3.6)

1993-1995	Hydraulisches Kraftwerk Beznau: Teilsanierung gemäss Konzept 93 (Kap. 6.2.3.8)
1996	Maschinenhaus: Einbau einer Stahlkonstruktion als Raumabschottung bei der 6kV-Eigenbedarfsanlage (Kap. 6.2.3.5)
1997	Ersatz des Portalkrans und Sanierung der Portalkranbahn auf dem Nebengebäude C (Kap. 6.2.3.4)
1997-1999	Neubau Notspeisewassergebäude (Kap. 6.2.3.3)
1999	Sicherheitsgebäude; Dampferzeuger-Austausch: Bauliche Anpassung am Beton-Housing (Kap. 6.2.3.1)
1999-2001	Hydraulisches Kraftwerk Beznau: Erweiterung des Stauwehrs mit Wehrkraftwerk (Kap. 6.2.3.8)
2001	Maschinenhaus, Ostteil; Seismische Verstärkung der Mauerwerkswand (Kap. 6.2.3.5)
	Kernüberwachung (Kap. 6.3)
1992	Installation des "Advanced Flux Mapping System" zur Incore-Neutronenflussmessung
1998-1999	Installation eines digitalen Reaktimeters zur Ermittlung der Reaktivität des Reaktors im Rahmen der Anfahrmessungen
	Primärkreislauf und Druckhaltesystem (Kap. 6.5)
1992	Einbau einer Temperaturmessstelle im "Cold Leg" des Reaktorkühlkreislaufes A (NANO-Projekt) (Kap. 6.5.3)
1992	Einbau von Hubbegrenzern bei den Reaktorhauptpumpen (Projekt REQUA) (Kap. 6.5.3)
1993	Einbau neuer Temperaturmessstellen im "Hot Leg" der beiden Reaktorkühlkreisläufe (Kap. 6.5.3)
1994	Ladeleitung: Primärkreis isolation (Kap. 6.5.1)
1994	Erstellen einer Loop-Niveaumessung (Reaktorkühlkreislauf-Niveau Engbereich) (Kap. 6.5.1)
1995	Austausch der Bolzen und Muttern für hydraulisches Vorspannen am Druckhaltermannloch (Kap. 6.5.4)
1996	Druckhalter Heizung; neue Steuerung, Regelung und Schränke (Kap. 6.5.4)
1996	Heizrohrleckageüberwachung bei den Dampferzeugern mittels N ₁₆ -Monitor (Kap. 6.5.5)
1999	Dampferzeugeraustausch inkl. neuer Dampferzeuger-Isolation (Kap. 6.5.5)
2001	Ersatz der Sprühventil-Station inkl. der Ventilsteuerung (Kap. 6.5.4)
2001	Reaktordeckelaufbauten: Sicherung gegen Erdbeben (Kap. 6.5.2)
2003	Reaktordeckel: Ersatz der Conoseal-Dichtungen (Kap. 6.5.2)

	Containment-Sprühsystem (Kap. 6.6.3)
1992	Feuerlöschwassersystem zur Einspeisung in den Primärkreislauf oder in die Containment-Sprühleitung
1995	Modifikation Rückschlagklappe
2000	Einbau einer Mehrstufenblende in der Testleitung
	Sicherheitsgebäude-Absperrung (Kap. 6.6.4)
2001	Nachrüstung von zwei Armaturen des Sicherheitseinspeisesystems und zwei Armaturen des Restwärmesystems (Kap. 6.7.3), die als gefährdet für "Pressure Locking" eingestuft wurden, mit je einer Gehäusebruchsicherung
	Ringraum-Unterdruckhaltung (Kap. 6.6.5)
1996	Entfernung der Ringraumlüftung (Ringraum-Umluftventilatoren 1 bis 7)
1996	Zusätzliche Druckmessung für Ringraumdruck
2002	Filtergehäuse für die Ringraumkompressoren ersetzt
	Sicherheitsrelevante Leittechnik (Kap. 6.7.2)
1993	Ersatz der ursprünglichen Kontrollstabantriebs-Steuerung und der Kontrollstab-Positionsanzeige durch ein speicherprogrammiertes System
1994	Überdrucktransienten-Schutzsystem: Änderung der Grenzwertkurve zum Öffnen der Druckhalter-Sicherheits- und Isolierventile
1995-1999	Notstandschutzsystem: Verschiedene Änderungen zur Verbesserung von Anzeigen, Fehlererkennungen und Regelverhalten sowie Auskopplung von Signalen für das neue Notspeisewassersystem
1998	Ersatz des Quell- und Zwischenbereichs der Nuklearinstrumentierung durch ein rechnerbasiertes System, das so genannte Weitbereichsmesssystem
1999	Modifikation im Stabpositionsanzeige-System zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Anzeige "Stab am Boden"
1996	Nachrüstung der Stellungsanzeige der Bypass-Tripschalter des Reaktorschnellabschaltsystems
2001	Ersatz des ursprünglichen Reaktorabschaltsystems, des Safeguardsystems und der Regelungen durch das neue rechnerbasierte Reaktorschutz- und Regelsystem (Projekt PRESSURE)
2001	Ersatz von ursprünglichen Druckschaltern durch Drucktransmitter für das neue Reaktorschutzsystem (Projekt PRESSURE)

	Restwärmesystem (Kap. 6.7.3)
1992	Versetzung der temporären Temperaturmessstellen am Austritt der Restwärmekühler
1992	Sanierung von Rohrleitungen und Halterungen und der Unterstützungen der Restwärmekühlern (Projekt REQUA)
1993	Ersatz einer bisherigen Pumpe durch eine Spaltröhrepumpe
1995	Ersatz der Antriebe der 1E-klassierten Motorventile
1999	Direktansteuerung der zur Regelung der Abkühlgeschwindigkeit im Restwärmebetrieb bestimmten Armaturen ab dem Schaltanlagen-Schrank
	Notspeisewassersystem (Kap. 6.7.4.2 und 6.7.2.4)
2000	Realisierung des Notspeisewassersystems einschliesslich einer rechnerbasierten Leittechnik (Projekt ERGES)
	Hilfsspeisewassersystem (Kap. 6.7.4.1)
1994	DE-Notbespeisung: Löschwassereinspeisung in das Hilfsspeisewassersystem
1995	Umschliessung der Hilfsspeisewasserpumpen mit druckfesten Gehäusen (Projekt RASA)
2002	Pumpensignalisierung "Ein"-Speicher
	Frischdampfsystem (Kap. 6.7.4.4)
1995	Magnetventile der Frischdampf-Schnellschlussarmaturen, Umbau der Vorsteuerung
1997	Verbesserung der Frischdampf-Druckregelung im Notstandschutzsystem
1999	Ertüchtigung der Isolierschieber zu den Frischdampf-Abblasearmaturen, sodass diese nach einer allfälligen Isolation der Dampferzeuger auch bei Nenndruck wieder geöffnet werden können
	Sicherheitseinspeisung (Kap. 6.7.5)
1992	Wegen Inbetriebnahme der NS-Sicherheitseinspeisepumpe wird eine der drei Sicherheitseinspeisepumpen, die als Reserve erhalten bleibt, ausser Betrieb genommen
1992	Einbau der Druckspeicher in die NS-Gebäude als "Niederdruck-Sicherheitseinspeisung". (Vorher wurde diese Funktion durch die Containmentsprüh-pumpen wahrgenommen)
1992	Ausbau der Rezirkulationssumpfniveaumessung zu einer Weit- und Engbereichsmessung
1992	Trennung der Borwassertank-Entleerung mit Blindflansch vom Sicherheitseinspeisensystem und vom Rückstandsaufbereitungssystem mittels Blindflansch
1992	Inbetriebnahme der Notstand-Sicherheitseinspeisung
1994	Einbau eines Harzfängers
1996	Ersatz der SE-Pumpen-Testleitung und Einbau einer Mehrstufenblende

1996	Einbau je einer zweiten Isolationsarmatur in die Notstand-Testleitungen
1998	Sanierung des Rezirkulationssumpfes (Eliminierung rostender Teile)
2000	Einbau einer Druckanzeige an der NS-Rezirkulationsleitung zur Kontrolle der Wasserfüllung bei Test
2001	Rückmeldung der Schalterstellungen sicherheitsrelevanter MOVs
2002	Seismische Ertüchtigung der Rohrhalterungen des Sicherheitseinspeise- und des Containment-Sprüh-Systems im Nebengebäude
	Chemie- und Volumen-Regelsystem (Kap. 6.7.6)
1992	Einbau von Entlüftungsventilen auf den Resonatoren bei den Ladepumpen
1995	Einbau einer automatisch gesteuerten Armatur zur einzelfehlersicheren Absperrung der RHP-Sperrwasserrücklaufleitung zur Verbesserung der Containment-Isolation
1995	Realisierung einer automatischen Unterbrechung des Verdünnungsvorgangs beim Stillstand beider RHP
1997	Verbesserung der Abführung der Reibungswärme aus den Packungsräumen der Ladepumpen
	Brennelement-Lagerkühlung (Kap. 6.7.7)
1999	Einbau der alternativen BE-Lager-Kühlung
	Leitstellen (Kap. 6.8)
1992-1993	Umgestaltung des Kommandoraums
1992-1994	Implementierung des Anlageinformationssystems ANIS
1994-2001	Implementierung und Validierung der computergestützten Notfallvorschriften (COMPRO) und des Alarmsystems AWARE
1995	Erneuerung und Verbesserung des Nebengebäude-Leitstandes in der kontrollierten Zone
1995-2001	Erweiterungen und Ergänzungen im Anlageinformationssystem ANIS
	Primäres Zwischenkühlsystem (Kap. 6.9.1.1)
1993	Redundante elektrische Anspeisung der beiden Absperrarmaturen im Rücklauf der Restwärmekühler
1995	Sanierung der Kühlwasserversorgung der thermischen Barriere der Reaktorhauptpumpen
1995	Erhöhung des Ansprechdruckes des Sicherheitsventils des Ausgleichstanks
1999	Einbau zusätzlicher Entlüftungen und Entleerungen
1999	Motorisierung der Umschaltarmaturen der Zwischenkühler

	Primäres Nebenkühlwassersystem (Kap. 6.9.1.2)
1993	Ersatz der Armaturen im Vor- und Rücklauf der Containment-Umluftkühler
1996	Rückbau der Ringraumlüftung und der Druckerhöhungspumpen
1999	Einbau zusätzlicher Entlüftungen und Entleerungen
1999	Motorisierung der Armaturen am Austritt des primären Nebenkühlwassers aus den Zwischenkühlern
1999	Ersatz der Armaturen im Bereich der Zwischenkühler
	Sekundäres Zwischenkühlsystem (Kap. 6.9.1.3)
1997	Ertüchtigung und Umklassierung der Zwischenkühlsystem-Pumpen
1998	Installation einer Einrichtung zur Prüfung des Schwimmerschalters am Volumenausgleichstank
2003	Verbesserung der Temperaturregelung
	Brunnenwassersysteme (Kap. 6.9.2)
1995	Einbau einer Mindestmengenleitung im Brunnenwassersystem
1996	Verlegung der Schieber am Austritt der Pumpe im Notstand-Brunnenwassersystem
1996	Prüfanschlüsse für Kalibrierung im Notstand-Brunnenwassersystem
	Eigenbedarfsanlage und Notstromversorgung (Kap. 6.9.3)
1992	Einbau des Generatorschalters
1992/ 1993	Verbesserung der Zuteilung (Entlastung der existierenden 0,4-kV-Schienen) durch Umlegung von Komponenten auf eine neue 0,4-kV-Eigenbedarfsschiene
1995	Ersatz des Eigenbedarfs- und des Block-Schutzes, der Erregung und der Erregertrafos und Installation der automatischen Kupplung für die Generatorschalter (Projekt ESTER)
1995	Hydrokraftwerk Beznau, Sanierungsprojekt 1993: Neuaufteilung der 8kV Sammelschiene in zwei Notstromschienen, Eigene Einspeisung für Strang 4 des KKB für jeden Block
1999	Ersatz der Schutz- und Steuerungseinrichtungen der Flutdiesel
1999, 2001	Neue unterbrechungslose Versorgung mit Gleichstrom und gesichertem Wechselstrom (Projekt VITAL)
	Notstandgebäude-Lüftung (Kap. 6.9.4.3)
1994	Garantierarbeiten an den Kälteanlagen zur Behebung von Unzulänglichkeiten
1998	Verbesserungen an den Kälteanlagen
1998	Leittechnikkorrektur an der Zu- und der Umluftanlage
2002	Ertüchtigung der NS-Kälteanlagen

	Lüftung der nichtkontrollierten Zone (Kap. 6.9.4.2)
1994–1996	Verbesserung der Wärmeabfuhr aus den Relais- und Apparateräumen der Halonzonen 1 bis 5 (erster Teil des Projektes WARA)
1999–2001	Sanierung resp. Neuerstellung der Lüftung für die neuen und umgestalteten Räume der gesicherten Stromversorgung (Projekt VITAL) und des Reaktorschutz- und Regelsystems (Projekt PRESSURE)
2001	Einbau von Brandschutzklappen in die Lüftungsöffnungen und -kanäle der Halonzonen (Projekt SABRA)
	Lüftungsanlage Hauptkommandoraum (Kap. 6.8 und 6.9.4.4)
1993	Grundlegende Erneuerung der Lüftung/Klimatisierung im Hauptkommandoraum mit teilweise redundantem Aufbau und der Möglichkeit des isolierten Gasfilterbetriebs
	Steuerluftsystem (Kap. 6.9.5)
1993	Ventil zur Trennung des Steuerluftsystems vom Notstand-Steuerluftsystem
1993	Einbindung des Notstand-Steuerluftsystems in die bestehende Anlage
1998	Pfadschaltung der Steuerluftversorgung mit den Kompressoren des Steuerluftsystems
2001	Einbau von Pressluftflaschen an den Vorratsbehältern zur verbesserten Druckluftversorgung der Ringraumabluftklappen
	Hebezeuge (Kap. 6.9.7)
1999	Erdbebensanierung der Rundlaufkran-Katze
	Speisewasser- und Frischdampfsystem (Kap. 6.10.3 und 6.10.4)
1992	Ersatz der Rückschlagklappen in der Speisewasserleitung durch gedämpfte Rückschlagventile
1992	Seismische Ertüchtigung von Halterungen und Abstützungen der Speisewasserleitungen (Projekt REQUA)
1992	Einbau von neuen Rohrbögen beim Frischdampfsystem im Rahmen des Austausches der Dampferzeuger
1996	Ersatz von Magnetventilen der Speisewasser-Regelventile
	Brandschutzmassnahmen (Kap. 6.11)
Bis 2003	Verbesserung der Brandschutzmassnahmen: Erstellen von Ölauffangeinrichtungen an den Motoren der Reaktorhauptpumpen (Projekt BRAVER, siehe auch Kap. 6.5.3), Verbesserungen des Brandschutzes im Containment (Projekt BRANCO). Erneuerung von Teilen der Brandmeldeanlage und des Brandleitsystems in der Sekundäranlage (Projekt SABRA). Realisierung eines gemeinsamen Auffangbeckens für das Öl der Blocktransformatoren

	Schutz des Containments (Kap. 6.12 und 6.8.4)
1992	Installation von drei neuen H ₂ -Messfühlern im Containment
2001	Ersatz des Alkalisierungsmittels Natriumkarbonat durch Natronlauge beim SIDRENT-System
	Strahlenschutzmesstechnik (Kap. 6.15)
1992	Installation der Aktivitätsüberwachungsmonitore im Notstandgebäude
1992	Ertüchtigung der RABE-Monitore
1992	Installation der Aktivitätsmessung an der Reingasleitung des Containment-Druckentlastungssystems SIDRENT
1996	Ersatz des Thoraxmessgeräts zur Inkorporationsüberwachung durch einen modernen Quickcounter (gemeinsam für Block 1 und Block 2)
1997	Ersatz der Vor- und Endmonitore für die Personenkontaminationskontrolle in der Primärgarderobe (gemeinsam für Block 1 und Block 2)
1997	Ersatz der Vor- und Endmonitore für die Personenkontaminationskontrolle in der Damen- und Laborantengarderobe
1999	Ersatz der Aktivitätsüberwachung des Frischdampfes durch ein neues N ₁₆ -Messsystem
1999	Inbetriebnahme eines Low-Level-Messplatz

3.4 Strahlenschutzaspekte

Der Strahlenschutz bezweckt den Schutz sowohl des Anlagepersonals wie auch der Bevölkerung in der Umgebung einer Anlage vor schädlichen Auswirkungen der ionisierenden Strahlung. Um dieses Ziel zu erreichen, wurden internationale und nationale Regelwerke geschaffen, die den Stand von Wissenschaft und Technik wie auch ökonomische Aspekte berücksichtigen.

In der Schweiz werden die Tätigkeiten im Bereich Strahlenschutz durch das Bundesgesetz über die friedliche Verwendung der Atomenergie¹⁰, das Strahlenschutzgesetz¹¹ und die Strahlenschutzverordnung¹² geregelt. Im Jahr 1994 wurde die Strahlenschutzverordnung vollständig revidiert und zusammen mit dem Strahlenschutzgesetz in Kraft gesetzt. Weiter wird in der Richtlinie HSK-R-11 spezifisch auf die in der Schweiz geltenden Regeln für die Limitierung der Strahlenexposition eingegangen. Die schweizerischen Regelungen stützen sich auf die jeweils aktuellen ICRP-Publikationen und die Basic Safety Standards der IAEA.

Die wichtigsten Grundsätze des Strahlenschutzes sind die Rechtfertigung von Tätigkeiten (der Nutzen einer Tätigkeit muss grösser sein als die damit verbundenen Nachteile), die Limitierung der Dosen für strahlenexponierte Personen und die Optimierung von gerechtfertigten Tätigkeiten. Bei der Optimierung wird unter Berücksichtigung diverser Einflussfaktoren eine Reduktion der Dosis auf Werte angestrebt (ALARA), welche mit vernünftigem Aufwand erreichbar sind. Dabei kann nach Artikel 6 der StSV das Prinzip der Optimierung als erfüllt gelten, wenn die Dosis aus einer Tätigkeit für das Betriebspersonal unterhalb 100 µSv, für die Umgebungsbevölkerung unter 10 µSv bleibt. Um die

Ziele des Strahlenschutzes erreichen zu können, werden administrative und technische Massnahmen ergriffen, die die Anlage auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik halten.

Die Einhaltung der Schweizer Strahlenschutzgesetzgebung wird werksintern durch Reglemente des KKB sichergestellt, u.a. dem Kraftwerksreglement, dem Strahlenschutzreglement, dem Reglement für die Betriebssanität sowie dem Strahlenschutzhandbuch (Kap. 5.6). Die Massnahmen zum Schutz der Umgebungsbevölkerung vor ionisierender Strahlung (Abgabelimitierung, Messung der Abgaben und der Aktivität in der Umgebung) sind zudem in den Auflagen zur Betriebsbewilligung für das KKB und im davon abgeleiteten Abgabe- und Umgebungsüberwachungsreglement geregelt (Kap. 5.7).

Auf die im KKB vorhandenen Geräte zur Erhebung von Messwerten für den Schutz des Betriebspersonals wie der Umgebungsbevölkerung wird in Kapitel 6.15 näher eingegangen.

Die Organisation des Notfallschutzes und damit auch des Strahlenschutzes im Notfall wird im Kap. 9 beurteilt.

Die Belange des Strahlenschutzes werden im KKB durch die Abteilung "Überwachung" mit den Teilbereichen Chemie, Radioaktive Rückstände und Strahlenschutz wahrgenommen.

3.5 Betriebsführung

Der technische Rahmen für die Betriebsführung ist in den Technischen Spezifikationen vorgegeben, welche die begrenzenden Betriebsbedingungen (limiting conditions of operation, LCO) enthalten. Der organisatorische Rahmen ist im Kraftwerksreglement festgelegt. Unternehmensziel ist die zuverlässige Erzeugung elektrischer Energie unter Gewährleistung des Schutzes von Menschen, fremden Sachen und wichtigen Rechtsgütern und Beachtung wirtschaftlicher Gesichtspunkte. Dabei ist mit höchster Priorität der Sicherheit die nötige Aufmerksamkeit zu schenken (Kap. 10.1.3). Die qualitätssichernden Massnahmen gliedern sich in 11 QS-Teilprogramme, die im QS-Handbuch dokumentiert sind (Kap. 4.5).

Organisatorisch werden die in den Technischen Spezifikationen enthaltenen Anforderungen im ungestörten Kraftwerksbetrieb mit Betriebsvorschriften (Fahr- und Systemvorschriften) und mit Routinevorschriften (wiederkehrende Funktionsprüfungen) umgesetzt. Betriebsstörungen an Komponenten oder Systemen werden mittels Störfallvorschriften abgewickelt. Für Auslegungsstörfälle stehen Notfallvorschriften zur Verfügung und für auslegungsüberschreitende Störfälle gelten Accident Management-Vorschriften und die Unfallbegrenzungs-Richtlinien (Kap. 4.3).

Der Betriebsverlauf wird in Schichtjournalen, ausgefüllten Checklisten, Schreiberstreifen, ANIS-Dateteilen und Protokollen der Routinevorschriften dokumentiert (Kap. 4.4).

Die operative Betriebsführung erfolgt durch die Abteilung Betrieb. Seit 1995 stehen sechs statt fünf Schichtgruppen mit einem Bestand von mindestens fünf Personen pro Block im Einsatz. Die konventionelle Instrumentierung, das computergestützte Anlageinformationssystem (ANIS), das Alarmauswahl- und Alarmunterdrückungssystem (AWARE) und die Computerunterstützung zur Abarbeitung der Notfallvorschriften (COMPRO) liefern die für die Bedienung der Anlage erforderliche Information (Kap. 6.8.2). Die diensttuende Schicht kann jederzeit Unterstützung durch den permanent auf dem Areal anwesenden lizenzierten Pikettementeur anfordern. Die Abteilung Betrieb wird bei der Erfüllung ihrer Aufgaben von den Fachabteilungen unterstützt.

Zur Organisation der Instandhaltung wird die Betriebsführungs-Software SAP eingesetzt.

Für die Aus- und Weiterbildung des Betriebspersonals ist das Ressort Ausbildung der Abteilung Betrieb zuständig (Kap. 4.2.4).

4 Organisation und Personal

4.1 Organisation

Die Bereiche Personal und Organisation wurden vom KKB im Bericht "Betriebsführung und Betriebserfahrung", im Sicherheitsstatus-Bericht und im Sicherheitsbericht beschrieben. Zusätzliche Information beschaffte sich die HSK aus den meldepflichtigen Dokumenten des KKB (Kraftwerksreglement, Qualitätshandbuch), aus regelmässigen Fachgesprächen sowie aus spezifischen Einzelgesprächen zu den Themen mit dem Werk.

Die Beurteilung der Organisation des KKB bezieht sich auf den Stand vom 31.12.2002. Organisationen sind einer ständigen Entwicklung unterworfen. So hat das KKB im April 2003 das Qualitätsmanagement-System gemäss ISO-9001:2000 zertifiziert und mit der Erstellung eines integrierten Management Systems (IMS) begonnen. Diese neuen Entwicklungen sind im vorliegenden Gutachten nicht berücksichtigt. Im Juni 2002 ist die Richtlinie HSK-R-17 "Organisation von Kernkraftwerken" in Kraft gesetzt worden. Zum Zeitpunkt der Festlegung der Beurteilungsgrundlagen war noch die Vorgängerversion der HSK-R-17 "Personal und Organisation von Kernkraftwerken" (1986) in Kraft, welche ursprünglich auch als Beurteilungsgrundlage vorgesehen war. Bei der Bearbeitung der PSÜ konnte jedoch festgestellt werden, dass die Organisation des KKB bereits durchwegs die Anforderungen der neuen Version (2002) der HSK-R-17 erfüllt, weshalb der Beurteilung diese Version der Richtlinie zugrunde gelegt wurde.

4.1.1 Übergeordnete Organisation und Verantwortung für die Sicherheit

Angaben des Gesuchstellers

Die Nordostschweizerischen Kraftwerke (NOK) sind Inhaber der Betriebsbewilligung des Kernkraftwerks Beznau. Am Ende des Berichtszeitraums bestanden die NOK aus den vier Geschäftsbereichen "Finanzen und Dienste", "Netz", "Hydraulische Energie" und "Kernenergie". Das Kernkraftwerk Beznau gehört zum Geschäftsbereich "Kernenergie" (GB K) der NOK. Die NOK sind seit dem Jahr 2000 Teil der Axpo-Gruppe. Die Struktur des Geschäftsbereichs GB K wurde dadurch nicht tangiert.

Die übergeordnete Verantwortung für einen sicheren, geordneten und wirtschaftlichen Betrieb des Kernkraftwerkes Beznau liegt bei der Geschäftsleitung (Direktoren der Geschäftsbereiche) und dem Verwaltungsrat der NOK. Organisation, Verantwortlichkeiten und Kompetenzen dieser Organe sind im Verwaltungsreglement der NOK geregelt. Die Geschäftsleitung ist zuständig für die Genehmigung des Kraftwerks-, des Notfall- und des Strahlenschutzreglementes.

Der Verwaltungsrat ernennt den Kraftwerksleiter, dem er die *direkte Verantwortung für den sicheren Betrieb* überträgt.

Der Geschäftsbereich GB K umfasst die Geschäftseinheiten "Kernkraftwerk Beznau" (KB) und "Kernbrennstoffe" (KN). Gemäss Geschäftsreglement ist dem Leiter des GB K insbesondere die "Aufrechterhaltung der Sicherheit des KKB" übertragen. Zusätzlich hat er zugunsten der Geschäftseinheit KB folgende Hauptaufgaben wahrzunehmen:

- Unterstützung und Kontrolle des Kraftwerksleiters zur Erreichung der Unternehmensziele
- Delegation der Kompetenzen
- Bereitstellung der erforderlichen Mittel und Planstellen
- Anhörung und Überprüfung wichtiger Entscheidungen des Kraftwerkleiters inkl. Brennstoffzyklus und bauliche Massnahmen
- Ernennung der Abteilungsleiter
- Überwachung der Abwicklung von Projekten

HSK-Beurteilung

Die Verantwortung für den sicheren Betrieb des KKB ist klar geregelt und in den entsprechenden Reglementen von der Geschäftsleitung festgehalten und genehmigt. Die Verantwortung für die für den sicheren Betrieb wesentlichen Aufgaben (Geschäftseinheiten KB und KN) sind in einem Geschäftsbereich zusammengefasst. Die direkte Verantwortung für den sicheren Betrieb ist dem Kraftwerksleiter zugeteilt.

In den Direktionssitzungen (DISI) zwischen HSK und KKB, an denen die HSK-Direktion, der Leiter des GB K, der Kraftwerksleiter und weitere Mitglieder der Kraftwerksleitung teilnehmen, werden die Zuteilung von Ressourcen an das KKB und Entscheide über Investitionen in sicherheitsrelevante Nachrüstungen und Projekte regelmässig diskutiert. Dabei konnte die HSK feststellen, dass für die NOK die Sicherheit des KKB immer Vorrang vor der Wirtschaftlichkeit hatte und damit die Verantwortung für die Sicherheit wahrgenommen wird.

Somit ist die Forderung der HSK-R-17 nach einer klaren Zuordnung und Wahrnehmung der Verantwortung für die Sicherheit der Kernanlage im KKB erfüllt.

4.1.2 Aufbauorganisation des KKB

Angaben des Gesuchstellers

Das von der Geschäftsleitung genehmigte Kraftwerksreglement beschreibt die Aufbauorganisation des KKB, die Aufgaben der verschiedenen Fachabteilungen und die Aufgaben und Kompetenzen von wichtigen Stellen. Änderungen im Kraftwerksreglement müssen der HSK gemeldet werden (zur Organisationsentwicklung siehe Abschnitt 4.1.5).

Der Kraftwerksleiter hat die Führungsverantwortung für das Kernkraftwerk Beznau. Ihm ist die gesamte Belegschaft des Kraftwerks unterstellt, welche nach Fachgebieten in folgende Abteilungen unterteilt ist:

- Abteilung KBA "Administration"
- Abteilung KBB "Betrieb"
- Abteilung KBD "Dienste"
- Abteilung KBE "Elektrotechnik"
- Abteilung KBG "Gebäudetechnik"
- Abteilung KBM "Maschinenteknik"
- Abteilung KBR "Reaktor und Sicherheit"
- Abteilung KBU "Überwachung"

Die Abteilungen sind weiter unterteilt in Ressorts, Gruppen und Equipen.

Zur Gewährleistung eines kontinuierlichen 24-Stunden-Betriebs in allen Kraftwerkszuständen sind der Schichtbetrieb des Betriebspersonals und ein Pikettdienst eingerichtet.

Verantwortlichkeiten und Kompetenzen des leitenden Personals, des Brandschutzkoordinators, sowie der Beauftragten für die Arbeitsplatzsicherheit, die Notfallvorsorge, das Qualitätsmanagement, die Sicherung und für den Strahlenschutz, sowie die Aufgaben der Fachabteilungen sind im Kraftwerksreglement geregelt und festgehalten. Für alle wichtigen Stellen sind Stellvertretungen eingerichtet.

Für komplexe und abteilungsübergreifende Aufgaben wird die Linienorganisation von einer Prozess- und Projektorganisation ergänzt und überlagert. Diese Matrixorganisation basiert auf Projektteams, Arbeitsteams, Arbeitsgruppen, Ausschüssen und Kommissionen. Für den sicheren Betrieb der Anlage sind insbesondere folgende Gremien relevant:

- Notfallorganisation
- Interne Sicherheitskommission (siehe 4.1.3)
- Qualitäts-Lenkungsausschuss (siehe 4.5)
- Arbeitsteam für die Betreuung des Umweltmanagement-Systems
- Arbeitsteam für die Aus- und Weiterbildung (siehe 4.2.4)
- Änderungskommission
- Arbeitsteam für die Koordination Brandschutz
- Arbeitsteam für die Unfallverhütung
- Arbeitsteam für die Notfallvorsorge
- Arbeitsteam für die Auswertung von Ereignissen in fremden Anlagen
- ALARA-Team (bearbeitet Fragen der Minimierung der Strahlenbelastung des Personals)

Diese interdisziplinären Gremien setzen sich entsprechend dem jeweiligen Sachgebiet, Auftrag und der Zielsetzung aus Mitgliedern der verschiedensten Organisationseinheiten zusammen. Projekte werden im Rahmen des Projektmanagement-Reglementes abgewickelt.

Die Organisation des Kraftwerksbetriebes, wie sie im Kraftwerksreglement vorgeschrieben ist, hat sich nach Einschätzung des KKB bewährt.

Gemäss KKB verfügt das Werk heute über eine für den sicheren Betrieb zweckmässige Linienorganisation, die durch den Einsatz ständiger Kommissionen und Arbeitsteams sowie eines reglementierten Projektmanagements für grössere Vorhaben zu einer Matrixorganisation ausgebaut wurde.

Die Schichtorganisation in der Abteilung Betrieb ist in einer administrativen Weisung detailliert geregelt. Dabei wird berücksichtigt, welche Arbeitsplätze in welchen Anlagezuständen besetzt werden müssen. Die im KKB zum Ende des Berichtszeitraums geltenden Präsenzvorschriften sind das Ergebnis einer 30-jährigen Betriebserfahrung mit den Blöcken 1 und 2.

HSK-Beurteilung

Die Aufbauorganisation des KKB ist übersichtlich gestaltet, mit klar festgelegten und geregelten Verbindungsstellen und Verantwortlichkeiten. Das Eigenpersonal ist in eine zweckmässige Anzahl von Fachabteilungen mit klar zugeordneten Aufgabenbereichen eingeteilt. Übergeordnete Aufgaben werden in speziellen Arbeitsgruppen bearbeitet.

Aufgaben und Zuständigkeiten von Fachbereichen, des leitenden Personals und deren Stellvertretungen sind im Kraftwerksreglement beschrieben und festgelegt.

Die Schichtorganisation ist für jeden Anlagenzustand geregelt. Die zu besetzenden Arbeitsplätze im Kommandoraum sind mit Personal der benötigten Funktionsstufe besetzt. Das Übergabeprozedere ist für jeden Arbeitsplatz festgelegt.

Die Aufbauorganisation des KKB entspricht bezüglich Struktur und Inhalt den Anforderungen der HSK-R-17.

4.1.3 Interne Sicherheitskommission (ISK)

Angaben des Gesuchstellers

Die Interne Sicherheitskommission ist eine beratende Kommission für den Kraftwerksleiter, welche monatlich zusammentrifft und übergeordnete Sicherheitsfragen bearbeitet. Dazu gehören insbesondere sicherheitsrelevante Änderungen an der Anlage, Änderungen von Fahrweisen oder von Tests, Änderungen von sicherheitsrelevanten Dokumenten, besondere interne und externe Vorkommnisse sowie Beurteilungen von Versuchsprogrammen und Analysen. In der ISK ist auch ein Mitarbeiter eines anderen schweizerischen Kernkraftwerks vertreten, welcher eine unabhängige Meinung einbringen kann.

HSK-Beurteilung

Die Interne Sicherheitskommission bearbeitet regelmässig wichtige Sicherheitsthemen. Aufgabenstellung, Struktur und Arbeitsweise der ISK entsprechen den Anforderungen der HSK-R-17.

Mit der Aufnahme eines Mitglieds eines anderen schweizerischen Kernkraftwerks in die ISK hat das KKB eine entsprechende OSART-Empfehlung (vgl. 4.1.6) umgesetzt.

4.1.4 Ablauforganisation des KKB

Die Ablauforganisation des KKB ist in den Prozessen des Qualitätsmanagementsystems ausführlich beschrieben (siehe Kapitel 4.5).

Spezielle Themen der Ablauforganisation, namentlich die Personalführung, die Qualifikation und die Ausbildung, werden im Kapitel 4.2 behandelt.

4.1.5 Organisatorische Veränderungen im Berichtszeitraum

Angaben des Gesuchstellers

Im Berichtszeitraum sind in der Geschäftseinheit KB nur wenige organisatorische Veränderungen vorgenommen worden. Sie dienten generell folgenden Zielsetzungen:

- Schaffung von klar definierten Organisations- und Führungseinheiten
- Verminderung von Schnittstellen
- Prozessorientierung
- Systematische Vernetzung von Prozessen
- Optimierung des Ressourceneinsatzes
- Transparenz von Abläufen und Prozessen bezüglich Sicherheit, Wirtschaftlichkeit und Nachhaltigkeit

Als wichtigste organisatorische Änderung ist die 1993 erfolgte Auflösung der Planungs-Abteilung KBN nach Abschluss des Projekts NANO (Nachrüstung Notstandssysteme) und die daraus folgende Gründung der Abteilung "Reaktor und Sicherheit" (KBR) zu erwähnen. Die betroffenen Mitarbeiter wurden in verschiedene Abteilungen des KKB eingegliedert. 1994 wurde im KKB eine spezielle QS-Stelle zur Bearbeitung von übergeordneten Aufgaben und zur Überführung der Qualitätssicherung in ein Qualitätsmanagement eingeführt. 1999 hat das KKB durch die Übernahme von Teilen der Abteilung "Bau" der NOK eine neue Abteilung Gebäudetechnik geschaffen. Dadurch konnte spezifisches Wissen in diesem Fachbereich ins KKB integriert werden.

Gemäss dem KKB erfolgten organisatorische Veränderungen zielorientiert und massvoll. Mit dieser moderaten Organisationsentwicklung konnten günstige Voraussetzungen für künftige Herausforderungen (z. B. Einführung eines integrierten Managementsystems) geschaffen werden.

HSK-Beurteilung

Im Berichtszeitraum hat das KKB nur wenige organisatorische Veränderungen vorgenommen. Die erfolgten Änderungen dienten durchwegs einer Verbesserung der KKB-Organisation. Die Änderungen wurden sorgfältig geplant und umgesetzt, womit die entsprechenden Anforderungen der HSK-R-17 erfüllt sind.

4.1.6 OSART-Mission

1995 hat ein internationales Expertenteam (Operational Safety Review Team, OSART) unter der Leitung der IAEA das KKB während drei Wochen in den Bereichen "Führung, Organisation und Administration", "Ausbildung und Qualifikation", "Betrieb", "Elektrische Instandhaltung", "Mechanische Instandhaltung", "Technische Unterstützung", "Strahlenschutz", "Chemie" und "Notfallvorsorge" überprüft. Dabei hat das Team festgestellt, dass im KKB eine starke Verpflichtung zur Sicherheit besteht. Der Belegschaft wurden auf allen Stufen eine hohe fachliche Kompetenz und ein starkes Engagement attestiert. Die Altersstruktur wurde als ausgewogen beurteilt. Das Team war beeindruckt vom guten Zustand und der Sauberkeit der Anlage sowie von der Qualität der verschiedenen Einrichtungen. Insbesondere begrüsst wurden auch die Anstrengungen, die Anlage auf dem aktuellen Stand der Technik zu halten.

Zu gewissen Bereichen gab das Team Anregungen und Empfehlungen für Verbesserungen. Das Team war der Ansicht, das KKB stütze sich zu sehr auf die Kompetenz des Personals, anstatt auf bewährte Vorgehensweisen, die in schriftlichen Anweisungen festgehalten werden. Vergleichbare Aussagen gab es auch zu anderen Schweizer Werken und zu Werken in Ländern mit ähnlichen Berufsbildungssystemen. Wie in anderen Schweizer Werken wurde zudem bemängelt, dass die Schwelle für die vertiefte Bearbeitung von Störungen zu hoch liege, weshalb das Team eine Empfehlung zur Förderung einer hinterfragenden Haltung abgab. Eine weitere Empfehlung betraf die ver-

tiefe Überprüfung der Anlage vor dem Anfahren nach einer automatischen Schnellabschaltung. Auch im Bereich der Operateurausbildung und dem Simulatortraining gab das Team Empfehlungen ab.

Das KKB nahm die Empfehlungen des Teams sehr ernst und erarbeitete für alle Anregungen und Empfehlungen Lösungsvorschläge, welche in der Folge umgesetzt wurden. Gut zwei Jahre später erfolgte eine Überprüfung der Umsetzung der Empfehlungen und Vorschläge des OSART durch eine kleinere Delegation der IAEA (OSART-Follow-Up). Das Team stellte fest, dass das KKB grosse Anstrengungen unternommen hatte, die Vorschläge umzusetzen. Die überwiegende Mehrheit der Vorschläge war umgesetzt oder wies einen zufriedenstellenden Fortschritt auf. Lediglich eine Empfehlung – die Herabsetzung der Schwelle zur vertieften Bearbeitung von Störungen – wurde nach Ansicht des Teams zu wenig berücksichtigt.

HSK-Beurteilung

Die HSK hat die OSART-Missionen aufmerksam verfolgt und dabei festgestellt, dass gewisse Feststellungen bereits bekannt waren. Andere hingegen erschienen wegen der externen Sicht der Experten auch für die HSK in einem neuen Licht.

Zur OSART-Empfehlung, die Schwelle zur vertieften Bearbeitung von Störungen herabzusetzen, ist zu sagen, dass im KKB, wie auch in den anderen schweizerischen Werken, ein Störmeldevorfahren etabliert ist, mit welchem sehr kleine Störungen erfasst, analysiert und behoben werden. Dieses Verfahren läuft getrennt vom Prozess der Vorkommnisbearbeitung. Der HSK genügen die im KKB eingerichteten Verfahren, um auch kleinen Störungen die nötige Beachtung zu schenken und daraus zu lernen (siehe auch Kap. 5.1).

Aus Sicht der HSK hat das KKB die OSART-Missionen sehr ernst genommen und die Gelegenheit genutzt, aus der Erfahrung der externen Experten zu lernen.

4.2 Personal

4.2.1 Personalführung

Angaben des Gesuchstellers

Für alle Mitarbeitenden der NOK gilt seit 1995 ein Leitbild für Führung und Zusammenarbeit, das verbindliche Vorgaben bezüglich Menschenbild, Mitarbeiterprofil, Zusammenarbeit, Kommunikation, Führungsstil, Mitarbeiterbeurteilung und Mitarbeiterförderung macht. Dessen Kernziel besteht darin, durch partnerschaftliche Zusammenarbeit und mitarbeitergerechtes Führungsverhalten das vorhandene Potenzial aller Mitarbeitenden optimal zu nutzen. Verlangt wird ein Führungsstil mit Zielvereinbarungen, die auf die Fähigkeiten und Kenntnisse der Mitarbeitenden abgestimmt sind (Management by Objectives). Verantwortlichkeiten und Kompetenzen sollen so geregelt werden, dass Entscheide auf der tiefst möglichen Hierarchiestufe getroffen werden. Der direkte Vorgesetzte führt auf der Basis dieser Zielvereinbarungen jährliche Mitarbeiterbeurteilungen durch. Beurteilt werden die Leistungen quantitativ und qualitativ, Fachwissen und berufliches Können, Arbeitstechnik und Einsetzbarkeit sowie Zusammenarbeit und Ordnungsverhalten. Die Beurteilung beeinflusst den Leistungslohnanteil im Rahmen des leistungsorientierten Gehaltssystems. Innerhalb der Mitarbeitergespräche finden auch Förderungsgespräche statt. Förderungsmassnahmen werden in der Zielvereinbarung festgehalten. Seit 1998 hat die NOK eine systematische Führungsnachwuchsförderung mit Assessments zur Erfassung des Potenzials für neue oder höhere Führungsfunktionen.

Ein weiteres Führungsinstrument sind seit 1997 die Mitarbeiterbefragungen zu Themen wie Identifikation mit der Unternehmung, Zufriedenheit mit Arbeitgeber und Arbeitsplatz, Führung, Zusammenarbeit, Information und Kommunikation. Die Befragungen erfolgen unter Leitung einer Fremdfirma in Zusammenarbeit mit Mitarbeiter- und Geschäftsleitungsvertretern und werden extern und anonym ausgewertet.

Zur Mitarbeiterbetreuung verfügt die NOK über eine unabhängige Sozialberatungsstelle, an die sich Mitarbeitende und Angehörige mit ihren persönlichen Problemen wenden können. Der Arbeitgeber erhält keine Information über die Beratungsfälle ohne Einverständnis der Mitarbeitenden. Gesellschaftliche Veranstaltungen dienen der Förderung gegenseitiger Achtung und dem Ausdruck der Wertschätzung der Mitarbeitenden.

Das KKB bewertet die Personalführung positiv. Die Fluktuationsrate lag in den letzten 10 Jahren bei durchschnittlich 6% pro Jahr (exklusive vorzeitige Pensionierungen). Zwei Drittel der Belegschaft arbeiten seit mehr als 10 Jahren im Betrieb.

HSK-Beurteilung

Mit seinen Personalführungsgrundsätzen schafft das KKB die Voraussetzungen, um über kompetentes und motiviertes Personal zu verfügen, das klare Ziele und Aufgaben hat und entsprechend seinem individuellen Potenzial und den Bedürfnissen des KKB gefördert wird. Mit den seit 1997 durchgeführten Mitarbeiterbefragungen und der systematischen Aufarbeitung der dabei gewonnenen Erkenntnisse sowie mit den beschriebenen Massnahmen zur Mitarbeiterbetreuung verfügt das KKB über Instrumente, welche die Zufriedenheit des Personals fördern und dazu beitragen, dass das Wissen und die Fähigkeiten kompetenter Mitarbeitender dem KKB lange Zeit erhalten bleiben. Dies ist für den sicheren Betrieb der Anlage unerlässlich. Die Kraftwerksleitung nimmt ihre Personalführungsverantwortung im Sinne der Anforderungen der HSK-R-17 wahr.

4.2.2 Personalplanung und Personalbestand

Angaben des Gesuchstellers

Die Stellenplanung des KKB basiert auf einer Ressourcenplanung der Fachabteilungen unter Berücksichtigung des Personalbedarfs für bestimmte Aufgaben, aktuellen Qualifikationen der Mitarbeitenden, geplanten Ausbildungsmassnahmen, erwarteten Pensionierungen und Umorganisationen. Auf dieser Grundlage wird das Personalbudget im Rahmen einer rollenden 5-Jahres-Planung erstellt. Die Bewilligung des Personalbudgets erfolgt jährlich durch die Geschäftsleitung der NOK.

Für die Abteilung Betrieb wird zweimal jährlich eine rollende 10-Jahres-Personalbedarfsplanung erstellt. Diese berücksichtigt die Vorschriften über den erforderlichen Minimalbestand der Schichtgruppe und die zur Lizenzierung für spezifische Funktionen nötigen Ausbildungszeiträume. Jährlich werden Anwärter für die Weiterausbildung ausgewählt und während sechs Monaten bezüglich ihres Potenzials für künftige Funktionsstufen beurteilt.

Der Personalbestand des KKB entwickelte sich im Berichtszeitraum von 440 Personen am 31.12.1991 (hiervon 8 Pickettingenieure, 21 Schichtchefs, 31 lizenzierte Operateure, insgesamt also 60 Lizenzierte) auf 473 Personen am 31.12.2001 (hiervon 11 Pickettingenieure, 25 Schichtchefs, 31 lizenzierte Operateure, insgesamt also 67 Lizenzierte).

Das KKB bewertet die Ressourcenplanung positiv. Die für den sicheren Betrieb erforderlichen personellen und materiellen Ressourcen werden von der Geschäftsleitung stets bewilligt.

HSK-Beurteilung

Die Personalplanung erfolgt langfristig vorausschauend. Den sehr langen Ausbildungszeiten des lizenzierten Personals wird durch eine 10-Jahres-Planung Rechnung getragen. Der Personalbestand nahm im Berichtszeitraum zu, wodurch insbesondere beim lizenzierten Personal mehr Zeit für die Ausbildung zur Verfügung steht. Damit nimmt die Kraftwerksleitung im Sinne der Anforderungen der HSK-R-17 ihre Verantwortung wahr, indem sie dafür sorgt, dass permanent genügend Kompetenz im Kernkraftwerk vorhanden ist.

4.2.3 Anforderungen an das Eigenpersonal und Auswahl

Angaben des Gesuchstellers

Qualifiziertes, gut ausgebildetes und motiviertes Personal ist eine wesentliche Voraussetzung für den sicheren Betrieb eines Kernkraftwerks. Um diese Voraussetzung zu schaffen, werden folgende Instrumente eingesetzt: Für jede Stelle werden in einer Stellenbeschreibung Ausbildung, Qualifikation, Spezialkenntnisse, Aufgaben und Stellenziele festgelegt. Für Führungspositionen und sicherheitsrelevante Positionen werden in einem Anforderungsprofil die geforderten Sach- und Fachkenntnisse, Fähigkeiten und Fertigkeiten, die persönlichen Voraussetzungen und die charakterlichen Eigenschaften definiert. Die Beurteilung von Stellenbewerbern erfolgt anhand von Stellenbeschreibung, Anforderungsprofil, Bewerbungsunterlagen, Vorstellungsgespräch, weiterführenden Abklärungen (psychologische Eignungsuntersuchungen, Assessments), Referenzauskünften und Überprüfungen des Erwerbs von Ausbildungsabschlüssen und Diplomen. Die Anstellung neuer Mitarbeitender erfolgt mit einer dreimonatigen Probezeit. Während dieser werden Eignung, Verhalten und Einarbeitung monatlich überprüft. Bei Bedarf werden Massnahmen eingeleitet oder das Arbeitsverhältnis wird aufgelöst.

Das KKB beurteilt die Personalauswahl als wirksam. Im Berichtszeitraum sind etwa 800 Rekrutierungen durchgeführt worden, die zu 194 Anstellungen geführt haben. Nur zwei Mitarbeitende mussten in der Probezeit entlassen werden. Es gelang, alle Vakanzen innerhalb von maximal 6 Monaten wieder zu besetzen.

HSK-Beurteilung

Mit dem systematischen Einsatz von Stellenbeschreibungen und den auf mehreren Informationsquellen und Methoden beruhenden Auswahlverfahren für Führungspositionen und sicherheitsrelevante Positionen werden bezüglich der Qualifikation des Personals zentrale Bedingungen der IAEA-Anforderungen NS-R-2¹³ erfüllt.

4.2.4 Aus- und Weiterbildung allgemein

Angaben des Gesuchstellers

Die geschäftsbereichsübergreifende Aus- und Weiterbildung wird für die gesamten NOK zentral koordiniert. Dies betrifft Führungskurse, Kaderseminare sowie die EDV/IDV-Ausbildung. Die kernkraftwerksspezifischen Ausbildungsbedürfnisse werden durch das KKB abgedeckt. Die allgemeine Ausbildung wird von den administrativen Diensten organisiert, während die Fachschulung durch die einzelnen Fachabteilungen erfolgt. Jeder Abteilungsleiter ist für die Ausbildung seiner Mitarbeitenden verantwortlich. In der Abteilung Betrieb ist die Ausbildungsaufgabe einem hierfür spezialisierten Ressort übertragen, dessen Leiter im Berichtszeitraum stets ein lizenziertes Picketingenieur war. Für das

ganze KKB erfasst ein Arbeitsteam, in dem jede Abteilung vertreten ist, die Aus- und Weiterbildungsbedürfnisse der Abteilungen, beurteilt Konzepte und Programme und wertet die Erfahrungen aus.

Die Lehrlingsausbildung wird durch die NOK organisiert. Die Lehrmeister und die Lehrlinge sind jedoch Mitarbeitende des KKB.

Alle im KKB Neueintretenden durchlaufen eine allgemeine Ausbildung bestehend aus Sofortausbildung, Grundausbildung, Basisausbildung sowie Repetitions- und Erweiterungsausbildung. Diese allgemeine Ausbildung umfasst insbesondere Ausbildungseinheiten zu Arbeitsplatzsicherheit, Strahlenschutz und Umweltschutz, technische Systemkurse und SAP-Kurse.

Alle Führungskräfte sind zum Besuch von Seminaren zum "Situativen Führen" verpflichtet. Darin wird die Fähigkeit vermittelt, den Führungsstil an die jeweilige Situation anzupassen. Ebenfalls obligatorisch sind Kurse zum leistungsorientierten Gehaltssystem und zum Mitarbeiterentwicklungskonzept. Weitere Kaderschulungen werden angeboten, unter anderem im Bereich sozialer und kommunikativer Kompetenzen.

Die Fachausbildung des Fach- und Werkspersonals liegt in der Verantwortung der Linienvorgesetzten und wird im Rahmen des jährlichen Mitarbeitergesprächs festgelegt. Grundlagen für die Feststellung des Ausbildungsbedarfs bilden die Stellenbeschreibung, die Aufgabenanalyse, mögliche und geplante Entwicklungen und das Potenzial der Mitarbeitenden.

Die Ausbildung des für die Bedienung und Überwachung der Anlage notwendigen, im ununterbrochenen Schichtbetrieb tätigen Betriebspersonals wird von der Abteilung Betrieb organisiert. Die Anforderungen an die Inhaber lizenzpflichtiger Funktionen sind in der HSK-R-27 festgelegt. Zur Ausbildung des Betriebspersonals werden interne und externe Ausbildungslehrgänge, Simulatortraining und On-the-Job-Training eingesetzt. Anlagenspezifische Inhalte werden von KKB-eigenem Fachpersonal vermittelt, anlagenübergreifende Inhalte zu einem wesentlichen Teil durch externe Bildungseinrichtungen. Zu nennen sind vor allem die Schule für Strahlenschutz und die Reaktorschule des Paul-Scherrer-Instituts, der Grosssimulator von Westinghouse Training Services und das Glasmodell der NIS Ingenieurgesellschaft.

Der Ausbildungsweg des Betriebspersonals ist in der HSK-R-27 vorgegeben. Das Auswahlverfahren von Kandidaten für die jeweils nächsthöhere Funktionsstufe ist im KKB in einer administrativen Weisung geregelt. Die Anwärterbeurteilung basiert auf den Leistungen bei der bisherigen Tätigkeit, in der Aus- und Weiterbildung und beim Simulatortraining. Diese Leistungsbeurteilungen werden durch ein psychologisches Gutachten ergänzt.

Dem Kompetenzerhalt dienen Wiederholungsschulung und Weiterbildung. Dabei werden theoretische Kenntnisse aufgefrischt, im Normalbetrieb nicht vorkommende Tätigkeiten trainiert und Änderungen von Vorschriften und Anlage vermittelt.

Die Ausbildungsinhalte für das Betriebspersonal orientieren sich an den Anforderungen der HSK-R-27 und sind in einer administrativen Weisung geregelt. Die Ausbildung umfasst neben den fachtechnischen Themen auch Führungs- und Teamverhalten, Kommunikation sowie Verhalten in Stress- und Notfallsituationen. Übergeordneter Grundsatz ist die Ausrichtung auf sicherheitsgerichtetes Handeln. Die Weiterbildungsinhalte berücksichtigen insbesondere betriebsrelevante Nachrüstungen und Anlagenänderungen, Ereignisse in der eigenen und in anderen Anlagen sowie in Betrieb und Ausbildung erkannte Kompetenzdefizite.

Der Ausbildungsumfang beträgt beim lizenzierten Betriebspersonal durchschnittlich 17% der Jahresarbeitszeit und beim nicht lizenzierten Betriebspersonal durchschnittlich 13%. Dieser hohe Ausbil-

dungsanteil wurde erst durch Erhöhung der Zahl der Schichtgruppen von 5 auf 6 im Jahr 1995 ermöglicht. Seit 1997 wird das lizenzierte Betriebspersonal nicht nur alle zwei Jahre, sondern jährlich am Full-Scope-Simulator weitergebildet.

Nach Einschätzung des KKB können mit der Aus- und Weiterbildung den Mitarbeitenden die für die verschiedensten Tätigkeiten erforderlichen Kenntnisse erfolgreich vermittelt werden. Zur Effizienzsteigerung werden gegenwärtig Möglichkeiten computergestützter Lernformen analysiert. Die Aus- und Weiterbildung des Betriebspersonals erfolgt auf hohem Niveau und wird laufend an neue didaktische Erkenntnisse angepasst. Die geforderte Ausbildungsdauer wird für das lizenzierte Personal als sehr lang beurteilt. Die Planung einer geordneten Endphase im Betrieb der Schweizer Kernkraftwerke ist bezüglich Verfügbarkeit des notwendigen Personals eine grosse Herausforderung, die dadurch noch schwieriger wird, dass diese Planung von politischen Entscheiden abhängt.

HSK-Beurteilung

Die Aus- und Weiterbildungsmassnahmen des KKB bilden ein umfassendes System zur Sicherstellung von qualifiziertem Personal, das gut ausgebildet ist und dessen Kompetenz dank regelmässiger Wiederholungsschulungen mit den sich verändernden Anforderungen Schritt hält. Die Aus- und Weiterbildung des lizenzierten Personals entspricht den Anforderungen HSK-R-27. Die HSK hat sich in ihrer Aufsichtstätigkeit bei der Ausbildung des lizenzierten Personals von der Wirksamkeit der Betriebspersonal-Ausbildung überzeugen können.

4.2.5 Simulatorenausbildung

Angaben des Gesuchstellers

Simulatoren werden bei der Aus- und Weiterbildung des Betriebspersonals zur Schulung von Handlungsalgorithmen eingesetzt, die nicht an der realen Anlage trainiert werden können, weil dadurch der ordnungsgemässe Kraftwerksbetrieb beeinträchtigt würde oder weil die Betriebszustände, unter denen die entsprechenden Handlungsabläufe geübt werden könnten, selten vorkommen. Geübt werden zum einen normale betriebliche Bedienungshandlungen, zum anderen Stör- und Notfallszenarien, deren richtige Bewältigung für die Sicherheit von grosser Bedeutung ist. Die Simulatorenausbildung erfolgt am Kompaktsimulator im KKB und an einem Full-Scope-Simulator der Firma Westinghouse in Waltz Mill in den USA. Beide Simulatoren verfügen softwaremässig über dieselbe Abbildungstiefe, unterscheiden sich aber in Umfang und Gestaltung des Mensch-Maschine-Interface. Während dieses beim Kompaktsimulator auf die wichtigsten Bedienungselemente reduziert ist, umfasst der Full-Scope-Simulator eine vollständige Kommandoraum-Nachbildung. Der Kompaktsimulator im KKB wird insbesondere für Einzeltrainings und in Kleingruppen mit maximal 4 Teilnehmern eingesetzt. Der Full-Scope-Simulator in Waltz Mill dient dem Training ganzer Schichtgruppen. Neben fachtechnischen Belangen werden auch Führungs- und Teamverhalten trainiert.

Das KKB beurteilt die Simulatorenausbildung als umfassend, da heute zusätzlich zur Behandlung von Transienten und Störfällen verstärkt Fahrweisen des Normalbetriebs berücksichtigt werden und zusätzlich zur Vermittlung fachtechnischer Kenntnisse auch das Führungs- und Teamverhalten ein wichtiges Ausbildungsziel ist. Der heute verfügbare Full-Scope-Simulator in Waltz Mill erfüllt die Anforderungen an die Ausbildung zwar ausreichend, aber nicht optimal, da er ein generisches Mensch-Maschinen-Interface aufweist, das mit jenem der Kommandoräume des KKB nicht in allen Teilen übereinstimmt. Deshalb befasst sich das KKB mit der Beschaffung eines anlagenspezifischen Full-Scope-Simulators.

HSK-Beurteilung

Der im KKB vorhandene Kompaktsimulator erfüllt die Anforderungen von ANSI/ANS-3.5-1998¹⁴ bezüglich der softwaremässigen Abbildungstiefe, nicht aber bezüglich Gestaltung des Mensch-Maschine-Interface, weshalb er sich nicht für die Ausbildung ganzer Schichtgruppen eignet. Der Full-Scope-Simulator in Waltz Mill ist zwar für Teamtrainings zweckmässig, weicht aber von der spezifischen Ausgestaltung des KKB-Kontrollraums ab, so dass die Voraussetzungen für die Simulatoreausbildung erschwert sind. Zudem ist es heute Stand der Technik, dass die Simulatoreausbildung an einem anlagespezifischen Full-Scope-Replica-Simulator erfolgt. Alle übrigen Schweizer Kernkraftwerke verfügen über einen entsprechenden Simulator. Die HSK schätzt die didaktischen Vorteile eines anlagespezifischen Grosssimulators als erheblich ein. Relevante Fahrsituationen können damit in ganzen Schichtgruppen unter Bedingungen trainiert werden, die sehr nahe bei den realen Arbeitsbedingungen sind, wodurch die erworbenen Kompetenzen – im Gegensatz zu heute – fast unverändert auf der realen Anlage einsetzbar sind.

Auflage PSÜ-A 4/4.2.5-1: Das KKB hat bis Ende 2007 für die Ausbildung des Betriebspersonals einen KKB-spezifischen Full-Scope-Replica-Simulator zur Verfügung zu stellen. Bei der Auslegung und Standortwahl ist zu berücksichtigen, dass dieser Simulator im Rahmen der Möglichkeiten des Softwaremodells auch für Notfallübungen und Lizenzprüfungen einsetzbar sein soll.

4.2.6 Fremdpersonal

Angaben des Gesuchstellers

Fremdpersonal kommt im KKB als Auftragspersonal oder als Leihpersonal zum Einsatz. Wenn eine Fremdfirma im KKB einen genau umschriebenen Auftrag ausführt, wird deren Personal als Auftragspersonal bezeichnet. Hierfür wird zwischen dem KKB und der Fremdfirma ein Werkvertrag abgeschlossen. Gegenüber dem KKB ist die Fremdfirma für die Handlungen dieses Personals und das Arbeitsergebnis verantwortlich. Wenn eine Arbeitsequipe des KKB durch Personal einer Fremdfirma verstärkt wird, handelt es sich um Leihpersonal. Hierfür wird mit der Fremdfirma ein Leihvertrag vereinbart. Die Verantwortung für die Handlungen dieses Personals und das Arbeitsergebnis liegen beim Vorgesetzten der KKB-internen Arbeitsequipe.

Jedem Mitarbeiter einer Fremdfirma wird ein KKB-Fremdpersonalbetreuer zugeteilt. Die Betreuung umfasst die Arbeitsanweisung, die Kontrolle der geleisteten Arbeit sowie die Instruktion zum Verhalten im KKB. Die Fremdpersonalbetreuer werden für diese Aufgabe jährlich geschult und von einer Fremdpersonal-Koordinationsstelle unterstützt. Zusätzlich existiert ein Arbeitsteam, das sich regelmässig mit Fremdpersonalbelangen beschäftigt.

Bei der Einführung wird das Fremdpersonal im Rahmen einer fünfstündigen Ausbildung zu Sicherheit und Sorgfalt am Arbeitsplatz, Unfallverhütung, Umweltmanagement, Abfallentsorgung und Strahlenschutz angeleitet.

Die Arbeit von Fremdmitarbeitern wird durch den Fremdpersonalbetreuer bezüglich Erfüllung der Erwartungen, Qualität, Verhalten gegenüber Teammitgliedern, Vorgesetzten und Mitarbeitenden, Einhaltung von Vorschriften und weitere Einsetzbarkeit beurteilt. Die Beurteilungen werden mit den Fremdfirmen besprochen. Bei Bedarf werden Massnahmen veranlasst.

Nach Einschätzung des KKB steht auf Grund der langjährigen und guten Zusammenarbeit mit verschiedenen Fremdfirmen mehrheitlich Fremdpersonal mit Erfahrung im KKB oder anderen Kernkraft-

werken zur Verfügung, was die Arbeitsqualität verbessert und das Sicherheitsrisiko erheblich vermindert.

HSK-Beurteilung

Mit den umfangreichen Massnahmen zur Betreuung und Überwachung von Fremdpersonal und den vertraglichen Massnahmen zwischen Fremdfirmen und dem KKB werden die Anforderungen der HSK-R-17 erfüllt. Insbesondere die Beurteilung der Fremdmitarbeiter durch die jeweiligen Fremdpersonalbetreuer und die Einschätzung der Wiedereinsetzbarkeit trägt dazu bei, dass das eingesetzte Fremdpersonal mehrheitlich aus Personen besteht, die sich bereits im Werk bewährt haben. Dadurch kann die für die Sicherheit der Anlage erforderliche Arbeitsqualität auch beim Einsatz von Fremdpersonal gewährleistet werden.

4.3 Vorschriften zum Betrieb der Anlage

Angaben des Gesuchstellers

Das KKB regelt die sicherheitsrelevanten Tätigkeiten und Abläufe im Zusammenhang mit dem Betrieb der Anlage in einem umfassenden, hierarchisch gegliederten Vorschriftensystem. Die oberste Hierarchiestufe dieser Dokumente bilden die Reglemente, denen alle anderen Dokumente untergeordnet sind.

Die verbindlichen Vorgaben für die Betriebsführung sind in den *Technischen Spezifikationen* für den Reaktorbetrieb enthalten. Die darin enthaltenen Anforderungen werden im ungestörten Kraftwerksbetrieb mit *Betriebsvorschriften* (Fahr- und Systemvorschriften) und mit *Routinevorschriften* (wiederkehrende Funktionsprüfungen) abgedeckt. Betriebsstörungen an Komponenten oder Systemen, d. h. alle vom Normalbetrieb abweichenden Anlagenzustände, bei welchen der Spielraum des normalen Betriebs überschritten wird, ohne dass mit einer Gefährdung von Personen und Sachen gerechnet werden muss, werden im Rahmen der normalen Betriebsorganisation anhand der *Störfallvorschriften* abgewickelt. Bei grösseren Abweichungen vom Normalbetrieb kommen die *Notfallvorschriften* zur Anwendung. Schwere Unfälle (auslegungsüberschreitende Störfälle) werden hingegen durch die *Accident Management-Vorschriften* und die *Unfallbegrenzungs-Richtlinien* (Severe accident management guidance SAMG; vgl. Kap. 9.5) abgedeckt.

Administrative Vorgänge im Zusammenhang mit Vorschriften (z. B. die Erstellung, Inkraftsetzung, Überprüfung, Änderung, Ausserkraftsetzung von Vorschriften) sind in *administrativen Weisungen* und in *Qualitätsvorschriften* geregelt.

Seit Inbetriebsetzung der Anlage erfolgte eine starke Zunahme der Anzahl der Vorschriften. Anlässe zur *Entwicklung neuer Vorschriften* sind jeweils Nachrüstungen an der Kraftwerksanlage, Erfahrungsrückfluss vom Lieferanten der Kraftwerksanlage, Erkenntnisse aus PSA-Studien sowie behördliche Forderungen. Auch im Berichtszeitraum wurden mehrere neue Vorschriften entwickelt und eingeführt. Insbesondere ist hier die Entwicklung und Einführung der Accident-Management-Vorschriften und der Unfallbegrenzungs-Richtlinien (SAMG) zu erwähnen, welche im Jahre 2001 in Erfüllung von HSK-Forderungen nach Vorschriften für schwere Unfälle in Kraft gesetzt wurden.

Änderungen von Vorschriften erfolgen auf der Grundlage der für die Erstellung massgebenden Weisungen. Anlässe für Änderungen von Vorschriften sind hauptsächlich Änderungen der Kraftwerksanlage, aber auch Erfahrungsrückfluss vom Betriebspersonal, aus dem Simulatortraining, aus den Fachabteilungen und aus anderen Kernkraftwerken, Erkenntnisse aus BERA/BESRA-Studien, sowie

behördliche Forderungen. Dem Erfahrungsrückfluss vom Betriebspersonal wird dabei ein hoher Stellenwert beigemessen. Letzterer ist in einer administrativen Weisung geregelt.

Zudem werden alle Vorschriften periodisch, in einem Intervall von maximal zwei Jahren, auf Vollständigkeit, Richtigkeit, Aktualität sowie Kompatibilität mit anderen Kraftwerksanweisungen und relevanten Dokumenten *überprüft* und, wenn nötig, revidiert.

Die Notfallvorschriften werden regelmässig den von der Westinghouse Owners Group betreuten Neuausgaben der generischen Emergency Response Guidelines angepasst.

Für die Erstellung und Änderung von Vorschriften für den Anlagenbetrieb (Betriebsvorschriften, Störfallvorschriften, Notfallvorschriften) ist das Vorschriftenbüro zuständig. Dieses arbeitet in engem Kontakt mit dem Betriebspersonal. Die beiden hauptamtlichen Stellen dieses Büros sind durch zwei Reserve-Schichtchefs besetzt, welche periodisch dem Schichtbetrieb zugeteilt werden, damit sie die Vorschriften und deren Anwendung immer wieder aus der Praxisperspektive erleben. Auch für die Gestaltung der Vorschriften ist das Vorschriftenbüro zuständig. Um ein einheitliches Erscheinungsbild und eine gute Lesbarkeit zu erreichen, müssen alle Vorschriften festgelegten formalen Kriterien entsprechen.

Das Vorschriftenbüro ist zuständig für die Sicherstellung der *Konsistenz* im Regelwerk nach Veränderung einzelner Vorschriften. Dies basiert nicht auf einem formellen Verfahren, sondern im Wesentlichen auf der langjährigen Erfahrung der Mitarbeiter des Vorschriftenbüros.

Zurzeit werden im KKB Überlegungen angestellt, wie die Struktur der Technischen Spezifikationen verbessert werden könnte – mit dem Ziel der Vereinfachung und der besseren Verständlichkeit für das Schichtpersonal.

Neue und in wesentlichen Teilen geänderte Vorschriften, welche Hauptsysteme betreffen oder von sicherheitstechnischer Bedeutung sind, werden *verifiziert und validiert*. Mit der Verifikation wird die fachtechnische und sachlogische Richtigkeit des Vorschriftentextes geprüft. Die Validierung dient dem Nachweis der Gebrauchstauglichkeit der Vorschriften. Die Validierung findet jeweils nach der Inkraftsetzung der betreffenden Vorschriften im Rahmen von Ausbildungsprogrammen am Simulator statt.

Das von einer Vorschriftenänderung oder der Einführung einer neuen Vorschrift betroffene Personal wird durch das Vorschriftenbüro schriftlich *informiert*. Um sicherzustellen, dass jede Person Kenntnis der erfolgten Änderungen hat, sieht das Verteilungs- und Informationsverfahren eine individuelle Bestätigung durch Visierung vor.

Das KKB beurteilt den eigenen Satz an Vorschriften zur Regelung des Normalbetriebs der Anlagensysteme und zur Bewältigung von Stör- und Notfällen aus dem Hauptkommandoraum und dem Notstandleitstand als umfassend und ausführlich. Die Anforderungen, welche aus unterschiedlichen Situationen an das Betriebspersonal entstehen, sind mittels der verschiedenen Vorschriftstypen abgedeckt. Die Verfahren zur Nachführung der Vorschriften für den Anlagebetrieb sind geregelt und dienen auch dazu sicherzustellen, dass die Anlässe zum Ändern von Vorschriften erkannt und ausgewertet, die Änderungen korrekt ausgeführt und geprüft sowie effizient vollzogen werden. Zudem wird dadurch sichergestellt, dass die Anwenderfreundlichkeit gewährleistet ist und die Human-Factor-Engineering-Aspekte berücksichtigt werden.

Der mit der grossen Anzahl Vorschriften einhergehenden hohen Regelungsdichte, wird im KKB durch Planungsmittel und Checklisten begegnet. Hiermit ist, nach Einschätzung des KKB, gewährleistet, dass sicherheitsrelevante Aspekte erkannt und den zuständigen Gremien zur Bearbeitung zugewiesen werden.

HSK-Beurteilung

Das KKB verfügt über ein umfangreiches und hierarchisch strukturiertes Vorschriftensystem, welches die systematische Bearbeitung der sicherheitsrelevanten Tätigkeiten im Zusammenhang mit dem Betrieb der Kernanlage wirksam unterstützt. Die Vorschriften für den Betrieb der Anlage decken die in den IAEA-Anforderungen NS-R-2¹³ in Artikel 5.12 verlangten Gebiete ab. Die Vorschriften für schwere Unfälle (Accident Management-Vorschriften und Unfallbegrenzungsrichtlinien SAMG) wurden im Berichtszeitraum entwickelt, implementiert und validiert.

Organisatorische Aspekte (Zuständigkeiten für Erstellung, Verwaltung, Überprüfung, Änderung, Anwendung, Ausserkraftsetzung und Vollzug von Kraftwerksanweisungen) sowie Grundsätze der Erstellung und Änderung von Vorschriften sind in administrativen Weisungen und in einer Qualitätsvorschrift beschrieben. Das konkrete Vorgehen bei der Erstellung und Änderung, der Verifikation und Validierung sowie der Überprüfung von Vorschriften ist jedoch nicht formell geregelt.

Über verschiedene, formelle und informelle Kanäle ist dafür gesorgt, dass *Fehler und Mängel* in den Vorschriften festgestellt und behoben werden. Einerseits sind alle Mitarbeitenden und alle Stellen verpflichtet, festgestellte Fehler und Mängel in den Vorschriften mittels eines dafür konzipierten Formulars zu melden. Die Behandlung solcher Meldungen ist ebenfalls geregelt. Andererseits ist dank der Besetzung des Vorschriftenbüros mit erfahrenen Schichtchefs welche regelmässig im Schichtdienst eingeteilt werden, die Nähe zum betrieblichen Alltag und zu den Betriebsmitarbeitern sichergestellt. Erfahrungen mit den Vorschriften fliessen so auch auf informellem Weg kontinuierlich in den Revisionsprozess ein. Der Erfahrungsrückfluss erfolgt jedoch nicht lediglich über die reguläre betriebliche Anwendung der Vorschriften, sondern auch über das Simulatortraining, sowohl durch die Instrukturen als auch durch die Auszubildenden. Zudem fliessen die Erfahrungen der Fachabteilungen, aber auch der Lieferanten und anderer Kernkraftwerke ein. Schliesslich werden alle Vorschriften periodisch überprüft.

Die Sicherstellung der *Konsistenz* im Regelwerk ist in hohem Mass abhängig vom Erfahrungswissen einzelner Mitarbeiter, namentlich der Mitarbeiter des Vorschriftenbüros. Da diese Aufgabe nicht einem technischen System übergeben werden kann, ist es von entscheidender Bedeutung, dass die Mitarbeiter des Vorschriftenbüros durch regelmässige Einteilung im Schichtbetrieb die Möglichkeit haben, sich das notwendige Erfahrungswissen anzueignen und zu pflegen.

Während das Vorgehen zur Sicherstellung der inhaltlichen Korrektheit der Vorschriften von der HSK als gut beurteilt wird, weist der *Validierungsprozess* nach Änderungen und Neuentwicklungen von Vorschriften Lücken auf. Die Validierung von Betriebs- und Störfallvorschriften – sofern diese die Hauptsysteme betreffen oder von sicherheitstechnischer Bedeutung sind – erfolgt im Rahmen des regulären Simulatortrainings, teilweise erst ein Jahr nach deren Inkraftsetzung. Die Gebrauchstauglichkeit der Vorschriften wird dabei nicht ausreichend systematisch, aufgrund spezifischer Kriterien und anhand eines standardisierten Verfahrens analysiert und bewertet. Die Feststellung potenzieller Mängel ist nicht expliziter Auftrag der Trainer und Auszubildenden, sondern mehr oder weniger zufälliges Nebenprodukt des Trainings.

Die Validierung der Notfallvorschriften erfolgt bereits anhand der generischen Version durch den Lieferanten. Es wird davon ausgegangen, dass diese Validierungsergebnisse auf die kraftwerksspezifische Situation im KKB übertragen werden können, indem sich Inhalt und Form der KKB-Vorschriften so weit als möglich an die generischen Vorschriften anlehnen. Die notwendigen kraftwerksspezifischen Anpassungen werden, wie bei den Betriebs- und Störfallvorschriften, im Rahmen des Wiederholungstrainings am Simulator validiert.

Die HSK ist der Ansicht, dass neue oder in wesentlichen Teilen geänderte Vorschriften, sofern sie die Hauptsysteme betreffen oder von sicherheitstechnischer Bedeutung sind, systematisch validiert werden müssen. Diese Validierung sollte nicht als zufälliges Nebenprodukt regulärer Simulatortrainings konzipiert werden, sondern auf einem systematischen, auf klaren Kriterien basierenden Verfahren beruhen, zum Beispiel dem in NUREG-0711⁴⁹ beschriebenen Verfahren der integrierten Systemvalidierung. Die Simulatorübungen können durchaus zu Validierungszwecken genutzt werden. Dabei sollte allerdings neben dem Trainingsauftrag ein expliziter Validierungsauftrag erteilt werden, der von eigens damit betrauten Personen wahrgenommen wird. Neue oder in wesentlichen Teilen geänderte Vorschriften sollten nicht erst nach, sondern vor deren Inkraftsetzung validiert werden.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 1/4.3-1: Die HSK fordert, dass das KKB bei neuen oder geänderten Vorschriften prüft, ob eine systematische Validierung notwendig ist. Die diesbezügliche Entscheidung soll dokumentiert und bei negativer Entscheidung (d. h. wenn keine Validierung für nötig befunden wird) begründet werden. Zudem soll diese Prüfung in den Änderungsprozess im Rahmen des Qualitätsmanagementsystems bis Ende 2004 aufgenommen werden.

Wie die HSK an verschiedenen Betriebserfahrungssitzungen gegenüber dem KKB festgehalten hat, muss die Benutzungsfreundlichkeit der Technischen Spezifikationen des KKB als verbesserungsbedürftig beurteilt werden. Die HSK hat im Zusammenhang mit der Bearbeitung von Betriebsabweichungen und Ereignissen den Eindruck gewonnen, dass die Technischen Spezifikationen in etlichen Bereichen schwer verständlich sind. Diese Auffassung wird auch von der Abteilung Betrieb des KKB geteilt. Wegen der schwierigen Verständlichkeit der Technischen Spezifikationen sind Diskussionen zu deren Interpretation häufig. Die Technischen Spezifikationen müssen auch ohne Unterstützung weiterer Fachleute vom operativen Personal sicher gehandhabt werden können

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 2/4.3-2: Die HSK fordert, dass das KKB bis Ende 2005 ein Konzept vorlegt, wie sich die Benutzungsfreundlichkeit der Technischen Spezifikationen so verbessern lässt, dass das Betriebspersonal diese schnell und zweifelsfrei interpretieren kann. Im Rahmen der Konzeptarbeit soll eine systematische Analyse des Ist-Zustandes vorgenommen werden, unter Berücksichtigung von Ergonomie und Gebrauchstauglichkeit. Aufgrund der Ergebnisse sind die Verbesserungsziele und das Vorgehen bei der Entwicklung, Verifikation und Validierung der neuen Technischen Spezifikationen festzulegen. Der Ist-Zustand und die geplanten Veränderungen sind hinsichtlich ihrer Bedeutung für die nukleare Sicherheit zu bewerten. Nach Vorliegen dieses Konzepts wird die HSK Anforderungen an das weitere Vorgehen festlegen

4.4 Betriebsdokumentation

Im Kraftwerksreglement und im Qualitätsmanagement-System wird die Lenkung von Daten und Dokumenten festgelegt. Die Zuständigkeiten für die Festlegung der Aufbewahrungszeiten sind geregelt. Für die Dokumente, die den Betriebsverlauf belegen, sind vorwiegend die Abteilungen Betrieb und Überwachung zuständig. In der Abteilung Betrieb sind dies im Wesentlichen folgende Dokumente:

- Schichtjournale (geführt durch den Schichtchef sowie die Operateure für die Primäranlage, die Sekundäranlage und das Nebengebäude). Darin werden der Anlagenzustand, wichtige Vorfälle, nichtverfügbare Komponenten, Bestände, etc. aufgezeichnet.
- Checklisten für Rundgänge im Maschinenhaus, in den Aussenanlagen, im Nebengebäude, in der Notsteuerstelle und im Gebäude für den elektrischen Eigenbedarf
- Schreiberstreifen von Prozessparameterüberwachungen

- ANIS-Dateien in elektronischer Form
- Protokolle der Routinevorschriften über wiederkehrende Funktionsprüfungen etc.

Weitere Dokumente werden auch von den übrigen Abteilungen erstellt.

HSK-Beurteilung

Die Vorgehensweise zur Lenkung von Daten und Dokumenten im KKB entspricht den Vorgaben der IAEA (Safety Guide Nr. 50-C/SG-Q¹⁵, Safety Guide "Q3 Document control and records"). Der Betriebsverlauf wird auch gemäss den Anforderungen der HSK-R-17 dokumentiert. Artikel 2.26 von NS-R-2¹³ ist erfüllt.

4.5 Management-Systeme

Angaben des Gesuchstellers

Qualitätsmanagement, Systemaufbau und Organisation

Zum Systemaufbau: Das Kraftwerksreglement beschreibt die Aufgaben des KKB und legt die organisatorischen Beziehungen, d. h. Verantwortung und Kompetenzen der Funktionsträger mit Entscheidungsbefugnis fest. Die grundlegenden Anforderungen an die Betriebsführung, die Betriebswache, den Pikettdienst, den Strahlenschutz und die Notfallorganisation usw. sind geregelt.

Das Qualitätsmanagement-System (QMS) des KKB basiert auf dem Kraftwerksreglement. Es wurde anfänglich nach dem amerikanischen Code of Federal Regulation 10 CFR 50, App. B (für Kernanlagen) und dem IAEA Safety Code für "Quality Assurance" entwickelt und 1995 an die Norm ISO-9001-1994 angepasst. Damit wurde neben der Qualitätssicherung den Managementaspekten, d. h. Führung und Kontrolle durch die oberste Leitung, mehr Gewicht verliehen. Die Grundstruktur blieb jedoch erhalten. Die ISO-Norm stellt ein branchenneutrales Qualitäts-Führungsmodell dar, welches stark auf die Eigenverantwortung der jeweiligen Organisation ausgerichtet ist. Demgegenüber sind zur ausreichenden Berücksichtigung der nuklearen Sicherheit in Kernkraftwerken von der IAEA eigene Qualitäts-Führungsmodelle entwickelt worden, die strenger sind, da sie die Anwendung nuklearer Standards und eine rückverfolgbare Dokumentation fordern.

Der Aufbau und die Funktionsweise des QMS sind im QS-Handbuch dokumentiert. Es gliedert sich in das QS-Basisprogramm, QS-Teilprogramme und QS-Verfahrensvorschriften. Das QS-Basisprogramm stellt die 18 Systemelemente der ISO-Norm dar, welche normalerweise bei den meisten Tätigkeitsgruppen (QS-Teilprogramme bzw. Prozesse) zu behandeln sind. Unter anderen sind dies Organisation, Überprüfung von Planung und Auslegungsarbeiten, Lenkung der Dokumente und Daten, Korrekturmassnahmen sowie Personalqualifikation und Ausbildung.

Die QS-Teilprogramme stellen die Haupttätigkeiten (Prozesse) für den sicheren Betrieb der Anlage dar. Das KKB hat 11 Teilprogramme definiert, unter anderem für den Betrieb der Reaktoranlage, die Instandhaltung, Behandlung radioaktiver Betriebsabfälle, nukleare Transporte, die Nukleartechnik, Anlageänderungen und Wiederholungsprüfungen. Für jedes dieser Teilprogramme besteht eine Qualitätsvorschrift, die neben Zweck und Geltungsbereich wieder die 18 Systemelemente enthält – mit konkreten Vorgaben und mitgeltenden Dokumenten für diesen Tätigkeitsbereich.

Die QS-Verfahrensvorschriften stellen Qualitätsvorschriften für spezielle Themen dar, die meist viele QS-Teilprogramme betreffen. So stellt die Vorschrift Qualitätsgruppen dar, wie Ausrüstungen und

Tätigkeiten bezüglich der Wichtigkeit unter Berücksichtigung von Sicherheitsklassen einzuteilen sind. Sie ist daher auch internes Werkzeug zur Steuerung administrativer Abläufe.

Für die operative Ausführung der einzelnen sicherheitsrelevanten Tätigkeiten werden Kraftwerksanweisungen benutzt. Sie berücksichtigen obige Qualitätsvorgaben und regeln die Durchführung der Arbeit, der Qualitätskontrollen und die Dokumentation. Sie sind daher fachspezifisch aufgebaut.

Zur Organisation: Das QMS ist für das gesamte Personal des KKB verbindlich, die ausführenden Stellen sind für die Einhaltung der Q-Vorgaben verantwortlich.

Ein QS-Lenkungsausschuss ist zur Steuerung einer einheitlichen Q-Politik und zur Bewertung des QMS eingesetzt. Im Lenkungsausschuss sind der Kraftwerksleiter (Vorsitz) und alle Abteilungsleiter des KKB sowie der Leiter der Geschäftseinheit Kernbrennstoff KN vertreten.

Der vom Kraftwerksleiter für das QM Beauftragte (QMB) ist der Abteilungsleiter Dienste. Der QM-Leiter untersteht organisatorisch und fachlich dem QMB. Beide sind fachlich dem Kraftwerksleiter unterstellt. Die Aufgaben des QM-Leiters bestehen in der Nachführung des QS-Handbuches, der Durchführung interner Q-Audits und der Kontrolle der Ausbildung des Q-Personals. Er lenkt auch die Arbeit der abteilungsinternen Q-Stellen und hat diesen gegenüber Weisungsbefugnis in QS-Belangen.

Die abteilungsinternen Q-Stellen (in Abteilung Maschinen- und Elektrotechnik eigene Ressorts) überwachen die Einhaltung der QS-Vorgaben in ihrem Bereich und kontrollieren die Wirksamkeit der Massnahmen. Falls nötig leiten sie Korrekturen ein. Sie sind ihrem jeweiligen Abteilungsleiter unterstellt und informieren den Q-Beauftragten und ihren Vorgesetzten bei Q-Problemen. Bei Unklarheiten werden Lösungen im Lenkungsausschuss erarbeitet. Die Q-Stellen bilden zusammen mit dem QS-Beauftragten das QS-Arbeitsteam. An regelmässigen Sitzungen (10-mal jährlich) wurden standardmässig die Nachführung des QS-Handbuches, Ergebnisse von eingeführten Massnahmen, Qualitätsprobleme, Ausbildung, Pendenzenliste und Diverses behandelt.

Bewertung der Wirksamkeit des QMS durch die KKB Kraftwerksleitung

Die Wirksamkeit des QMS wird jeweils in einem Qualitäts-Jahresbericht beschrieben. Mit diesem Bericht wird das QMS durch den Lenkungsausschuss unter dem Vorsitz des Kraftwerksleiters jährlich bewertet.

Durch die Durchführung interner Audits zur Überprüfung der Einhaltung der QS-Vorgaben und der Bestätigung ihrer Wirksamkeit wurde das QMS systematisch verbessert. Dadurch stieg auch die Akzeptanz dieser Überprüfungen und die Zahl festgestellter Abweichungen hat mit der Zeit stark abgenommen. Seit etwa 1998 sind nur wenige Abweichungen feststellbar, womit der Auditaufwand die erwartete Wirkung zeigte.

Im Bereich von Transporten radioaktiver Stoffe und im Rahmen von Projekten wurden auch externe Audits bei Transportfirmen und Lieferanten durchgeführt.

Im Jahre 1999 wurde durch den Lenkungsausschuss im Hinblick auf die Strommarktliberalisierung beschlossen, das QMS zu einem Managementsystem auf Prozessbasis umzustellen und sich nach ISO-9001:2000 zertifizieren zu lassen. Das KKB hat weiter zum Ziel, ein integriertes Managementsystem einzuführen, welches ein Qualitätsmanagement-, Umweltmanagement- und Arbeitssicherheitsmanagement-System umfasst und weitere Aspekte wie z. B. die Finanzen berücksichtigt.

Vergleich des KKB QMS mit den IAEA Safety Series Nr. 50-C/SG-Q¹⁵ "Quality Assurance"

Der Code und die Guides der IAEA Safety Series Nr. 50-C/SG-Q wurden speziell für das Qualitätsmanagement von Kernkraftwerken entwickelt. Darin werden grundlegende Anforderungen an ein QM-System in Kernkraftwerken vorgegeben. Das IAEA-Dokument unterscheidet sich von der ISO-Norm in dem Sinne, als es der sicherheitstechnischen Bedeutung, die mit dem Betrieb von Kernanlagen verbunden ist, speziell Rechnung trägt.

Das KKB hat sein QMS nicht detailliert mit den Anforderungen gemäss IAEA Safety Series Nr. 50-C/SG-Q verglichen, sondern sich auf einen von der IAEA durchgeführten Vergleich der IAEA Safety Series Nr. 50-C/SG-Q mit ISO-9001:2000¹⁶ bezogen. Dieser Vergleich wurde zur Überprüfung von Lieferanten von nuklearen Ausrüstungen erstellt, da diese meistens ein branchenneutrales ISO-Zertifikat besitzen. Er ist jedoch nicht direkt auf Kernkraftwerke anwendbar.

Bewertung des QMS durch das IAEA Operational Safety Assessment Review Team OSART

OSART anerkannte bei der ersten Mission, dass das KKB ein QS-System besitzt, gemäss dem die Verantwortung für die Anlage in allen Bereichen gefördert wird. Das Team hat eine Reihe von Verbesserungen vorgeschlagen. Bei der Nachfolgemission erfolgte die Überprüfung der Umsetzung. Das KKB hatte alle Empfehlungen, die das QMS betrafen, entweder erfüllt oder einen zufriedenstellenden Fortschritt erzielt. Dies betraf unter anderem den Zielsetzungsprozess und dessen Umsetzung in den Abteilungen, die Zusammensetzung der internen Sicherheitskommission und die Anzahl ihrer Sitzungen, die Einsetzung eines vollamtlichen QS-Leiters, die periodische Überprüfung der Vorschriften und die Verbesserung der internen Erfahrungsauswertung.

HSK-Beurteilung

Das QMS des KKB wurde anfänglich nach nuklearen Vorgaben entwickelt und später an den branchenneutralen ISO-Standard angepasst. Es enthält alle wichtigen Elemente, bei deren Anwendung eine ständige Verbesserung der Verfahren zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit möglich ist.

Das QMS regelt die Organisationsstruktur und die Verfahren der Arbeitsabwicklung transparent. Die Schnittstellen wurden mit der Umstellung auf Prozessbasis verbessert. Damit ist das QMS ein wirksames Führungsinstrument zum systematischen Planen, Ausführen und Überwachen und Verbessern aller sicherheits- und qualitätsrelevanten Tätigkeiten. Belegt wird dies durch

- den hohen Detaillierungsgrad des KKB QMS bezüglich Arbeitsanweisungen
- die QM-Organisation mit dem Kraftwerksleiter als Vorsitzenden des Q-Lenkungsausschusses, der periodischen Q-Berichterstattung und Q-Bewertung
- die systematische Behandlung von Störungen, Vorkommnissen und Ereignissen
- die periodische Behandlung aktueller Q-Themen und die Veranlassung von Verbesserungen durch das QS-Arbeitsteam
- die Durchführung von Audits und die fristgerechte Behebung von Abweichungen
- die Massnahmen zur Verbesserung der QM-Ausbildung von Mitarbeitenden und Auditoren
- die umfassende Bewertung der Betriebsabläufe durch OSART, welches keine gravierenden Schwachstellen feststellen konnte, jedoch eine Reihe von wichtigen Verbesserungen bewirkte.

Sowohl im Kraftwerksreglement (Geschäfts- und Kraftwerksleitung) als auch in den einzelnen QM-Dokumenten wird auf die Verantwortlichkeit und das Sicherheitsdenken jedes Einzelnen hingewiesen.

Die QM-Organisation ist zweckmässig, die fachlich unabhängigen Kontrollen werden durch erfahrenes Fachpersonal, welches dem QL untersteht, gewährleistet. Der interdisziplinären Zusammenarbeit wird durch die Prozesstruktur Rechnung getragen.

Das System ist umfassend beschrieben, wird angewendet und überprüft, fördert die ständige Verbesserung, trägt der sicherheitstechnischen Bedeutung des Kernkraftwerkbetriebs ausreichend Rechnung und entspricht bis auf die nachfolgenden Punkte den Erwartungen der HSK.

Die HSK fordert die Beachtung der IAEA Safety Series Nr.50 C/SG-Q von 1996. Das KKB hat daher im Detail zu überprüfen, ob das QMS diese Anforderungen erfüllt.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 3/4.5-1: Um nachzuweisen, dass das Qualitätsmanagement-System (QMS) des KKB den geltenden kernkraftwerksspezifischen QM-Vorgaben entspricht, hat das KKB bis Ende 2005 einen detaillierten Vergleich seines QMS mit den Anforderungen gemäss IAEA Nr.50-C/SG-Q durchzuführen. Das QMS ist mit jeder einzelnen Anforderung aus dem Code, dem Guide Q6 (Procurement) und dem Guide Q13 (Operation) der IAEA Safety Series Nr.50-C/SG-Q (Version 1996) detailliert zu vergleichen. Es sind jeweils die konkreten Arbeitsanweisungen anzugeben, mit denen eine Anforderung behandelt wird. Abweichungen sind zu begründen.

Die HSK verwendet zur Bewertung des QMS die IAEA Safety Series Nr.50-C/SG-Q. In diesem Dokument wird eine systematische Selbstbewertung (self-assessment) gefordert. Die Arbeitsgruppe "Managementsysteme" der GSKL ist dabei, ein formales Verfahren zur Selbstbewertung für alle schweizerischen Werke zu erarbeiten. Das KKB nimmt an diesem Programm teil und wird dieses Verfahren einführen. Neben der verstärkten Anwendung von Prozessindikatoren zur frühzeitigen Identifikation von Verbesserungspotential wird dann auch besser dokumentiert werden, wie erkannte Probleme durch die zuständigen Verantwortlichen angemessen behandelt werden.

4.6 Sicherheitskultur

Angaben des Gesuchstellers

Die Sicherheit eines Kernkraftwerks hängt einerseits von einem System organisatorischer und technischer Rahmenbedingungen ab und andererseits davon, wie die Mitarbeitenden dieses System umsetzen. Die Bedeutung dieser Faktoren wurde im KKB seit Betriebsbeginn erkannt, auch wenn ihr Zusammenwirken erst Anfang der 1990-er Jahre mit dem Konzept der Sicherheitskultur beschrieben worden ist. Seit Mitte der 1990-er Jahre wird – in Anlehnung an die IAEA-Definition¹⁷ – Sicherheitskultur im KKB verstanden als Gesamtheit von Eigenschaften und Grundeinstellungen, die in einer Organisation und beim Einzelnen dazu führen, dass mit Priorität den Anliegen der nuklearen Sicherheit die nötige Aufmerksamkeit geschenkt wird. 1999 hat die IAEA¹⁸ formuliert, welche Eigenschaften eines Systems von Rahmenbedingungen geeignet sind, eine angemessene Sicherheitskultur sicherzustellen. Hierfür wurde der Begriff des Sicherheits-Management-Systems eingeführt. Ein Sicherheits-Management-System wird allerdings nicht als ein von anderen Geschäftstätigkeiten getrenntes System verstanden, sondern als Teil eines umfassenden Qualitäts-Management-Systems.

Zum System organisatorischer und technischer Rahmenbedingungen zählt das KKB die Sicherheitspolitik der Unternehmung, die festgelegte Organisation, die definierten Prozesse, verbindlichen Weisungen und Vorschriften und die technischen Einrichtungen.

Die *Sicherheitspolitik* des KKB ist nicht in einem separaten Dokument formuliert. Sie ist jedoch zentraler Bestandteil der Qualitäts- und Umweltpolitik. Sicherheitspolitik ist im Unternehmensziel und im jährlichen Zielsetzungsprozess verankert. Gemäss dem Kraftwerksreglement für das Kernkraftwerk Beznau liegt das Unternehmensziel "in hohem Masse in der zuverlässigen Erzeugung an elektrischer Energie im Rahmen der Gesamtbedürfnisse der NOK unter jederzeitiger Gewährleistung des Schutzes von Menschen, fremden Sachen oder wichtigen Rechtsgütern in und ausserhalb des Arealen und unter Wahrung wirtschaftlicher Gesichtspunkte." Das Streben nach dem Unternehmensziel hat unter Beachtung zahlreicher explizit genannter Grundsätze zu erfolgen, namentlich: "Das Sicherheitsbewusstsein und das Sicherheitsdenken sind auf allen Stufen so zu verankern, dass den Anliegen der Sicherheit im weitesten Sinne mit Priorität die nötige Aufmerksamkeit geschenkt wird." In einer jährlich aktualisierten administrativen Weisung werden seit 1995 die jeweiligen Jahresziele des KKB festgelegt. Grundlagen hierfür bilden das oben genannte im Kraftwerksreglement festgehaltene Unternehmensziel und ein Rahmen für den jährlichen Zielsetzungsprozess. Zu diesem Rahmen gehören eine hohe Anlagensicherheit, hohe Qualität, Erfüllung der Auflagen (durch Gesetze und Behörden), geringe Strahlung, wenig Personenunfälle, gute Sicherung, hoher Planungsgrad, hoher Ausbildungsstand, hoher Organisationsgrad und gutes Erscheinungsbild.

Die Angaben des KKB zum Thema *Organisation* sind in Kapitel 4.1 dargestellt. Die Anforderungen an Eignung und Ausbildung des Personals werden mit den in den Kapiteln 4.2.3 bis 4.2.6 beschriebenen Massnahmen abgedeckt. Für alle Stellen liegen Stellenbeschreibungen vor, in denen die Anforderungen an Ausbildung und Berufserfahrung festgehalten sind.

Prozesse, Weisungen und Vorschriften werden in den Kapiteln 4.3 und 4.5 behandelt.

Für die Sicherheitskultur sind nach Ansicht des KKB folgende *technischen Einrichtungen* von besonderer Bedeutung: Die Ausrüstung und Gestaltung des Kommandoraums inklusive Anlageinformationssystem ANIS, Alarmsystem AWARE und computergestützte Notfallvorschriften COMPRO (Kapitel 6.8), der Full-Scope-Simulator und der Kompaktimulator (Kapitel 4.2.5), die Einrichtungen für die Handhabung und Prüfung abgebrannter Brennelemente, die Notfallinfrastruktur und technische Brandschutzeinrichtungen.

Die Umsetzung des beschriebenen Systems organisatorischer und technischer Rahmenbedingungen durch die Mitarbeitenden hängt insbesondere von deren Ausbildungsstand, sozialen Normen und persönlichen Überzeugungen, die sich auf das individuelle Sicherheitsbewusstsein auswirken, ab.

Die *Ausbildungsmassnahmen* sind darauf ausgerichtet, die Mitarbeiter zu befähigen, die Bedeutung ihres Handelns für die Sicherheit des Kernkraftwerksbetriebs zu erkennen und im Sinne der Anforderungen der Sicherheit zu handeln. Zusätzlich wird das *Sicherheitsbewusstsein* seit 1998 im Rahmen eines übergeordneten, zusammen mit dem Kernkraftwerk Leibstadt erarbeiteten Konzepts unter dem Namen "SAFE" gefördert. Die Abkürzung steht für Selbstkritisch denken und handeln, Aufgaben verstehen, Fehler erkennen und aus ihnen lernen und Erfahrungen kommunizieren und umsetzen. Im Rahmen der "SAFE"-Massnahmen wird nicht nur das Verhalten am Arbeitsplatz angesprochen, sondern auch auf dem Arbeitsweg, in der Freizeit und in der Familie. Das Sicherheitsbewusstsein der Kaderangehörigen inklusive Schichtchefs wurde Ende 2000 / Anfang 2001 mit einem Self-Assessment erfasst und die Auswertung floss in die Planung weiterer Förderungsmassnahmen ein.

Das KKB kommt zum Schluss, dass in den für die Sicherheitskultur besonders relevanten Bereichen Vorgaben vorhanden sind, welche die Anforderungen an Elemente eines Sicherheits-Management-Systems weitgehend erfüllen, obwohl kein explizites Sicherheits-Management-System formuliert ist, sondern implizit im Qualitäts-Management-System und im Umwelt-Management-System enthalten ist. Mit der geplanten Verbindung von Qualitäts-Management-System, Umwelt-Management-System und Arbeitssicherheits-Management-System zu einem Integrierten Management-System wird nach Einschätzung des KKB belastbarer überprüfbar sein, dass das Management-System die Anforderungen an ein Sicherheits-Management-System erfüllt. Mit der systematischen Förderung des Sicherheitsbewusstseins im Rahmen des SAFE-Konzeptes konnte erreicht werden, dass die SAFE-Grundsätze bekannt, verstanden und akzeptiert sind. Die Belegschaft des KKB befindet sich bezüglich einer sicherheitsbewussten und sicherheitsgerichteten Denk- und Handlungsweise auf dem richtigen Wege, wobei die Anstrengungen zur Förderung des Sicherheitsbewusstseins kontinuierlich weiterzuführen sind.

HSK-Beurteilung

Das KKB verfügt zwar nicht über ein Leitbild zur Sicherheitskultur als eigenständiges Dokument. Doch die vom KKB verfolgte Strategie, Sicherheit im Rahmen eines Integrierten Management-Systems zu gewährleisten, entspricht sehr wohl den Vorstellungen von INSAG-13¹⁸, wonach der Begriff des Sicherheits-Management-Systems nicht suggerieren soll, Sicherheit könne von anderen Geschäftstätigkeiten getrennt behandelt werden. Sicherheit ist im Kraftwerksreglement als prioritäres Ziel verankert und hat insbesondere in der Ausbildung des Personals und in Weisungen und Vorschriften eine zentrale Bedeutung. Damit ist der in der HSK-Richtlinie R-48 unter Punkt 5.4 geforderte Nachweis erbracht, dass der Sicherheit Priorität unter allen betrieblichen Zielsetzungen eingeräumt wird.

Die zur Etablierung einer geeigneten Sicherheitskultur erforderlichen Sicherheits-Management-Elemente sind vorhanden. In der Organisation des KKB sind die Zuständigkeiten in allen Bereichen detailliert festgelegt. Für die bezüglich Sicherheitskultur besonders relevanten Bereiche Betriebsführung, Planung, Überwachung, Kompetenzerhalt und Kommunikation existieren umfangreiche Dokumente. Im KKB existieren etablierte Vorgehensweisen zur Planung und Durchführung von Änderungen. Dies gilt für Systeme, Komponenten und technische Dokumentationen, aber auch für organisatorische Änderungen. Entsprechend ihrer Sicherheitsrelevanz sind Tätigkeiten in unterschiedlichem Detaillierungsgrad in Weisungen und Vorschriften geregelt. Durch das Qualitäts-Management-System, Umwelt-Management-System, Arbeitssicherheits-Management-System und das im Aufbau begriffene Integrierte Management-System wird die korrekte Umsetzung und ständige Verbesserung aller sicherheitsrelevanten Prozesse sichergestellt. Die Ausbildungsmassnahmen werden als wichtiges Instrument zur Stärkung einer geeigneten Sicherheitskultur eingesetzt.

Die in der Betriebsbewilligung vom 12. Dezember 1994 enthaltene Auflage 3.12, wonach bis zum 31. Dezember 1997 eine systematische Überprüfung und Bewertung der Sicherheitskultur vorzunehmen und den Sicherheitsbehörden einzureichen sei, ist erfüllt. Die Auflage ging auf eine Forderung der KSA zurück. Das KKB reichte die verlangten Unterlagen fristgerecht bei der HSK und der KSA ein. Die KSA betrachtete in ihrer Stellungnahme¹⁹ die Auflage als erfüllt. Die HSK schliesst sich diesem Urteil an.

4.7 Zusammenfassende Bewertung

Die Verantwortung für den sicheren Betrieb des KKB ist klar geregelt. Die Aufbauorganisation des KKB ist übersichtlich gestaltet, mit klar festgelegten Verbindungsstellen und Verantwortlichkeiten. Mit seinen Personenführungsgrundsätzen schafft das KKB die Voraussetzungen, um über kompetentes und motiviertes Personal zu verfügen. Die Aus- und Weiterbildungsmaßnahmen des KKB bilden ein umfassendes System zur Sicherstellung von qualifiziertem Personal, dessen Kompetenz mit den sich veränderten Anforderungen Schritt hält. Das KKB verfügt über ein Vorschriftensystem, welches den sicheren Betrieb der Kernanlage wirksam unterstützt. Das Qualitätsmanagement-System trägt der sicherheitstechnischen Bedeutung des Kernkraftwerksbetriebs ausreichend Rechnung und entspricht den Erwartungen der HSK. Die zur Etablierung einer geeigneten Sicherheitskultur erforderlichen Sicherheits-Management-Elemente sind vorhanden.

Insgesamt erfüllt das KKB in den Bereichen Personal und Organisation die Anforderungen. Bei der Simulatorausbildung, der Validierung geänderter Vorschriften, der Ergonomie und Gebrauchstauglichkeit der Technischen Spezifikationen und der Überprüfung des QMS fordert die HSK indessen zusätzliche Massnahmen.

5 Auswertung der Betriebserfahrung der Gesamtanlage

5.1 Methoden der Auswertung

Angaben des Gesuchstellers

Vorkommnisse, d.h. Abweichungen vom Normalbetrieb, werden anhand der im QM-System festgelegten Verfahren (Weisungen) erfasst, analysiert und bewertet. Aus den Resultaten der Analyse werden Korrekturmassnahmen abgeleitet und umgesetzt, um ein Wiederauftreten gleicher oder ähnlicher Vorkommnisse zu vermeiden. Meldepflichtige Vorkommnisse werden entsprechend der Richtlinie HSK-R-15 klassiert und in einem Vorkommnisbericht mit vorgegebenem Inhalt an die HSK gemeldet. Zusätzlich erfolgt seit 1990 eine Einstufung nach der International Nuclear Event Scale (INES)²⁰ der IAEA.

Zur Ermittlung der Ursachen wurden im KKB die Vorkommnisse ab 1993 auch nach der IAEA-Methode "Assessment of Safety Significant Events Team" (ASSET) und ab 1996 speziell für arbeitsorganisatorische und ergonomische Aspekte auch mit dem "Human Performance Enhancement System" (HPES) der INPO (WANO) analysiert.

Die Analysen der Vorkommnisse werden durch die Ressorts Betriebsführung und Betrieb-Technik zusammen mit den betroffenen Fachressorts durchgeführt. Der Entwurf des Vorkommnisberichtes wird von allen Fachabteilungen überprüft. Der Beschluss über Massnahmen und Änderungen wird in der Abteilungsleitersitzung gefasst, der Vorkommnisbericht vom Kraftwerksleiter freigegeben.

Die Abarbeitung der Massnahmen erfolgt über Fachaufträge an die betroffenen Fachabteilungen. Die Umsetzung wird mittels einer Datenbank überwacht, die Erledigung erfolgt nach einer Überprüfung durch die Interne Sicherheitskommission (ISK).

Seit 1996 werden Beinahe-Vorkommnisse intern gemeldet und gemäss einer betrieblichen Weisung systematisch bearbeitet, analog den übrigen Vorkommnissen, um möglichst grossen Nutzen aus solchen Vorfällen zu ziehen. Die Anzahl der eingegangenen Meldungen von Beinahe-Vorkommnissen ist kleiner als diejenige der 'echten' Vorkommnisse.

KKB beabsichtigt in Zukunft die SOL-Methode (SOL: Sicherheit durch Organisationales Lernen) der Technischen Universität Berlin zur Auswertung und Verwaltung von Ereignissen einzusetzen. Die Anwendung der Methode wird durch ein Computerprogramm unterstützt, die Untersuchungstiefe ist gut an die Situation anpassbar. Das Programm erleichtert die Erstellung der Berichte und dient auch als Datenbank zur effizienten Verwaltung von Vorkommnissen und der sich daraus ergebenden Massnahmen. Es beinhaltet auch Module für statistische Auswertung.

HSK-Beurteilung

Beurteilungsgrundlagen für meldepflichtige Vorkommnisse (Ereignisse bzw. Befunde): die Richtlinie HSK-R-15, das IAEA INES-Manual und die NS-R-2¹³ der IAEA.

Vorkommnisse werden von KKB gemäss HSK-R-15 und INES mit einem Klassierungsvorschlag der HSK gemeldet und ausgewertet. Über Vorkommnisse, die gemäss HSK-R-15 nicht meldepflichtig sind, wird im Monatsbericht berichtet.

Die von KKB verwendeten Analysemethoden ASSET und HPES sind international anerkannt und bewährt. Beide Methoden haben Vor- und Nachteile und deshalb soll ihr Einsatz situativ erfolgen. Die IAEA empfiehlt den Behörden daher, dem Betreiber keine Analysemethode vorzuschreiben.

Mit der Erfassung von Beinahe-Vorkommnissen wurde eine Empfehlung der HSK und der KSA (siehe KSA 7/75, Kap. 4.1.1) umgesetzt. Die von OSART kritisierte hohe Schwelle für die Meldung von Beinahe-Vorkommnissen ist kein spezifisches Problem von KKB, sondern wurde von OSART (siehe Kapitel 4.1.6) auch in anderen schweizerischen Kernkraftwerken festgestellt. Die Kritik basiert im Wesentlichen auf einer internationalen Erfahrungszahl, dass auf ein meldepflichtiges Vorkommnis etwa 10 Beinahe-Vorkommnisse fallen. Dabei muss berücksichtigt werden, dass es keine international anerkannte Vorstellung über die Meldeschwelle von Vorkommnissen und Beinahe-Vorkommnissen gibt. In Schweizer KKW werden durch das Störmeldungsverfahren praktisch alle Abweichungen erfasst und behandelt, ein Bericht über ein Beinahe-Vorkommnis ist in diesen Fällen nicht erforderlich. Die unterhalb der Schwelle für Beinahe-Vorkommnisse liegenden Abweichungen werden somit systematisch bearbeitet.

Das Verfahren SOL wurde an der TU Berlin, Forschungsstelle Systemsicherheit in Zusammenarbeit mit dem TÜV Rheinland und der Technischen Überwachung Hessen entwickelt und in den Jahren 1994 bis 1997 erprobt. Es ist vorgesehen, dass in Zukunft alle schweizerischen Kernkraftwerke die SOL-Methode anwenden werden. Die Methode erlaubt eine Analyse von Vorkommnissen, bei der auch menschliche und organisatorische Aspekte berücksichtigt werden. Aus der Sicht der HSK kann sie einen Ersatz für die Anfang der 90-er Jahren entwickelten Methoden der IAEA (ASSET) und der WANO (HPES) bieten. Der Vorteil der Methode ist ihre offene Struktur, welche eine Analyse in angemessener Tiefe erlaubt. Eine EDV-Unterstützung erleichtert die Anwendung der Methode und ihre Dokumentation. Die HSK wird die Verwendung der neuen Methode, da sie international wenig verwendet wird, vertieft begleiten.

Unter Verwendung von NS-R-2¹³ ergibt sich folgende Beurteilung:

Die methodischen Voraussetzungen und die notwendigen Weisungen für die Erfüllung von Artikel 2.21 (Systematik) sind vorhanden.

Der installierte Prozess (Weisungen, Methode und Personal) gewährleistet, dass sicherheitsrelevante Ursachen für Abweichungen vom Normalbetrieb rechtzeitig erkannt und behoben werden. Damit ist Artikel 2.23 der NS-R-2¹³ umgesetzt.

Die bestehenden KKB-Weisungen verpflichten zur Meldung jeglicher Ereignisse, Störungen und Mängel. Die Meldung von Beinahe-Vorkommnissen wird durch eine offene Kommunikationskultur gefördert. Artikel 2.24 ist somit erfüllt.

Alle Betriebserfahrungsdaten werden ausgewertet und archiviert und dienen als Input für Alterungsüberwachung, PSA, PSÜ etc. Damit ist Artikel 2.26 erfüllt.

Die HSK inspiziert die korrekte Anwendung des Verfahrens im KKB periodisch.

Unabhängig vom Betreiber überprüfen und bewerten innerhalb der HSK mehrere Fachsektionen systematisch alle meldepflichtigen Vorkommnisse. Das Resultat dieser Bewertung wird KKB jeweils schriftlich mitgeteilt.

Mit dem beschriebenen Verfahren der Bewertung durch zwei unabhängige Organisationen wird das Wiederauftreten kleiner Störungen unwahrscheinlich; auch wird dem Auftreten grosser Störfälle wirksam begegnet, weil die Erfahrung aus grossen Störfällen gezeigt hat, dass diese zumeist aus einer Verkettung kleinerer Störungen entstehen

5.2 Vorkommnisse im KKB

Gemäss Richtlinie HSK-R-15 umfassen meldepflichtige Vorkommnisse sowohl Ereignisse als auch Befunde. Meldepflichtige Ereignisse sind fehlerhafte Abläufe im Anlagenbetrieb, z.B. eine Störung die zum Scram führt. Meldepflichtige Befunde sind Zustände klassierter Anlageteile, die die Sicherheit beeinträchtigen können, z.B. ein Startversagen eines Notstromdiesels beim Test. Es gibt klassierte Vorkommnisse (S, A oder B nach abnehmender Sicherheitsrelevanz) und unklassierte (U), die zwar meldepflichtig sind, aber kein Kriterium für ein klassiertes Vorkommnis erfüllen. Vorkommnisse U sind von sicherheitstechnischem Interesse. Ihre Meldung dient der behördeninternen Information. Sie können Massnahmen auslösen.

Angaben des Gesuchstellers

KKB legt dar, dass die Anzahl ausgewerteter Vorkommnisse (nicht gleichzusetzen mit meldepflichtigen Vorkommnissen!) zwischen 10 und 20 pro Block und Jahr schwankt. Ein statistisch signifikanter Trend ist nicht feststellbar.

Bei den meldepflichtigen, klassierten Vorkommnissen gab es 24 für Block 1 und 27 für Block 2 zu verzeichnen, also insgesamt 51 im Berichtszeitraum (10 Jahre). Es handelt sich ausschliesslich um Klasse B, also die niedrigste Stufe.

Die Mehrzahl der Vorkommnisse hat primär eine technische Ursache. Dahinter verbirgt sich oft aber auch ein menschlicher Einfluss. Dieser wird in den letzten Jahren vertiefter analysiert und es werden sinnvolle Massnahmen daraus abgeleitet und umgesetzt.

Zudem wurden im Bewertungszeitraum von KKB insgesamt 75 unklassierte (U) Ereignisse gemeldet, nämlich 42 von Block 1 und 33 von Block 2.

KKB hat die Vorkommnisse verschiedenen Gruppen zugeordnet. Jeder Gruppe ist ein gleichartiges Kriterium zu Eigen, das sich sowohl auf die Störungsursache als auch auf die Auswirkung beziehen kann. Es handelt sich um folgende Gruppen:

Gruppe 1: Erhöhung der Kernschadenshäufigkeit möglich

Gruppe 2: Gefährdung der Personensicherheit

Gruppe 3: Vermeidbares Ereignis (Fehlhandlungen)

Gruppe 4: Rückwirkung aus der Sekundäranlage / Ausseneinfluss

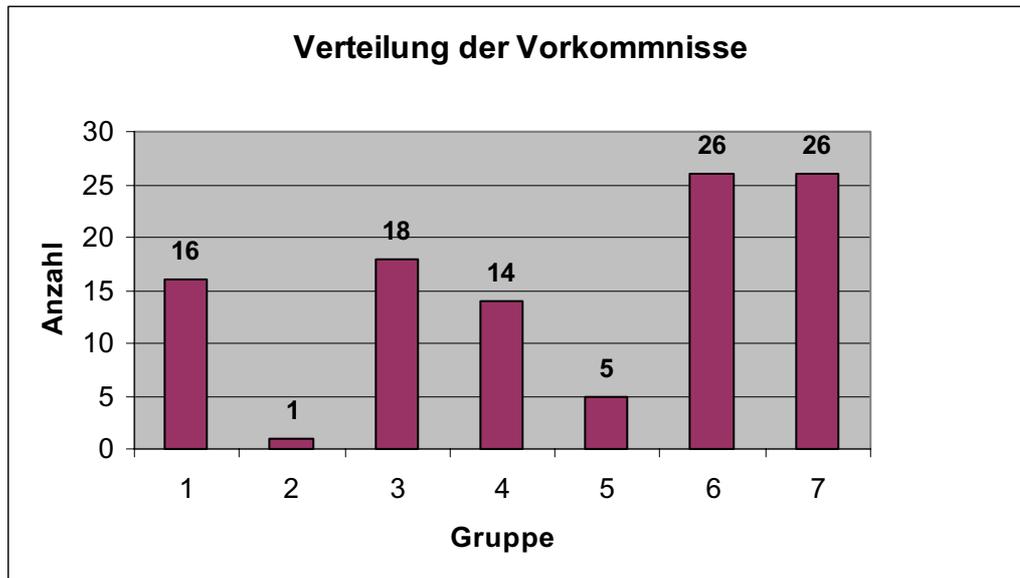
Gruppe 5: Nicht reproduzierbar, nicht erklärbar

Gruppe 6: Technisches Versagen

Gruppe 7: Befund bei Routineprüfung

Die Anzahl der Vorkommnisse pro Gruppe, wobei einzelne Vorkommnisse bis zu vier Gruppen zugeordnet werden, ist in der folgenden Grafik dargestellt:

Abb. 5.2-1 Zuordnung der Vorkommnisse im KKB 1 + 2



Die zwei Vorkommnisse

- 96-1008 R-Trip bei 10% Leistung durch DE-A Niveau tief während Inbetriebnahmetests des neuen Block- und Eigenbedarfschutzes (Projekt ESTER)
- 97-1006 Nichtverfügbarkeit der Sicherheitseinspeisepumpe JSI 1-D infolge geschlossenem Handschieber in der Druckleitung

wurden von KKB der INES-Stufe 0 zugeordnet und von der HSK in die INES-Stufe 1 (Anomalie) hoch gestuft. Beide Vorkommnisse wurden von KKB der Gruppe 3 (vermeidbares Ereignis) zugeteilt. Sie betrafen den Block 1 und werden trotzdem hier genannt, weil beide Blöcke nahezu identisch sind und deshalb die Vorkommnisse und Betriebserfahrung für beide Blöcke gemeinsam ausgewertet wurden.

Obwohl weder die HSK-R-15 noch INES die Gefährdung der Personensicherheit durch nicht-nukleare Einwirkungen zum Gegenstand hat, ist der Tod von 2 Arbeitern im Containment-Sumpf infolge Sauerstoffmangels (1992) von besonderer Tragik. Zwar wurde gerichtlich festgestellt, dass KKB keine Schuld trägt, dennoch wurden von KKB umfangreiche organisatorische und technische Vorsorge-Massnahmen bei der Begehung von Behältern und engen Räumen getroffen.

Beurteilung der HSK

Die Beurteilung für KKB 2 berücksichtigt wie oben begründet die Vorkommnisse in beiden Blöcken. Entsprechend der INES-Klassierung werden zunächst die beiden von der HSK mit INES 1 klassierten Vorkommnisse erläutert und bewertet.

Vorkommnis KKB I 7. August 1996: Reaktortrip bei Inbetriebnahmetest, Verletzung der Technischen Spezifikationen

Im Rahmen der Inbetriebsetzung eines neuen Block- und Eigenbedarfschutzes wurde ein Test durchgeführt, bei dem die Turbinenregelung nicht in die erforderliche Betriebsartstellung umgeschaltet wurde. Dies führte im Verlauf des Tests zu einer Reaktorschnellabschaltung. Danach wurde die entsprechende Notfallvorschrift nicht angewendet, was in der Folge zu einer Verletzung der Technischen Spezifikationen führte.

Die HSK kam zu dem Schluss, dass zu keinem Zeitpunkt ein Sicherheitsrisiko bestand und das Vorkommnis somit sicherheitstechnisch unbedeutend war. Die Nichtanwendung der Notfallvorschrift bzw. inkorrekte Anwendung der Anfahrvorschrift, die zu einer Verletzung der Technischen Spezifikationen führte, deutete jedoch auf Mängel im organisatorischen und im Human Factor-Bereich hin. Das Vorkommnis wurde von der HSK somit mit INES 1 bewertet (betriebliche Anomalie ohne sicherheitstechnische Relevanz). KKB leitete, nach vertiefter Root-Cause-Analyse, Massnahmen zur Verbesserung des organisatorischen Ablaufs bei Tests sowie der Ergonomie der betroffenen Betriebsvorschrift ein.

Vorkommnis KKB 1 12. November 1997: Nichtverfügbarkeit einer Sicherheitseinspeisepumpe

Eine Fehlinterpretation der Ventilstellungsanzeige eines Handschiebers im Einspeisestrang einer Sicherheitseinspeisepumpe führte dazu, dass dieser Handschieber nach der ordnungsgemässen Überprüfung anlässlich des Wiederanfahrens der Anlage geschlossen blieb. Anlässlich der nächsten monatlichen Funktionsprüfung wurde die falsche Ventilstellung entdeckt und korrigiert. Die betreffende Sicherheitseinspeisepumpe war dementsprechend ca. zwei Wochen nicht verfügbar. Über redundante Pumpen bzw. über Handzuschaltung wäre jedoch im Anforderungsfall die Sicherheitseinspeisung gewährleistet gewesen.

Dieses Vorkommnis (Befund) deutete auf Mängel beim Personal bzw. in der Ergonomie der Ausrüstung (ungünstige Stellungsanzeige) hin. Weil die Zeitdauer der Nichtverfügbarkeit ein Mehrfaches der für dieses System zulässigen Reparaturzeit (1 Tag) betrug, wurde das Vorkommnis mit INES 1 bewertet. Das KKB hat umgehend eine entsprechende Verbesserung der Ventilpositionsanzeige umgesetzt.

Bei beiden mit INES 1 klassierten Vorkommnissen handelte es also um Mängel im Bereich der Betriebsführung bzw. um Probleme der Ergonomie, ohne dass die Sicherheit beeinträchtigt wurde.

Im nachstehenden Text werden nun einige der als INES 0 klassierten und als B-Ereignisse eingestuft Vorkommnisse aufgeführt und bewertet:

Nichteinhaltung der Technischen Spezifikationen

Zusätzlich zu dem oben genannten Vorkommnis vom 7. August 1996 gab es drei weitere klassierte Vorkommnisse, von denen zwei KKB 2 betrafen. Diese Vorkommnisse wurden der KKB-Gruppe 3 (vermeidbare Ereignisse) zugeordnet. Bei diesen drei Vorkommnissen handelte es sich um die Unterschreitung des Grenzwertes für das BOTA-Niveau beim Wiederanfahren der Anlage, abweichende Einstellungen der Frischdampf-Manostaten und Überschreitung des Prüflintervalls für Messkanäle der Störfallinstrumentierung. Die Ursachen waren in einem Fall betriebliche Kommunikationsprobleme. In den beiden anderen Fällen waren Lücken bei den administrativen Weisungen und der Qualitätssicherung ursächlich. Alle drei Vorkommnisse waren von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung. Die Klassierung dieser Vorkommnisse erfolgte ausschliesslich aufgrund der Nichteinhaltung der Technischen Spezifikationen.

Auslegungsmängel:

Die folgenden Vorkommnisse, die v. a. der KKB-Gruppe 3 (vermeidbare Ereignisse) zugeordnet werden können, sind auf Auslegungsmängel bei nachgerüsteten Systemen zurückzuführen:

Im Jahre 1995 kam es zu einem Vorkommnis mit einer Reaktorschnellabschaltung wegen Ausfalls einer Umwälzpumpe. Die Ursache dafür war, dass bei der Neukonfiguration der elektrischen Schutz auslösungen im Rahmen des Einbaus der Generatorschalter eine zusätzliche, unnötige Schutz auslösung realisiert worden war. Die Einstellungen des elektrischen Schutzes werden im KKB jeweils von

einer unabhängigen NOK-Fachgruppe vorgenommen. KKB wird die Programmierung und die Einstellungen der Schutzauslösungen in Zukunft kurz vor dem Anfahren verifizieren.

Im Jahre 1999 wurde die Funktionsprüfung der Schutzauslösung der externen 50 kV NANO-Einspeisung erstmals während des Anlagebetriebs statt im Stillstand durchgeführt. Dabei wurde bei dem im Jahre 1992 nachgerüsteten NANO-Diesel ein ungewöhnliches Verhalten festgestellt, der auf einen Auslegungsfehler in der Steuerung zurückzuführen war. Die Steuerung wurde verbessert.

2001 wurde im Zusammenhang mit der Höherlegung des Containment-Auslegungsdrucks ein Mangel festgestellt, der sich in einer Verbiegung einzelner Durchführungs-Rohre beim Dichtigkeitstest äuserte. Durch die Höherlegung des Auslegungsdrucks wurde die Knickfestigkeit der Durchführungsrohre überschritten. Der Mangel wurde mit zusätzlichen, durch Berechnungen nachgewiesenen Abstützungen behoben, wobei auch ähnliche Durchführungen berücksichtigt wurden.

1996 wirkte sich bei einem Notstand-Brunnenwasserpumpen-Funktionstest erstmals ein systematischer Fehler bei den SF₆-Schaltern aus. Nach gewissen Handlungen am Einschub des Schalters konnte eine EIN-Spule dauernd unter Spannung bleiben. Dies bewirkte eine thermische Zerstörung der Spule und danach den Ausfall des Steuerkreises des Schalters. Die Ursache konnte erst nach mehrfachem Auftreten dieser Störung ermittelt werden. Als Massnahme wurde nachher bei allen SF₆-Schaltern ein Endschalter eingebaut, der den Stromkreis der EIN-Spule beim Ausfahren unterbricht. Ausserdem wurde auf Grund eines weiteren Vorfalles bei den SF₆-Schaltern die Justiervorschrift betreffend der Einstellung der Hilfsschaltergestänge präzisiert und eine zusätzliche Kontrolle nach Instandhaltungsarbeiten vorgeschrieben.

Vorkommnisse mit Auslösungen aus der Sekundäranlage

Diese Vorkommnisse gehören zur KKB-Gruppe 4. Schutzeinrichtungen und die Stromversorgung der Sekundäranlage sind im KKB grundsätzlich einkanalig, d. h. nicht-redundant aufgebaut. Schutzauslösungen oder der Verlust der Stromversorgung können daher zu Reaktorschnellabschaltungen führen. Im Berichtszeitraum traten mehrere Vorkommnisse dieser Art auf. Diese Art der Vorkommnisse betrifft jedoch v. a. die Verfügbarkeit der Anlage.

Elektrische Verbindungsunterbrüche

Diese Vorkommnisse können vorwiegend der KKB-Gruppe 7 zugeordnet werden. Die im Beobachtungszeitraum wiederholt aufgetretenen, in der Klasse B eingestufteten Vorkommnisse, welche durch elektrischen Stromunterbruch infolge schlechten Kontaktes (Kontaktunterbruch, loser Stecker etc.) ausgelöst wurden, betrafen:

- den Ausfall der Notstand-Brunnenwasserpumpen beim monatlichen Probelauf der Sicherheitseinspeisepumpe im Notstandgebäude (1996),
- die Nichtverfügbarkeit einer internen SE-Rezirkulationspumpe beim monatlichen Probelauf (1997),
- einen Reaktortrip durch DE-Niveau tief nach Ausfall der Speisewasserpumpen 3 und 2 durch Fehlauflösung des Pumpenschutzes (1997),
- die Nichtverfügbarkeit eines Motorventils im Rezirkulationskreislauf beim monatlichen Routine-test (1999),
- die Nichtverfügbarkeit einer Sicherheitseinspeisepumpe beim monatlichen Probelauf (2001).

Seitens KKB wurden diese Vorkommnisse analysiert und gezielt die Prüfvorschriften erweitert. Die Instandhaltungsvorschrift für Steckverbindungen wurde ergänzt.

Für die Verschmutzung von Kontakten in Steuerkreisen wurde eine Ergänzung der Betriebsvorschrift (Überprüfung der Verfügbarkeit der Sicherheitskomponenten, deren Motorschalter während des Stillstandes aus- und eingefahren werden) vorgenommen. Seit der Durchführung dieser Massnahmen hat die Häufigkeit solcher Vorkommnisse signifikant abgenommen.

Dieselstörungen

Die Startversagen des Notstanddiesels beim monatlichen Funktionstest (1999 und 2001) wurden von KKB der Gruppe 3 zugeordnet:

Die Ursache für das Startversagen des NS-Diesels lag in beiden Fällen im Nichtfunktionieren des Hauptanlassventils, verursacht durch Verschmutzung der mechanischen Teile. Die Ursache der Verschmutzung konnte nicht eruiert werden. Um weitere Verschmutzungen zu vermeiden wurden folgende Massnahmen getroffen:

- Die bisher wöchentlichen Probeläufe der Startluftanlage werden nur noch einmal monatlich durchgeführt. Für den Nachweis der Funktionstüchtigkeit ist dies ausreichend und es wird vermieden, dass eine grössere Menge Druckluft abgeblasen werden muss.
- Das Hauptanlassventil wird bei jeder Revisionsabstellung ausgetauscht und auf Verschmutzung überprüft. Die Funktionstüchtigkeit wird auf einem Prüfstand nachgewiesen.

Insgesamt bescheinigt die HSK dem KKB für alle Vorkommnisse eine sorgfältige Berichterstattung und Auswertung. Bei jedem Vorkommnis werden zudem geeignete Massnahmen gegen eine Wiederholung vorgeschlagen und umgesetzt. Die Anzahl der meldepflichtigen Vorkommnisse der Klasse B entspricht mit 2-3 pro Jahr und Block dem schweizerischen Durchschnitt.

5.3 Für KKB relevante Vorkommnisse in anderen Anlagen

Angaben des Gesuchstellers

Eine wichtige Quelle des Erfahrungsrückflusses sind Mängel und Störungen, die in ausländischen Kernkraftwerken auftreten. KKB benutzt dazu herstellerspezifische Systeme zum Erfahrungsaustausch und das Meldesystem der WANO. Weitere Informationsquellen sind für KKB die "Technical Bulletins" und "Safety Advisory Letters" des Reaktorlieferanten Westinghouse, Informationen der US NRC und Berichte aus technischen Fachzeitschriften. Als weitere Quelle für die internationalen Betriebserfahrungen dienen KKB die Informationen der HSK, die regelmässig das IRS (Incident Reporting System) der IAEA auswertet und daraus relevante Vorkommnisse an KKB weiterleitet.

KKB hat das Verfahren zur Bearbeitung von Vorkommnissen in fremden Anlagen im Berichtszeitraum zweimal verbessert. Anlass dazu boten vor allem die neuen Möglichkeiten der Informatik (Netzwerk im KKB, Internetverbindung zu den Meldequellen, Zugriffsrechte auf gemeinsame Datenbanken).

Das Vorgehen zur Bearbeitung externer Vorkommnisse ist im KKB in einer Weisung geregelt und eine Stelle in der Abteilung Reaktor & Sicherheit ist mit der Administration der Information und der Koordination der Vorkommnisbearbeitung beauftragt.

Die eingehende Information wird durch den Inhaber dieser Stelle auf die Relevanz für die eigene Anlage vorselektiert und die verbleibende Information von einem Arbeitsteam vertieft überprüft und an die betroffenen Fachabteilungen zur detaillierten Bearbeitung weitergeleitet. Ergeben sich aus dieser Bearbeitung spezielle Befunde oder Änderungsanträge, so entscheidet die Interne Sicherheitskom-

mission (ISK) über deren weitere Behandlung (Verwertung der Information, Anlagenänderung, etc.). Der Abschluss der Bearbeitung wird durch die erwähnte Fachstelle überprüft.

Als relevant und interessant bewertete Ereignisse werden den Mitarbeitenden zugänglich gemacht.

Von den jährlich etwa 40 vertieft bearbeiteten externen Vorkommnissen führte nur ein geringer Teil zu konkreten Massnahmen. Die nachfolgende Liste enthält einige der bedeutsamsten Vorkommnisse in ausländischen Anlagen, die zu vorbeugenden Massnahmen führten:

Auftreten von Heizrohrschäden in Dampferzeugern

Weltweit sind in mehreren DWR-Anlagen Schäden an den Heizrohren der Dampferzeuger aufgetreten, so auch in den beiden Blöcken des KKB. Als Ursache wurde der Einsatz von nicht geeigneten Rohrwerkstoffen in Kombination mit der Sekundärwasserchemie und ungünstiger konstruktiver Ausbildung der Rohrhalterungen und Einspannstellen ermittelt. Als Folge davon wurden in vielen ausländischen Anlagen die Dampferzeuger ausgetauscht. Der Austausch der Dampferzeuger im KKB erfolgte 1993 (KKB 1) und 1999 (KKB 2). Die neue Konstruktion ist mit Heizrohren aus einem beständigeren Werkstoff ausgestattet.

Risse an druckführenden Komponenten

Das Auftreten von Rissen im Bereich der Durchführungen des Reaktordeckels sowie an den Führungsrohren von Steuerelementantrieben war auch für das KKB relevant. So wurden, veranlasst durch Rissbefunde an Deckeldurchführungen in französischen Anlagen, Prüfungen der Deckeldurchführungsrohre in das Wiederholungsprüfprogramm aufgenommen. Des Weiteren traten 1999 an 2 Abschlusskappen von Reservedurchführungen Leckagen auf. Die getroffenen Massnahmen und die Beurteilung der HSK sind im Kap.6.5.2 beschrieben. An Sicherheitssystemen, Speisewasser- und Frischdampfsystemen anderer Anlagen sind Risse infolge ungünstiger Konstruktion, Werkstoffwahl, unzureichender Fertigungsüberwachung oder unerwarteter Belastungen festgestellt worden. Die entsprechenden Bereiche wurden auf diese Schadensmechanismen überprüft, und wo notwendig wurden die Wiederholungsprüfprogramme angepasst oder ähnliche Komponenten ausgetauscht.

Nichtverfügbarkeit von Sicherheitssystemen infolge Mängel bei administrativen Kontrollen

Wichtige Sicherheitssysteme, die nach Revisionsabstellungen oder Systemänderungen für das Wiederanfahren betriebsbereit sein sollten, waren aufgrund von Mängeln im Qualitätssicherungssystem nicht verfügbar. Aus der Überprüfung wurden im KKB Lehren im Bereich der Konfigurations-Kontrollen, bei Inbetriebnahmetests, bei der Behandlung von Terminänderungen und bei den Führungsrichtlinien gezogen.

Störungen bei RDB-Füllstandsmessung

Bei dem Entleeren der Reaktorgrube und anschliessender Niveauabsenkung im Primärkreislauf auf "Mitte Loop im Hotleg (MHL)" nach dem Brennelementwechsel ist eine zuverlässige Überwachung des Niveaus erforderlich, um einen Ausfall der Restwärmepumpen durch Luftansaugung zu vermeiden. Da die ursprüngliche Niveaumessung bereits zu Fehlinterpretationen geführt hatte, wurde 1996 im KKB eine zusätzliche Messung installiert, welche nach dem Ultraschall-Prinzip arbeitet.

Unterdimensionierung von E-Antrieben bei Armaturen (MOV)

Die weltweit in vielen Anlagen registrierten Probleme mit Motor angetriebenen Armaturen führten im KKB zur Bildung eines Arbeitsteams, welches systematisch die Aspekte der mechanischen Festigkeit und des Antriebsverhaltens von Armaturen und Antriebsbauteilen überprüften. Diesbezüglich wurden nebst den notwendigen Sanierungsmassnahmen, zusammen mit der Einführung eines Diagnose-

systems zur Überprüfung des mechanischen Lauf- sowie Abschaltverhaltens, auch die Überarbeitung und Neuverfassung von Prüf- und Instandhaltungsvorschriften vorgenommen.

Verstopfungsgefahr von Sieben in Notkühlsystemen

In Juli 1992 wurde im schwedischen KKW Barsebäck 2 (SWR) eine teilweise Verstopfung von Sumpfsieben durch Mineralwolle entdeckt, die sich von der Wärmeisolation des Primärleitungssystems gelöst hatte. Eine solche Verstopfung könnte die Einspeisung von Notkühlwasser beeinträchtigen, die im Falle eines schweren Störfalls mit Kernkühlmittelverlust (LOCA) notwendig wird. Dabei wird das Wasser, das durch die Bruchstelle ausströmt und in einem Reservoir ("Sumpf") gesammelt wird, durch die Notkühlsysteme wieder in den Reaktorkern geleitet.

Als Folge des schwedischen Ereignisses hatte die HSK bereits im Jahre 1992 eine Überprüfung der Situation im KKB eingeleitet. Diese zeigte, dass der in Schweden eingetretene Ereignisablauf im KKB aufgrund anlagentechnischer Unterschiede ausgeschlossen werden kann. Im KKB wurde bereits vor 1992 im Rahmen der Nachrüstung des Notstandkühlsystems NANO die Sumpfsiebe redimensioniert und mit speziellen Gittern versehen. Eine weitere anlagentechnische Änderung war somit nicht notwendig. Verstopfungsanalysen zeigten, dass die Notkühlfunktion auch bei grösseren Verstopfungen der Sumpfsiebe bei einem LOCA gewährleistet ist

Beurteilung durch die HSK

KKB hat ein Verfahren zur systematischen Auswahl, Analyse und Umsetzung von Präventivmassnahmen aufgrund von Vorkommnissen in anderen Anlagen etabliert. Es werden eine Vielzahl von Informationsquellen genutzt. Diese Tätigkeit stellt einen wichtigen Beitrag zur Sicherheitsvorsorge dar. Einerseits trägt sie dazu bei, dass der Stand der Technik eingehalten wird, andererseits ist sie auch ein wichtiges Mittel zum Kompetenzerhalt eines Betreibers. Die geringe Anzahl von konkreten Massnahmen ist ein Indikator dafür, dass die Anlage einen hohen Stand der Vorsorge aufweist.

Die HSK überprüft das Verfahren und dessen Umsetzung im KKB durch periodische Inspektionen. KKB meldet der HSK alle 3 Monate die vertieft analysierten Ereignisse aus fremden Anlagen. Damit ist die HSK auch über die Bearbeitung von Problemen informiert, die nicht über den behördlichen Meldeweg (IRS) laufen.

Mit dem heutigen Verfahren verfügt KKB nach Ansicht der HSK über ein effizientes und fachlich breit abgestütztes System zur Auswertung der Erfahrung in fremden Anlagen. Es erfüllt nach Ansicht der HSK die Forderung der NS-R-2.

5.4 Erfahrungen aus dem Betrieb

Die HSK-Beurteilung für alle Unterkapitel von Kap. 5.4 findet sich im Unterkapitel 5.4.5.

5.4.1 Leistungsfahrweise

Angaben des Gesuchstellers

Im Berichtszeitraum konnte KKB 2 fast durchgehend mit Volllast betrieben werden. Dies äussert sich in einer Arbeitsausnutzung von 87.1 % bei einer Zeitverfügbarkeit von 87.6 % (Mittelwerte des gesamten 10-jährigen Berichtszeitraums). Der Hauptanteil der Nichtverfügbarkeit entfiel auf die geplanten Brennelementwechsel- und Revisionsabstellungen. Im Rahmen der Betriebsoptimierung wurde ab 1993 vom ursprünglichen 1-Jahreszyklus für BE-Wechsel/Revisionsabstellung über den 18-

Monate-Zyklus zum 12-Monate-Hybridzyklus ab 1999 gewechselt. Der Hybridzyklus ermöglicht geringere Instandhaltungskosten durch einen 2-jährlichen Revisionszyklus. Zur Reduzierung der spezifischen Brennstoffkosten ist hingegen eine jährliche Anpassung der Kernbeladung notwendig, d.h. ein jährlicher BE-Wechsel ist dazu eine Bedingung.

Ab 1995 wurden die Kernbeladungen derart ausgelegt, dass am Ende des Betriebszyklus ein kurzer Streckbetrieb der Anlage gefahren werden musste. Diese Betriebsart erlaubt eine optimale Ausnutzung des Brennstoffs in Bezug auf Stromproduktion und anfallende Brennstoffkosten bezüglich Beschaffung und Entsorgung.

Erhöhte Arbeitsnichtverfügbarkeiten ergaben sich in den Jahren 1992 (Inbetriebnahme Notstandssystem), 1995 (umfangreiche Wiederholungsprüfungen in der Primäranlage und Arbeiten im Bereich der elektrischen Eigenbedarfsversorgung), 1999 (Wechsel der Dampferzeuger) und 2001 (Ersatz von Reaktorschutz und Regelungen).

Ein Teillastbetrieb auf Anweisung der Netzleitstelle bzw. des Lastverteilers bei Stromüberangebot musste innerhalb des Berichtszeitraums nur dreimal kurzzeitig gefahren werden. Eine geringfügige Leistungsreduktion war zudem an einzelnen Hochsommertagen notwendig, wenn die nach Betriebsbewilligung maximal erlaubte Kühlwasseraustrittstemperatur von 32° C erreicht wurde.

Der störungsbedingte Energieausfall war – abgesehen von einer Ausnahme im Jahre 1999 – sehr gering. 1999 musste KKB 2 für ungeplante Instandsetzungsarbeiten an Dampferzeugerheizrohren und Dichtungen an der Reaktorhauptpumpe B abgestellt werden. Zusätzlich musste der Revisionsstillstand zur Reparatur einer Rückschlagarmatur verlängert werden. Störungen im Bereich des Turbogenerators 22 führten zu weiterem Produktionsausfall. Insgesamt war aber der störungsbedingte Produktionsausfall mit einem Anteil von 0.7 % im zehnjährigen Mittel sehr gering. KKB führt die geringe Anzahl der störungsbedingten Laständerungen auf die in den letzten zehn Jahren durchgeführten umfangreichen Erneuerungen in der Anlage zurück (vgl. Kap. 3.3). Der Ersatz der Dampferzeuger, von Reaktorschutz und Regelung, Stabsteuerung, Eigenbedarf und Generatorschalter, Kondensatorberohrung und Hochdruckvorwärmer sowie der Austausch der Druckhalter-Sprühventile führte zu einer Erhöhung von Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit, was sich sowohl in einer geringeren Anzahl von Transienten als auch in einer höheren Arbeitsausnutzung äusserte. Zudem werden die Erfahrungen aus dem Betriebsverhalten der Anlage dauernd genutzt, um die Sicherheit und Zuverlässigkeit weiter zu verbessern.

Zusammenfassend stellt KKB fest, dass die Anzahl und Dauer der störungsbedingten Lasttransienten und -reduktionen in den letzten Jahren eine sinkende Tendenz aufweist. Die vorhandenen Regelsysteme und Begrenzungseinrichtungen hielten die Prozesswerte immer innerhalb enger Grenzen im zulässigen Betriebsbereich. Weder durch die praktizierte Lastfahrweise noch durch die geplanten und ungeplanten Laständerungen wurden die gemäss Technischen Spezifikationen geltenden Betriebslimiten verletzt.

5.4.2 Schnellabschaltungen

Angaben des Gesuchstellers

Im Berichtszeitraum traten im KKB 2 insgesamt 12 Reaktorschnellabschaltungen auf. Sieben Schnellabschaltungen erfolgten ungeplant und wurden automatisch aus dem Volllastbetrieb ausgelöst. Zwei ungeplante Schnellabschaltungen wurden nach Störungen von Hand eingeleitet, während drei Schnellabschaltungen geplant im Rahmen von Versuchsprogrammen durchgeführt wurden.

Die in den Jahren 1992 bis 2001 aufgetretenen ungeplanten, automatisch ausgelösten Reaktorschnellabschaltungen sind nachfolgend nach Datum und Ursache geordnet aufgelistet.

Tabelle 5.4.1: Ungeplante automatische Reaktorschnellabschaltungen im KKB2

Datum	Ursache
21.07.1992	Reaktortrip beim Ausprüfen der Tripmatrix
22.08.1994	Reaktortrip nach Störung in DE-A Speisewasser-Regelung
28.12.1995	Reaktortrip wegen Störungen im 220-kV-Netz
09.05.1996	Reaktortrip nach Störung 120-V-Schiene BPS 0200
25.06.1996	Reaktortrip durch Fehlansprechen Schutzkanal bei Routineprüfung
23.09.1997	Reaktortrip nach Fehlauslösung Schutz Transformator BG UM 0000
18.10.2001	Reaktortrip nach Fehlauslösung der Speisewasserisolation

Am 26.06.1993 verursachte ein Kurzschluss in der Antriebssteuerung zu den Regelstäben einen Stabfall der Abschaltbank A, worauf der Reaktor gemäss Betriebsvorschrift von Hand abgeschaltet wurde. Eine weitere ungeplante, manuell ausgelöste Schnellabschaltung erfolgte am 18.10.2001, nachdem durch eine Fehlbedienung eine zu grosse Bormenge in den Primärkreis eingespeist worden war.

Geplante Reaktorschnellabschaltungen erfolgten im Rahmen von Versuchsprogrammen und nach grösseren Anlageänderungen. 1992 wurde bei der Inbetriebsetzung des NANO-Systems die Schnellabschaltung des Reaktors vom Notstandleitstand (NLS) aus bei einer Leistung von 25 % erfolgreich nachgewiesen. Beim Abfahren zur Revision 1993 wurde die Schnellabschaltung vom NLS aus erneut getestet und die Nachwärmeabfuhr mittels Frischdampfabblassung nachgewiesen. Schliesslich wurde im Rahmen der Inbetriebsetzungsversuche nach dem Ersatz der Leittechnik für das Reaktorschutz- und Regelsystem im Jahre 2001 als Abschlusstest eine Reaktorschnellabschaltung bei einer Reaktorleistung von 75 % durchgeführt.

5.4.3 Transienten, Transiententests und Versuche

Angaben des Gesuchstellers

Von den im Sicherheitsbericht aufgeführten Auslegungsstörfällen traten nur Ereignisse der ANS-Klasse² I "Normalbetrieb und Betriebstransienten" sowie der ANS-Klasse² II "Zwischenfälle mit mittlerer Eintretenshäufigkeit" auf. Störungen der Kategorie I werden im Allgemeinen ohne Ansprechen von Schutz- oder Sicherheitssystemen beherrscht. Bei Störungen der Kategorie II greift das Reaktorschutzsystem meist mit einer Reaktorschnellabschaltung ein. Der Reaktor kann bei solchen Störungen nach der Ermittlung der Ursache und der Behebung der Störung wieder angefahren werden.

Im Berichtszeitraum sind folgende, gemäss HSK-R-100 der Ereigniskategorie 1 zugehörige Transienten aufgetreten:

- Reaktorschnellabschaltung
- Lastabwurf, Turbinenschnellschluss
- Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung
- Ausfall einer Reaktorhauptpumpe nach Störung im 220-kV-Netz
- Fehlfahren von Kontrollstäben

Am häufigsten trat dabei die Transiente "Lastabwurf 10-90 %" mit einer Häufigkeit von 1.5/Jahr auf, wobei der störungsbedingte Anteil 1.0/Jahr beträgt. Störungsbedingte Reaktorschnellabschaltungen traten mit einer Häufigkeit von 0.7/Jahr auf. Das Verhalten der Anlage war in allen Fällen auslegungsgemäss und führte zu keinen zusätzlichen Komplikationen. KKB kommt zur Schlussfolgerung, dass es sich bei den aufgetretenen Transienten und Betriebsstörungen ausschliesslich um Auslegungsstörfälle mit geringer sicherheitstechnischer Bedeutung handelte.

Neben den bereits erwähnten Transienten, die als Folge von Störungen auftraten, wurden in KKB 2 auch Transiententests und Versuche durchgeführt. Transiententests, die nicht Gegenstand einer periodischen Prüfung sind, und Versuche werden gemäss der administrativen Weisung "Abwicklung von bewilligungspflichtigen Versuchen" durchgeführt. Dabei werden die Versuche abhängig von der Sicherheitsrelevanz in vier Kategorien eingeteilt. Versuche und Tests der Kategorie 1 sind HSK-freigabepflichtig, solche der Kategorie 2 HSK-meldepflichtig. Versuche der Kategorien 3 und 4 unterliegen der Freigabe durch die Kraftwerksleitung bzw. durch die Betriebsleitung. Von 1992 bis 2001 wurden im KKB 2 insgesamt zwei nach der HSK-R-15 freigabepflichtige und 28 HSK-meldepflichtige Versuche durchgeführt. Diese Versuche dienten der Dokumentation von Auslegungsgrundlagen oder dem Funktionsnachweis nach Änderungen oder Erneuerungen. Die Ergebnisse der wichtigsten Versuche sind nachfolgend zusammengefasst:

- Während des Beladens sowie beim Anfahren der Anlage nach dem BE-Wechsel 1998 wurde eine Funktionsprüfung der neuen Kerninstrumentierung (NIS) für den Quell- und Zwischenbereich durchgeführt. Zweck dieser Versuche der Kategorie 1 war der Nachweis der korrekten Funktion des NIS beim Beladen des Kerns, bei der Nulllastmessung und während der Leistungsaufnahme. Dabei hat das neue NIS für den Quell- und Zwischenbereich bei den erwähnten Betriebszuständen alle Anforderungen erfüllt.

² Klassierung gemäss Standard ANS 51.1 der American Nuclear Society. Diese Klassierung stimmt nicht mit den Ereigniskategorien der Richtlinie HSK-R-100 überein.

- Als Abschluss der Inbetriebsetzung des neuen Reaktorschutz- und Regelsystems musste zur Überprüfung der Erfüllung der Anforderungen an das System ein umfassender, integraler Test durchgeführt werden. Der Versuch der Kategorie 1, bei dem man eine Reaktorschnellabschaltung durch Überspeisung der Dampferzeuger bewusst herbeiführte, wurde nach dem Anfahren der Anlage am 23.09.2001 erfolgreich durchgeführt.
- Bei den Versuchen zum Verhalten der Borwassertank-Saugleitungen bei grösstmöglichen Fördermengen und tiefem Niveau im Borwassertank (BOTA) wurden die Zuströmverhältnisse beim gleichzeitigen Ansaugen mehrerer sicherheitstechnisch wichtiger Pumpen beobachtet. Diese Versuche der Kategorie 2 wurden im Rahmen der Inbetriebsetzung der NANO-Systeme im Jahre 1992 durchgeführt. Dabei wurden weder unerlaubte Pumpenansaugbedingungen noch Wirbelbildungen festgestellt.
- Zur Erbringung des Nachweises, dass eine Einspeisung in das Reaktorkühlsystem mittels einer Serienschaltung von SE-Rezirkulationspumpen mit einer HD-Einspeisepumpe – die so genannte HD-Rezirkulation – grundsätzlich machbar ist, wurden am 15./16.05.1992 entsprechende Versuche durchgeführt. Die Versuche zeigten, dass diese als Notfallmassnahme vorgesehene Pumpenschaltung zur Kernnotkühlung verwendet werden kann, wenn die auslegungsgemäss dafür vorgesehene NANO-Funktion nicht verfügbar ist. Mit den Erkenntnissen der Versuche konnten die Notfallvorschriften optimiert werden.
- Die Funktionsbereitschaft der neu installierten Notstromversorgung für den Strang 24 ab Wasserkraftwerk Beznau wurde mit den Versuchen vom 13. und 20.05.1995 nachgewiesen. Die von der HSK geforderte unabhängige und zuverlässige Notstromversorgung wurde durch die Modifikation der 8-kV-Schaltanlage im Hydrokraftwerk realisiert. Es zeigte sich, dass die Notstromversorgung die an sie gestellten Anforderungen einwandfrei erfüllt.

5.4.4 Performance und Sicherheitsindikatoren

Angaben des Gesuchstellers

Die Vereinigung "World Association of Nuclear Operators" (WANO) definierte "Performance"-Indikatoren, welche die Betriebszustände in der eigenen Kernanlage mit jenen in anderen Kernanlagen weltweit vergleichbar machen. Durch einen derartigen Vergleich lassen sich Qualitätsmerkmale des eigenen Anlagenbetriebs ableiten.

Das KKB erstellt seit 1990 quartalsweise die Zahlenwerte der WANO-Indikatoren für beide Kraftwerksblöcke und berichtet darüber regelmässig der HSK. Der Verlauf der WANO-Indikatoren kann über die Begutachtungszeitspanne wie folgt beschrieben werden.

- kontinuierlich hohe Leistung ("Unit Capacity Factor", Abb. 5.4.4-1)
- hohe Zuverlässigkeit ("Unplanned Capability Loss Factor", Abb. 5.4.4-2)
- wenige ungeplante Reaktorschnellabschaltungen ("Unplanned Automatic Scrams", Abb. 5.4.4-3)
- grosse Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme ("Safety System Performance", Abb. 5.4.4-4)

- verbesserte chemische Betriebsbedingungen ("Chemistry Performance", Abb. 5.4.4-5)
- auf hohem Niveau verbesserte Brennelementzuverlässigkeit ("Fuel Reliability", Abb. 5.4.4-6)
- abnehmende kollektive Strahlenbelastung ("Collective Radiation Exposure", Kap. 5.6.3)
- beste Abfallminimierung ("Volume of Solid Radioactive Waste", Tab. 5.8.1-1)
- über dem Durchschnitt liegende Anzahl von Arbeitsunfällen ("Industrial Safety Accident Rate", Abb. 5.4.4-7)

Im KKB wurden im Berichtszeitraum überdurchschnittlich viele Arbeitsunfälle verursacht. Es zeigt sich aber ein über die Jahre abnehmender Trend. Die bestehenden Bestrebungen zur Reduktion der Arbeitsunfälle sollen im KKB weiter geführt werden.

Das KKB ist im Verbund mit den anderen schweizerischen Kernkraftwerken zurzeit an der Einführung von weiteren Indikatoren, welche neben betriebsorganisatorischen Themen auch das Thema Sicherheit (Sicherheitsindikatoren) betreffen.

Abb. 5.4.4-1 Arbeitsausnutzung

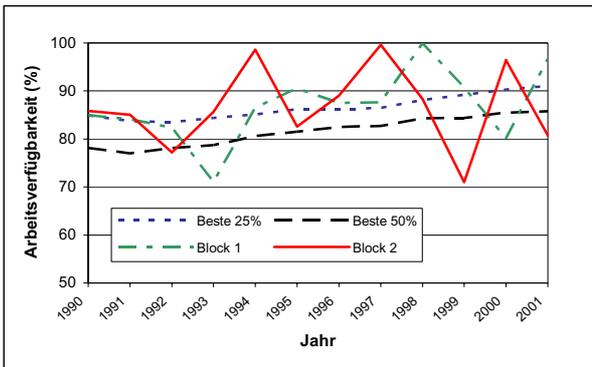


Abb. 5.4.4-2 Ungeplante Nichtverfügbarkeit

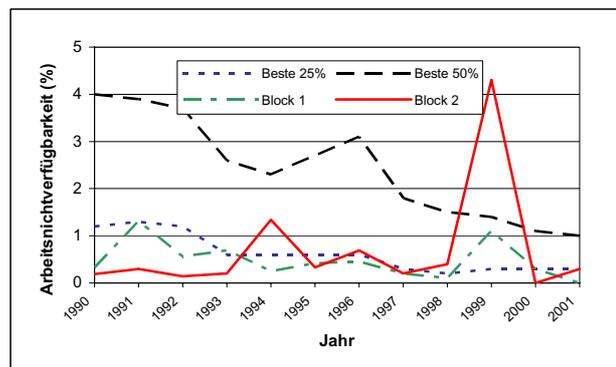


Abb. 5.4.4-3 Ungeplante Reaktorschnellabschaltungen

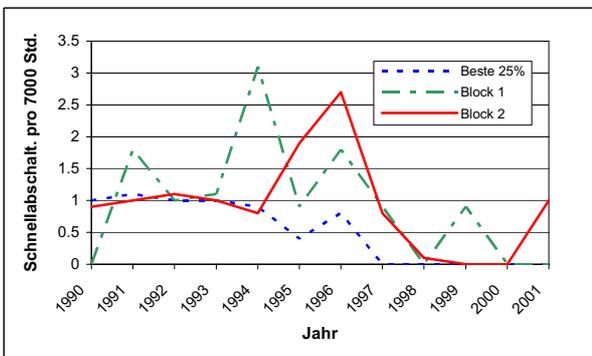


Abb. 5.4.4-4 Nichtverfügbarkeit der Sicherheitseinspeisung

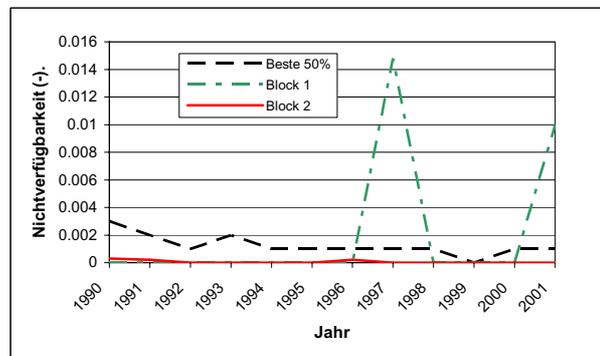


Abb. 5.4.4-5 Chemie-Index

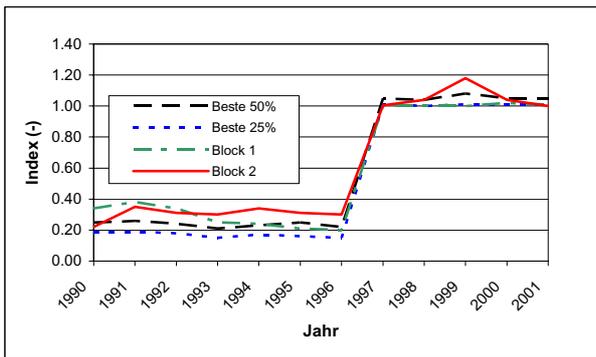


Abb. 5.4.4-6 Brennelementzuverlässigkeit

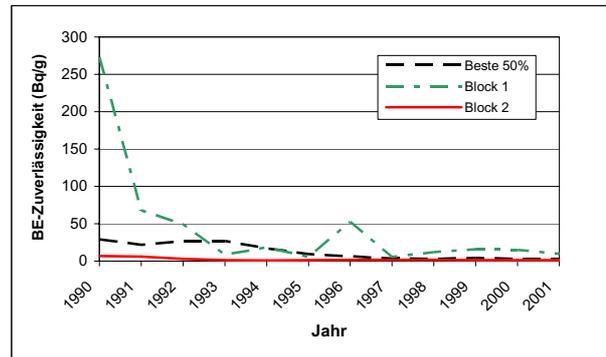
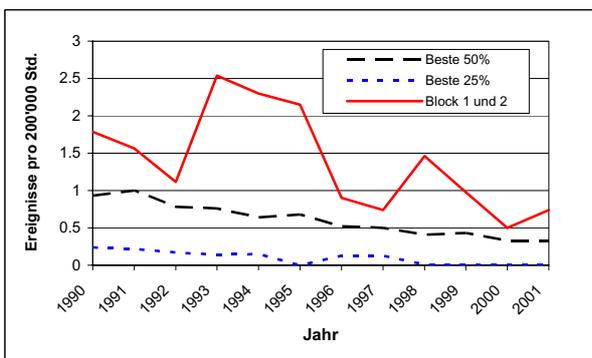


Abb. 5.4.4-7 Industrie-Arbeitssicherheits-Index



5.4.5 HSK-Beurteilung der Erfahrungen aus dem Betrieb

Im Berichtszeitraum wurde der Block 2 des KKW Beznau sicher und weitgehend störungsfrei betrieben. Die guten Betriebserfahrungen werden durch die Arbeitsausnutzung von 87.1 %, die Zeitverfügbarkeit von 87.6 % und den geringen störungsbedingten Produktionsausfall von 0.7 % im zehnjährigen Mittel bestätigt. Umfangreiche Erneuerungen, beispielsweise der Austausch der Dampferzeuger und des Reaktorschutzsystems, aber auch Verbesserungen wie der Ersatz der Kondensatorberohrung und der Hochdruckvorwärmer sowie weitere Massnahmen, die aus der Auswertung der Betriebserfahrung resultierten, haben sich positiv auf die Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlage ausgewirkt. Die Anzahl störungsbedingter automatischer Reaktorschneellabschaltungen im Berichtszeitraum ist im Vergleich zur Betriebsperiode 1971–1991 deutlich zurückgegangen. Die Anzahl der jährlichen Reaktorschneellabschaltungen konnte von 1.1 auf 0.7 gesenkt werden. Die im KKB 2 aufgetretenen Transienten konnten alle der Ereigniskategorie 1 nach HSK-R-100 zugeordnet werden. Mit dem Auftreten solcher Störfälle der Eintrittshäufigkeit $>10^{-2}/\text{Jahr}$ muss ein oder mehrere Male während der Lebensdauer der Anlage gerechnet werden. Diese Transienten mit geringer sicherheitstechnischer Relevanz verliefen auslegungsgemäss, und das Verhalten der Anlage entsprach den Transientenanalysen. Aus sicherheitstechnischer Sicht können deshalb die Erfahrungen aus dem Betrieb des Blocks 2 des KKW Beznau als gut bewertet werden.

Die HSK begrüsst die Anstrengungen des Kernkraftwerks Beznau für eine weiterreichende und vertiefte Betriebsbegleitung mittels Indikatoren, wobei ihr spezielles Interesse auf Sicherheitsindikatoren ausgerichtet ist. Die Ergebnisse der vorliegenden WANO-Indikatoren weisen auf einen guten Betriebsverlauf beider Kraftwerksblöcke hin. Die HSK sieht in den zukünftig anzuwendenden Sicherheitsindikatoren ein weiteres Hilfsmittel zur Erfassung und Optimierung der Anlagensicherheit.

5.5 Konzept und Ergebnisse der Instandhaltung und Alterungsüberwachung

Die Instandhaltung umfasst diejenigen Massnahmen, die dazu dienen, den

- Istzustand festzustellen und zu beurteilen (Inspektion)
- Sollzustand zu bewahren (Wartung)
- Sollzustand wiederherzustellen (Instandsetzung)

Bei den Instandhaltungsarbeiten wird unterschieden zwischen Massnahmen, die den Aufsichtsverfahren gemäss HSK-Richtlinien und SVTI-Festlegungen unterliegen und Massnahmen die im Rahmen der periodischen Berichterstattung nach der Richtlinie HSK-R-15 gemeldet werden.

Zu den Instandhaltungsmassnahmen an sicherheitstechnisch relevanten mechanischen Komponenten, die unter unmittelbarer behördlicher Aufsicht erfolgen und demzufolge gemäss der Richtlinie HSK-R-18 der vorgängigen Freigabe- und Meldepflicht unterliegen, gehören Änderungen und Reparaturen, bestimmte Funktionsprüfungen gemäss den Technischen Spezifikationen sowie Wiederholungsprüfungen nach der Festlegung NE-14.

Das Vorgehen bei Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an sicherheitstechnisch relevanten elektrischen Ausrüstungen und bei der Ersatzteilbeschaffung ist in der Richtlinie HSK-R-23 festgelegt und die Freigabe von Montagen in der Richtlinie HSK-R-35. Zu den Instandhaltungsmassnahmen, über die der Betreiber die HSK lediglich informieren muss, gehören alle Wartungs- und Unterhaltsarbeiten, Revisionen, Kontrollen, Überprüfungen und Ersatz von Komponenten, Störungsbehebungen sowie das Erstellen von Diagnosen und Trendanalysen.

Die Sicherheitsmerkmale von technischen Ausrüstungen und Bauwerken können durch Veränderungen der Materialeigenschaften infolge Werkstoffalterung beeinflusst werden. Kenntnisse über entsprechende Alterungsmechanismen und deren Überwachung sind eng mit der Instandhaltung verbunden. Das von der HSK geforderte Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) hat das Ziel, die sicherheitsrelevanten Systeme, Komponenten und Bauwerke bezüglich potentieller Schädigung infolge Alterungsmechanismen systematisch zu bewerten, Lücken in Wiederholungsprüf- und Instandhaltungsprogrammen zu erkennen und Massnahmen zu deren Schliessung festzulegen. Im AÜP werden theoretische Überlegungen, Berechnungen, Informationsrückfluss aus Instandhaltung, Prüfungen und Betriebserfahrungen, sowie einmalige Kontrollen und Prüfungen zentral zusammengeführt.

KKB hat während des Begutachtungszeitraumes mit der Erstellung und Umsetzung des Alterungsüberwachungsprogramms begonnen, das 1991 von der HSK für alle Schweizer Kernkraftwerke gefordert wurde und das die Auflage 3.8 in der Verfügung des Bundesrates betreffend Gesuch um Erteilung der unbefristeten Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk KKB 2 (1994) darstellte. KKB beteiligt sich aktiv an der GSKL-Arbeitsgruppe "Alterungsüberwachung in CH-Kernkraftwerken", welche eine Reihe von Grundlagendokumenten erarbeitet hat. Zu nennen ist insbesondere das 1993 erstellte "Programm für die Überprüfung und Optimierung der Alterungsüberwachungsmassnahmen", welches von der HSK gutgeheissen wurde. Zusätzlich hat KKB werkspezifische Dokumente erarbeitet und das AÜP sowie die Übernahme der Erkenntnisse daraus in die Instandhaltung mit QS-Verfahrensvorschriften und Weisungen für die Fachbereiche Elektrotechnik, Bautechnik und Maschinentechnik geregelt.

Der Betreiber verfolgt das AÜP seitdem systematisch und beurteilt die Entwicklung des Alterungsüberwachungsprogramms als wesentlichen Fortschritt zu Weiterentwicklung des Instandhaltungskonzepts. Es bildet einen Beitrag zum Erhalt des einwandfreien Zustandes und zur Gewährleistung der Funktionsbereitschaft der Ausrüstungen. Die Ergebnisse des AÜP werden in so genannten Steck-

briefen niedergelegt, in welchen Komponenten, Komponentengruppen, Systeme oder Bauwerke und Gebäude behandelt werden.

Die HSK hat die Entwicklung des AÜP seit 1991 an in der Aufsicht mitverfolgt und die Ergebnisse werden laufend beurteilt.

5.5.1 Maschinentechnik

5.5.1.1 Konzept und Ergebnisse der Instandhaltung

Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Die Grundsätze, Organisation und das Vorgehen bei der Instandhaltung sind im Instandhaltungskonzept für das Kernkraftwerk Beznau und in der Instandhaltungsordnung für den Bereich Maschinentechnik festgehalten.

Die Instandhaltungsstrategie des KKB ist durch die besonderen Sicherheitsanforderungen beim Betrieb eines Kernkraftwerkes gekennzeichnet. Für mechanische Ausrüstungen mit langer Lebensdauer wird ein präventives Instandhaltungskonzept angewendet, dagegen wird für Ausrüstungen, deren Lebensdauern deutlich unter der Gesamtbetriebsdauer des Kernkraftwerkes liegen, eine zustandsorientierte Instandhaltungspraxis verfolgt.

Zur Umsetzung der Instandhaltungsstrategie kommen im KKB umfangreiche Wiederholungsprüf-, Wartungs- und Revisionsprogramme zur Anwendung. Basis für die Festlegung der Prüf- und Revisionszyklen sowie des Prüf- und Revisionsumfangs sind neben den gesetzlichen Vorschriften und den Technischen Spezifikationen vor allem die Empfehlungen der Hersteller. Die Aktualisierung dieser Programme erfolgt auf der Grundlage von Erkenntnissen aus der Auswertung von Arbeitsaufträgen, Störungsmeldungen und Ereignisberichten aus der eigenen Anlage.

Alle Instandhaltungsaufträge werden rechnergestützt erfasst und ausgewertet. Damit wird der gesamte Instandhaltungsprozess nachvollziehbar dokumentiert.

KKB kommt zum Schluss, dass die Richtigkeit des angewendeten Vorgehens bei der Instandhaltung durch die ausgezeichnete Verfügbarkeit beider Kraftwerksblöcke und die Vermeidung schwerwiegender sicherheitstechnisch relevanter Vorkommnisse im vorliegenden Betrachtungszeitraum bestätigt wird.

Die Wiederholungsprüfprogramme für die sicherheitsklassierten mechanischen Komponenten sind Teil des Instandhaltungskonzepts. Sie dienen der Sicherung der Integrität und der Zustandsbeurteilung der druckführenden Komponenten.

Die Wiederholungsprüfungen an Komponenten mit nuklearer Abnahmepflicht wurden gemäss der Festlegung NE-14 durchgeführt. Lücken, die noch in vorausgegangenen Prüfindervallen bestanden hatten, sind in den laufenden Prüfindervallen praktisch eliminiert. Wo keine wesentlichen Prüfbefunde zu verzeichnen sind, werden die bestehenden Prüfumfänge und Prüfindervalle von KKB als angemessen betrachtet. Wo angezeigt, werden die Prüfumfänge, Prüfindervalle und die Prüfverfahren aktualisiert. Grundlage dafür ist die Erfahrung in der eigenen Anlage und in anderen Anlagen sowie Erkenntnisse aus internationalen Workshops und Fachgremien. Beispiele aus dem Bewertungszeitraum sind die Prüfungen der Deckel- und Bodendurchführungen des Reaktordruckbehälters.

Eine Reihe von Prüfbefunden, hauptsächlich in den im Jahre 1999 ausgetauschten Dampferzeugern, führte im Berichtszeitraum dazu, dass Umfang und Häufigkeit gewisser Prüfungen mindestens vorü-

bergehend erweitert wurden. An den Lippendichtschweissnähten zweier Abschlusskappen von Reservedurchführungen des Reaktordruckbehälterdeckels wurden im Jahre 1999 wanddurchdringende Risse lokalisiert, nachdem am Deckel Borsäureablagerungen gefunden worden waren. Beim Reaktordruckbehälterzylinder gab ein schon seit längerem bekannter Anzeigenbereich Anlass für weitergehende Abklärungen, die mit dem Nachweis der Zulässigkeit dieser Anzeigen abgeschlossen wurden. Einzelheiten zu den Prüfergebnissen befinden sich im Kap. 6.

Die Erkenntnisse aus dem Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) wird KKB bei der Festlegung von Prüfumfängen und Prüfintervallen berücksichtigen. Bei der Erarbeitung des AÜP wurden bisher allerdings keine wesentlichen Lücken in den Wiederholungsprüfprogrammen festgestellt. Eine definitive Bewertung wird aber erst nach der vollen Umsetzung des AÜP möglich sein.

Die Festlegung NE-14 teilt die Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Prüfkategorien 2.1 und 2.2 mit unterschiedlicher Prüfpflicht ein. Die Einteilung der Komponenten geschieht nach ihrer Neigung für mögliche Degradationsmechanismen und nach der Schwere der Versagenskonsequenzen. Mit der im Jahre 1999 in Kraft getretenen Revision 5 der Festlegung NE-14 wurden die Regeln für diese Kategorisierung grundsätzlich dem Stand der Erfahrung angepasst. KKB hat seither bei einem grossen Teil der Wiederholungsprüfprogramme eine Neubewertung der Einteilung in die Kategorien 2.1 und 2.2 vorgenommen. Für die übrigen Wiederholungsprüfprogramme erfolgt die Neubewertung nach Ablauf ihrer Prüfintervalle bis Ende 2005.

Die internationalen Tendenzen auf dem Gebiet der Wiederholungsprüfung, insbesondere die Prüfsystemqualifizierung und risiko-informierte Methoden zur Ausgestaltung von Prüfprogrammen, werden vom KKB aufmerksam verfolgt. Sie werden im KKB umgesetzt bzw. unter den konkreten Bedingungen des KKB auf ihre Anwendbarkeit geprüft.

Für die am Primärkreislauf durchgeführten automatisierten Prüfungen werden moderne Prüfsysteme eingesetzt. Ihre Leistungsfähigkeit wurde in praktischen Tests überprüft, deren Durchführung kontinuierlich der sich im gleichen Zeitraum entwickelnden Europäischen Qualifizierungsmethodik angepasst wurde. KKB plant für die Zukunft weitere Qualifizierungen von Prüfverfahren, Prüfausrüstung sowie Prüfpersonal.

HSK-Beurteilung

Das von KKB praktizierte Konzept der Instandhaltung ist im QM-System verankert und wird von der HSK, abgestützt auf die Berichterstattung des Betreibers und basierend auf Inspektionen der HSK, positiv beurteilt. Die Instandhaltungsmassnahmen sind zweckmässig und entsprechen dem Stand der Technik. Vorkommnisse, die sich aus der Instandhaltung ergeben, werden von KKB gemäss den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-15 gemeldet.

Änderungen und Reparaturen an sicherheitsklassierten Komponenten werden gemäss der Richtlinie HSK-R-18 gemeldet bzw. von der HSK freigegeben. Bei nuklear abnahmepflichtigen Komponenten werden diese Arbeiten nach vorgeprüften technischen Unterlagen ausgeführt und durch den SVTI-N im Auftrag der HSK überwacht.

Die HSK hat das oben zusammenfassend dargestellte Konzept und Ergebnis der Wiederholungsprüfungen geprüft. Sie stimmt dem zu und ist der Auffassung, dass die darin enthaltene Selbstbewertung zutreffend ist.

In der vergangenen Dekade haben auf dem Gebiet der Wiederholungsprüfungen international Entwicklungen stattgefunden, die für die Zukunft wegweisend sein dürften. Die HSK nimmt dazu wie folgt Stellung:

Auf Grund internationaler Ringversuche und Erfahrungen aus Prüfpraxis und Qualifizierungsprojekten hat es sich als wichtig erwiesen, dass die geforderte Leistungsfähigkeit von Verfahren, Ausrüstung und Personal zerstörungsfreier Prüfungen in formalen und kontrollierten Qualifizierungsverfahren nachgewiesen wird. Die U.S. Nuclear Regulatory Commission hat im Jahre 1999 die vom ASME Code für Ultraschallprüfungen seit 1989 geforderte "Performance Demonstration" im Code of Federal Regulations 10 CFR 50.55a für verbindlich erklärt. Vertreter der europäischen Aufsichtsbehörden haben in dem Konsensdokument EUR 16802 EN Prinzipien und generelle Anforderungen zur Qualifizierung von Prüfverfahren, -ausrüstung und -personal formuliert. Das European Network for Inspection Qualification (ENIQ), dem auch die Schweizer Betreiber angehören, hat die sog. Europäische Qualifizierungsmethodik entwickelt. Nationale Anforderungen auf der Basis des oben genannten Konsensdokuments sind in allen Staaten der Europäischen Union (EU), in EU-Kandidatenländern und in der Schweiz in unterschiedlicher Form wirksam oder befinden sich im Einführungsstadium. In der Schweiz werden die Qualifizierungen nach Priorität durchgeführt. Diese richtet sich nach der Bedeutung der Prüfung für die Sicherheit und nach dem Grad bestehender und dokumentierter Qualifikationen.

KKB hat im Bewertungszeitraum bereits eine grössere Zahl von Qualifizierungsprojekten durchgeführt und sich dabei in zunehmendem Masse nach der sich entwickelnden Europäischen Qualifizierungsmethodik gerichtet. Seit einigen Jahren trägt KKB auch aktiv zum Aufbau der Infrastruktur für Qualifizierungen in Form von Konzepten und Ausführungsdokumenten bei. Die Haltung des KKB ist auf diesem Gebiet in jeder Hinsicht vorbildlich. Das KKB hat im Rahmen der PSÜ und im Lenkungsausschuss "Qualifizierung" dargelegt, welche Prüfsysteme es kurz- und mittelfristig zu qualifizieren gedenkt. Die HSK erwartet, dass der beschrittene Weg konsequent weiterverfolgt wird.

An den hydraulischen Stossbremsen werden in 10-Jahresintervallen Zustandsbeurteilungen in Form von Sichtprüfungen durchgeführt. Die HSK ist der Ansicht, dass ausschliesslich Sichtprüfungen zur Zustandsbeurteilung nicht dem heutigen Stand der Technik entsprechen. Um die Funktion der Stossbremsen im Anforderungsfall zu gewährleisten und Blockierungen zu verhindern sind alternative Prüfmethoden zu untersuchen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 4/5.5.1-1: KKB hat bis Ende 2004 zu beurteilen, ob das gegenwärtige Wiederholungsprüfprogramm für alle Typen von Stossbremsen voll geeignet ist, die Funktion der Stossbremsen im Anforderungsfall zu gewährleisten und Blockierungen zu verhindern. Ansonsten sind geeignete Prüfungen in das Wiederholungsprüfprogramm aufzunehmen.

Die Einteilung der Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Prüfkategorien 2.1 und 2.2 ist – nach heutigem Verständnis – auf eine einfache qualitative Weise "risiko-informiert". Die Festlegung NE-14 gibt nur die Prinzipien und einfache, zum Teil übergeordnete Kriterien vor, aber keine eigentliche Methodik. Die Ausführung durch den Betreiber geschieht durch ingenieurmässige Beurteilung. Für die Aktualisierung der Kategorieneinteilung sind die Erkenntnisse aus dem Alterungsüberwachungsprogrammen wesentlich. Letztere wurden in den vergangenen Jahren erstellt oder sind zum Teil noch in Arbeit. Die Erkenntnisse konnten also nicht voll in die seit 1999 erstellten Wiederholungsprogramme eingebracht werden. Die jetzt noch laufenden Prüfintervalle werden bis zum Jahre 2005 abgeschlossen sein.

Der Einteilung der Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Prüfkategorien 2.1 und 2.2 gemäss der Festlegung NE-14 sind die Ergebnisse der Alterungsüberwachungsprogramme zu Grunde zu legen. Die Kriterien der Festlegung NE-14 sind konsequent anzuwenden. Die technische Begründung für die Einteilung muss nachprüfbar dokumentiert sein. Dem SVTI-Nuklearinspektorat sind sämtliche Dokumente zur Verfügung zu stellen, die es zur Überprüfung der Wiederholungsprogramme braucht.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 5/5.5.1-2: Die Einteilung der Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Prüfkategorien 2.1 und 2.2 (gemäss NE-14, Rev. 5) ist bis spätestens Ende März 2006 für alle Wiederholungsprüfprogramme unter Verwendung der bis Ende 2005 vorliegenden Erkenntnisse aus den Alterungsüberwachungsprogrammen zu überprüfen und, wenn erforderlich, zu revidieren. Der HSK ist bis Mitte 2006 über die Ergebnisse der Überprüfung schriftlich zu berichten.

An der Verschlusskappennaht mit Backing-Ring im JSI-System werden keine zerstörungsfreien Prüfungen durchgeführt, obwohl die Naht wegen der Neigung für Spaltkorrosion gemäss Festlegung NE14 der Prüfkategorie 2.2 zu zuteilen ist.

Im primären Nebenkühlwassersystem ist die Korrosion aktiv und es können auch Rohrleitungsabschnitte der Sicherheitsklasse 2 im Bereich der Containmentdurchführungen betroffen sein. Diese Abschnitte sind dann gemäss NE-14 in die Prüfkategorie 2.2 einzuteilen, und es müssen Wanddickenmessungen durchgeführt werden.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 6/5.5.1-3: Die Schweissnaht mit Backing-Ring im JSI-System ist in die Kategorie 2.2 einzustufen, wobei eine volumetrische Prüfung der Naht gefordert ist.

Es ist zu überprüfen, ob die Rohrleitungsabschnitte des primären Nebenkühlwassersystems im Bereich der Containmentdurchführungen wegen Korrosion in Kategorie 2.2 einzustufen sind.

Beide Aktionen sind bis Mitte 2004 zu erledigen.

Nach dem Jahre 2005 sind Erkenntnisse aus dem Alterungsüberwachungsprogramm, welche einen Einfluss auf die Einteilung in die Prüfkategorien 2.1 und 2.2 haben, während eines laufenden Prüfintervalls in das Wiederholungsprüfprogramm einzubringen und zwar spätestens nach Ablauf einer Prüfperiode (d. h. 3, 7 und 10 Jahre nach Intervallbeginn).

KKB verfolgt aktiv risiko-informierte Methodiken auf dem Fachgebiet und prüft sie unter den konkreten Bedingungen des KKB auf ihre Anwendbarkeit. KKB betont, dass die Kriterien der Festlegung NE-14 zur Einteilung in die Kategorien 2.1 und 2.2 relativ einfach sind und keine spezielle Methodik benötigen. Die HSK stimmt zu, dass die Kriterien der NE-14 relativ einfach sind, findet aber, dass sie für die Anwendung zu wenig griffig und, soweit an Schutzzielen orientiert, zu übergeordnet sind. Gemessen an dem, was international auf dem gleichen Gebiet mittlerweile üblich oder in der Entwicklung begriffen ist, sieht die HSK den Bedarf, das Konzept und die Methodik der Festlegung NE-14 für die Sicherheitsklasse 2 weiterzuentwickeln.

5.5.1.2 Konzept und Ergebnisse der Alterungsüberwachung

Angaben des Gesuchstellers

Die Alterungsüberwachung für die Maschinentchnik wird im KKB durch eine Verfahrensvorschrift geregelt und ist in die Instandhaltungsordnung der Abteilung KBM (Maschinentchnik) einbezogen. Die Alterungsüberwachungsaspekte in der Instandhaltung werden durch ein spezielles Arbeitsteam der Abteilung Maschinentchnik vertreten. Als Grundlage dienen die von der GSKL erarbeiteten Dokumente.

Für den Bereich der Sicherheitsklasse 1 wurden Erkenntnisse aus Untersuchungsberichten der Westinghouse Owners Group (WOG) ausgewertet. Für die Komponenten der Sicherheitsklassen 2 und 3 wurde ein zusätzlicher werkspezifischer Leitfaden erarbeitet, nach welchem auf Grund des Mediums und des Werkstoffs die potentielle Alterungsanfälligkeit beurteilt werden kann.

Die Ergebnisse des Alterungsüberwachungsprogramms werden vom KKB in Form von Basisberichten und Steckbriefen dargelegt. Dabei erwies sich aus Sicht des Betreibers die Zusammenarbeit mit

dem Anlagenhersteller Westinghouse sowie die Mitgliedschaft in verschiedenen Arbeitsgruppen der WOG als wertvoll. Die Komponenten der Sicherheitsklasse 1 sowie ein grosser Teil der Systeme der Sicherheitsklassen 2 und 3 sind für beide Blöcke des KKB in 39 Steckbriefen erfasst worden, 24 weitere Steckbriefe sind in Arbeit.

Wichtige Bestandteile der Alterungsüberwachung sind die Transientenbuchhaltung und -auswertung, welche als Grundlage für die Ermüdungsrechnungen dienen, sowie das Bestrahlungsprobenprogramm, mit welchem die Versprödung des Reaktordruckbehälterstahls untersucht wird.

Die Erkenntnisse aus dem AÜP führten zu einem vertieften Verständnis über den Zustand der sicherheitsrelevanten mechanischen Komponenten und Systeme sowie der potentiell relevanten Alterungsmechanismen. Sie werden bei der Festlegung von Prüfzyklen und Prüfumfängen zu berücksichtigen sein und als Ausgangsbasis bei der Qualifizierung von Prüfsystemen für wiederkehrende Prüfungen dienen.

HSK-Beurteilung

Im Berichtszeitraum traten im KKB 2 nur wenige nennenswerte Schäden an sicherheitsrelevanten mechanischen Anlageteilen auf, die sich klar auf Alterungsvorgänge durch Werkstoffalterung zurückführen lassen. Die alten Dampferzeuger, die bis Mitte 1999 im Einsatz waren, wiesen eine fortschreitende alterungsbedingte Schädigung durch Spannungsrisskorrosion an den aus Inconel 600 gefertigten Heizrohren und weitere Schäden durch Alterungsmechanismen auf. Die alten Dampferzeuger wurden folgerichtig durch neue mit verbesserten Materialeigenschaften ersetzt.

Ebenfalls 1999 wurden wanddurchdringende Risse an den austenitischen Verschlusskappen der Reserveregelstabdurchführungen des Reaktordeckels gefunden, die sich auf Spannungsrisskorrosion zurückführen liessen. Sie wurden durch Verschlusskappen aus einem besseren Werkstoff ersetzt. Die Schäden an den Verschlusskappen gaben Anlass zu zusätzlichen vertieften Untersuchungen zum tatsächlichen Zustand der Materialien im Bereich des Reaktordeckels beider Blöcke des KKB. Die Ergebnisse zeigten zufriedenstellende Materialeigenschaften, so dass nicht mit dem baldigen Auftreten weiterer Alterungsschäden wie im Falle der Verschlusskappen gerechnet werden muss. Der konsequenten Durchführung der Prüfungen und Inspektionen im Bereich des RDB-Deckels kommt jedoch aufgrund von Erkenntnissen in anderen Anlagen auch in Zukunft eine hohe Bedeutung zu. (Kap. 6.5.2)

Im Berichtszeitraum traten durch Materialermüdung keine Schäden an wichtigen sicherheitsrelevanten mechanischen Anlageteilen auf. Dies spricht für die gute Auslegung der Komponenten und für die Wirksamkeit der Transientenüberwachung und -Auswertung sowie der vorbeugenden Massnahmen gegen Ermüdung durch Temperaturtransienten.

Die Materialversprödung durch Neutronenstrahlung sowie thermische Versprödung von austenitischem Stahlguss wurden im Berichtszeitraum an Materialproben untersucht. In beiden Fällen zeigten die Ergebnisse, dass die Werkstoffeigenschaften auch nach den langen Betriebszeiten des KKB noch den Anforderungen entsprechen.

Spannungsrisskorrosion an Nickelbasis-Legierungen hat in den letzten Jahren in mehreren ausländischen DWR-Anlagen zu sicherheitstechnisch bedeutsamen Schäden im Bereich des Reaktordruckbehälters geführt. Auch im KKB sind Komponententeile aus diesen Materialien vorhanden. Im Berichtszeitraum wurden zu dieser Problematik im KKB umfangreiche Prüfungen und Untersuchungen durchgeführt. Während im KKB 2 bisher keine Anzeichen einer entsprechenden Schädigung gefunden wurden, ergaben Prüfungen im KKB 1 in den Jahren 1992 und 1993 zunächst den Verdacht auf

zwei Risse geringer Tiefe in den Deckeldurchführungsrohren. Eine genauere Untersuchung 1997 bestätigte den Rissverdacht jedoch nicht. Die HSK kann sich der Einschätzung des Betreibers anschliessen, dass die Anfälligkeit der KKB-Komponenten für diesen Alterungsmechanismus geringer ist als im Falle der erwähnten ausländischen DWR-Anlagen. Diese Einschätzung wird durch umfangreiche Studien des Herstellers Westinghouse gestützt. Die zukünftige Alterungsüberwachung wird jedoch weiterhin auf das mögliche Eintreten einer solchen Schädigung abgestimmt. Details sind im Kap. 6.5.1 näher beschrieben.

Die Umsetzung des AÜP für die mechanischen Anlageteile ist im Berichtszeitraum weit fortgeschritten, wenn auch ein kleiner Teil der Dokumentation noch aussteht. Die Ergebnisse sind positiv zu werten. Die fachliche Ausarbeitung zur Ermittlung der relevanten Alterungsmechanismen erfolgt sorgfältig und umfassend. Alle wesentlichen Aspekte zur Beurteilung der Alterungsanfälligkeit von mechanischen Komponenten werden erfasst und ausgewertet. Eine besondere Rolle spielt dabei zukünftig der am Ende des Berichtszeitraums ausgearbeitete anlagenspezifische Leitfaden für die Bewertung von Alterungsmechanismen an den Komponenten der Sicherheitsklassen 2 und 3. Der Umfang der im AÜP zu untersuchenden Anlageteile erstreckt sich gemäss GSKL-Programm auf die klassierten Anlageteile, auf Anlageteile, deren Funktionsverlust bedeutende Konsequenzen nach sich zieht, und auf Anlageteile mit besonderer Alterungsanfälligkeit. Es wurden bisher keine bedeutsamen Lücken in den Wiederholungsprüf- und Instandhaltungsprogrammen festgestellt, in einzelnen Fällen wurden jedoch Ergänzungsmassnahmen in Form von Abklärungen, Zusatzprüfungen oder Programmergänzungen definiert und umgesetzt. Das AÜP für die mechanischen Anlageteile erfüllt damit die gestellten Anforderungen.

KKB wird die noch ausstehenden Steckbriefe der Systeme der Sicherheitsklassen 2 und 3 weiter ausarbeiten. Dabei werden neben den klassierten Systembereichen auch unklassierte Bereiche behandelt, wenn sie eine erhöhte sicherheitstechnische Bedeutung oder Risikorelevanz aufweisen. Bei den mechanischen Komponenten der Sicherheitsklasse 2 ist darauf zu achten, dass alle Systemteile einbezogen werden, die nach NE-14, Rev.5, in die Kategorien 2.1 oder 2.2 einzuteilen sind (siehe *PSÜ-P 5/5.5.1-2*).

Die Ergebnisse des AÜP im Einzelnen werden in den Kapiteln der jeweiligen Anlageteile behandelt. Die Alterungsüberwachung ist in sinnvoller Weise in die Instandhaltung integriert und spielt eine wichtige Rolle im Wissenserhalt.

5.5.2 Elektro- und Leittechnik

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat mit den eingereichten PSÜ-Dokumenten das Konzept der Instandhaltung mit dem Organisationsreglement und den verschiedenen Einzelabschnitten dargestellt. Die hierarchisch aufgebauten Abschnitte beinhalten das Instandhaltungskonzept, die Instandhaltungsordnung, die Wiederholungsprüfprogramme, notwendige Instandhaltungs-, Prüf und Arbeitsvorschriften und die Instandhaltungsaufträge.

Des Weiteren wurden die Ziele, Einflussfaktoren und die Methodik der Instandhaltung erläutert. Prinzipiell gibt es zwei Instandhaltungsstrategien:

- präventive Instandhaltungsstrategie (insbesondere für Ausrüstungen mit langer Lebensdauer)
- zustandsorientierte Instandhaltungsstrategie (für Komponenten, deren Lebensdauer weit unter der Gesamtbetriebsdauer des Kraftwerks liegt). Diese kommt besonders im Bereich der Elektro-

und Leittechnik und bei Komponenten, die für eine hohe Verfügbarkeit der Anlage relevant sind, zur Anwendung.

Die Umsetzung der Instandhaltungsstrategie erfolgt mittels Prüf-, Wartungs- und Revisionsprogrammen. Die Aktualisierung der Prüf- und Revisionsprogramme basiert auf den Erkenntnissen der Auswertungen von Arbeitsaufträgen, Störmeldungen und Ereignisberichten der eigenen Anlage bzw. auf Basis von nationalen und internationalen Erfahrungen.

Durch die Langzeitauswertung des Ausfalls- und Alterungsverhaltens der Komponenten wurde ein auch aus sicherheitstechnischer Sicht optimierter Instandhaltungsaufwand betreffend Prüf- und Revisionszyklen erreicht. Durch unterstützende Diagnosemassnahmen wie z.B. die routinemässige Vibrationsüberwachung von rotierenden Maschinen wurde das Inspektions-, resp. das Revisionsintervall, ohne Verminderung der Funktions-Bereitschaft der Ausrüstungen, verlängert.

In der Abteilung Elektrotechnik des KKB ist das Ressort Qualitätssicherung für das Alterungsüberwachungsprogramm verantwortlich. Die Ressorts für Instrumentierung und Regelung, Starkstrom- und Computertechnik sind für die fachtechnische Planung, Durchführung und Auswertung der Instandhaltungsmassnahmen in den jeweiligen Bereichen verantwortlich. Die übergeordnete Instandhaltungsplanung wird durch die Abteilung Betrieb wahrgenommen. Bei den Hochspannungstransformatoren, dem Schutz im Bereich Starkstromtechnik und den Hochspannungskabeln wird das Know-how des NOK-Verbandes genutzt und die Instandhaltung zentral bearbeitet.

In Bezug auf die eingesetzten elektrisch betriebenen Aggregate wird in der PSÜ-Dokumentation ein Überblick über die durchgeführte Instandhaltung gegeben. Insbesondere sind sämtliche 1E-klassierte Motorantriebe, welche für die nukleare Sicherheit relevant sind, einer wiederkehrenden Prüfung unterworfen. Basierend auf dem Instandhaltungsturnus und der zustandsorientierten Vorgehensweise werden pro Jahr etwa 100 Motoren (davon etwa ein Sechstel 1E-klassierte) revidiert.

Seit 2001 läuft im Rahmen der präventiven Instandhaltung ein in Etappen gestaffeltes Erneuerungsprogramm der über dreissigjährigen Motor Control Centers (MCCs). Es sollte bis 2004 abgeschlossen werden.

Des Weiteren sind pro Block ca. 70 Motorstellantriebe und ca. 80 Magnetventile als Regel- bzw. Stellglieder eingesetzt. Die Motorstellantriebe werden zyklisch in einem Mehrjahresintervall überholt. Bei den Magnetventilen erfolgt die Instandhaltung vorbeugend in Abhängigkeit von Betriebsart, Qualifikationsanforderungen und Umgebungstemperatur.

Die Erfassung von Störungen erfolgt mittels EDV-gestützter Hilfsmittel. Die Hilfsmittel zeigen auf Anforderung online die Komponentengeschichte und die entsprechenden Vorschriften und Weisungen.

Die Aus- und Weiterbildung in der Instandhaltung wird durch entsprechende Kurse gezielt gefördert.

HSK-Beurteilung

Die schweizerischen Kernkraftwerksbetreiber (GSKL) haben im Rahmen des AÜP-Programms trotz der unterschiedlichen Reaktortypen und -leistungen sowie Alter der Werke beschlossen eine Arbeitsgruppe Alterungsüberwachung mit einem Fachteam Elektrotechnik ins Leben zu rufen. Dies begünstigt den Wissens- und Erfahrungsaustausch und spart durch die gemeinsame Erstellung der Steckbriefe Ressourcen. Des Weiteren wird dadurch eine ausgewogene Beurteilung der Gebiete Komponenteninformation, Alterungsmechanismen und Diagnosemethoden für alle schweizerischen Kernkraftwerke ermöglicht. Die effektive Situationsanalyse beinhaltet die Auswertung der Lücken, werkspezifische Prüfung und Nutzungszeit inklusive Störfallfestigkeitsnachweis. Diese wird von jedem

Kernkraftwerk separat erbracht. Zur Koordination der Bereiche Bau, Elektrotechnik und Maschinenbau wurde ein Schnittstellendokument kreiert.

Der Stand der gemeinsamen Steckbriefe für die Elektro- und Leittechnik hat heute insgesamt 31 Steckbriefe erreicht. Nur ein Steckbrief ist noch ausstehend. Der Aufbau der Steckbriefdokumente basiert auf Komponentengruppen (z.B. Drucktransmitter, Magnetventile, Ventiltriebe, Schmelzsicherungen, etc.). Dies hat den Vorteil, dass gleiche Komponenten, welche in unterschiedlichen Systemen eingesetzt werden, nach der gleichen Art behandelt werden. Zurzeit ist die Erfassung der letzten identifizierten Komponentengruppen in Arbeit. Ein Teil der Steckbriefe ist anlagebezogen, d.h. es werden die Eigenschaften der eingesetzten Fabrikate, Betriebs- und Umgebungsbedingungen sowie die Instandhaltungsstrategie bei der Anwendung im Werk überprüft. Als Grundlage für die Erstellung der werkspezifischen Steckbriefe dient die 1E-Komponentenliste. Im Gutachten von 1994 hatte die HSK die periodische Überprüfung und Aktualisierung dieser 1E-Komponentenliste verlangt (Pendenz P1a, Kap. 2.1.2). Diese Liste wird seitdem à jour gehalten und jeweils der HSK unterbreitet. Die Pendenz P1a ist damit erfüllt.

KKB hat bei der werkspezifischen Erstellung grosse Fortschritte erzielt (65 von 79 vorgesehenen Steckbriefen sind fertig gestellt). Diese Anzahl der zu erstellenden Steckbriefe kann sich auf Grund von Neufabrikaten noch ändern. KKB hat für die Bestimmung der zulässigen Nutzungsdauer nur mit anerkannten Methoden die Alterung möglichst genau eruiert. Darüber hinaus werden z.B. Reservekabel im Containment über einen längeren Zeitraum dem Einfluss von Temperatur und Strahlung ausgesetzt und anschliessend geprüft, um die Alterung zu ermitteln.

Die im HSK-Gutachten von 1994 verlangte vollständige Requalifikation der 1E-klassierten Komponenten des Primärcontainments wurde von KKB durchgeführt (Pendenz P1b, Kap. 2.1.2). Das Requalifikationsprogramm, in welchem sämtliche elektrischen Ausrüstungen einschliesslich der Kabel, Anschlusskasten und Durchdringungen requalifiziert oder ersetzt wurden, hat die HSK mitverfolgt und überprüft. Für die Neutronenfluss-Leistungsmessung wurde 1996 vom Lieferanten ein Nachweis erbracht, dass diese entsprechend den Anforderungen qualifiziert sind. Diesen Nachweis betrachtet die HSK als angemessen. Die Quell- und Zwischenbereichsmessung wurde hingegen im Jahre 1998 durch ein qualifiziertes Messsystem ersetzt (Kap. 6.7.2.6). Die Pendenz P1b ist damit erledigt.

Als generelle Bemerkung zu den Steckbriefen ist zu erwähnen, dass auch in Zukunft immer wieder neuere bzw. Ersatz-Komponenten eingesetzt werden bzw. Prozesse verbessert oder ergänzt werden. Daher wird der Prozess "Erstellung der Steckbriefe" eine Daueraufgabe bleiben.

Das AÜP ist als tragende Säule für die Einsatzdauer der elektrischen und leittechnischen Komponenten erkannt worden. Eine vorausschauende Ermittlung, der für den rechtzeitigen Komponentenersatz benötigten Anzahl an Reserveteilen, ist zum Erhalt einer hohen Sicherheit und Verfügbarkeit unabdingbar.

Die Instandhaltung wird im KKB grundsätzlich nach sicherheitstechnischen und betriebswirtschaftlichen Erfordernissen ausgelegt. Für sicherheits- und verfügbarkeitsrelevante Systeme oder Komponenten wird normalerweise präventive Instandhaltung angewendet. Wenn jedoch der Alterungsprozess messbar ist, wird die zustandsorientierte Instandhaltung genutzt. Erwähnenswert ist der störungsbedingte Ausfall des Antriebsmotors einer Reaktorhauptpumpe, welcher durch einen Erdschluss von der Wicklung zum Statorblech verursacht wurde. Dies gab Anlass, um die Motoren sämtlicher Reaktorhauptpumpen in den nächsten Stillstandsperioden total zu revidieren. Um die innerhalb des AÜP ermittelten Lücken zu schliessen, wurden bereits etliche der existierenden Instandhaltungsvorschriften angepasst. Auch im OSART-Bericht von 1995 wurde speziell das "monitoring pro-

gramme", welches für die effektive, vorbeugende Instandhaltung von motorbetriebenen Ventilen benutzt wird, positiv erwähnt und das Alterungsüberwachungsprogramm in seiner jetzigen Form als "good practice" bezeichnet.

Zusammenfassend stellt die HSK fest, dass die Ergebnisse der Instandhaltung ausgewertet werden und in die Massnahmen zur Bewahrung des Sollzustandes der elektrischen Komponenten und Ausrüstungen einfliessen. Aufgrund der Betriebsergebnisse und der Feststellungen bei Inspektionen, sowie der Teilnahme an Komponentenprüfungen hat sich die HSK vergewissern können, dass die Instandhaltungsmassnahmen und das AÜP im KKB wirksam sind, um die elektrischen Komponenten in einem guten Zustand zu erhalten.

5.5.3 Bautechnik

Angaben des Gesuchstellers

KKB fasst die Beurteilung und die Massnahmen zur Instandhaltung und Alterungsüberwachung der Bauwerke im Bericht "Betriebsführung und Betriebserfahrungen (BEB)" zusammen.

Die Gebäude des KKB wurden schon vor Einführung des Alterungsüberwachungsprogramms überwacht und instand gehalten. Die systematisierte Alterungsüberwachung der Gebäude erfolgt seit 1996 gemäss dem GSKL-Leitfaden für die Erstellung von Bautechnik-Steckbriefen. Gemäss dieser Vorgabe werden die in die Bauwerksklasse 1 klassierten Baustrukturen in das Alterungsüberwachungsprogramm einbezogen. Zusätzlich werden im KKB auch Gebäude der Bauwerksklasse 2 sowie nicht klassierte Gebäude in das Alterungsüberwachungsprogramm aufgenommen und entsprechende Steckbriefe erstellt, soweit sie für die Sicherheit relevant sind.

Im Instandhaltungskonzept und den zugehörigen Instandhaltungsordnungen des KKB ist der Grundsatz verankert, dass die Erkenntnisse der Alterungsüberwachung zu berücksichtigen sind. Bei der Erarbeitung der Bautechnik-Steckbriefe wurden bisher keine relevanten Lücken in den Instandhaltungsprogrammen festgestellt.

Die Untersuchungen zeigten jedoch auf, dass bei einigen Bauteilen Schäden vor dem Erreichen der geplanten Lebensdauer zu erwarten sind. In der Folge wurden die in der nachfolgenden Tabelle 5.5.3-1 auszugsweise zusammengestellten präventiven Instandhaltungsarbeiten ausgeführt.

Neben den Baustoffen Stahlbeton und Stahl werden auch die Verankerungen, die Brandabschlüsse, die Fugenbänder und Abdichtungen sowie die Beschichtungen überwacht.

Für die beiden Werke KKB 1 und KKB 2 sind insgesamt 26 Steckbriefe der Bautechnik vorgesehen. Teilweise werden sie gemeinsam für beide Werke geführt (vgl. Tabelle 5.5.3-2). Von diesen sind bisher 12 mit den Resultaten der durchgeführten Basisinspektion erstellt. Basisinspektionen sind systematische, periodische Zustandsuntersuchungen alle 10 Jahre. Die ausstehenden 14 Steckbriefe sind in Bearbeitung. Die zugehörigen Basisinspektionen werden bis 2005 durchgeführt.

Tabelle 5.5.3-1: Wichtigste Untersuchungen und präventive Instandhaltungsmassnahmen an Gebäuden, als Ergebnis der AÜP-Bautechnik

Gebäude	Massnahme	Jahr
Sicherheitsgebäude	Stahldruckschale: Verbessern der Abdichtung der Dilatationsfuge im Ringraum	2003
Nebengebäude A	Sanierung einzelner, örtlich begrenzter Risse	2002/2003
Nebengebäude B	Sanierung örtlicher Betonabplatzungen und korrodierter Bewehrungseinlagen	2002/2003
Nebengebäude C	Schliessen örtlicher Trennrisse durch Zementinjektionen	2002/2003
Rückstandslagergebäude R	Erneuerung der Gebäudedachisolation Sanierung einzelner, örtlich begrenzter Stellen (kleine Risse, Bewehrungskorrosion)	2001 ohne Termin
Maschinenhaus des HKB	Verfüllen von Kiesnestern, Ausbessern des Korrosionsschutzes an einer Ankerplatte	bis 2006
Oberwasserkanal	Ausbaggerung von Kiesablagerungen	1999

HSK-Beurteilung

Die HSK beurteilt das Konzept und den bisherigen Stand der Instandhaltung und Alterungsüberwachung für die Bautechnik positiv. Das Vorgehen entspricht dem genehmigten Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe.

Die Steckbriefe der Bautechnik eignen sich als Instrument der Alterungsüberwachung und als übersichtlicher Einstieg in die umfangreiche Dokumentation. Sie werden nun beim KKB kontinuierlich nachgeführt und periodisch mit einer neuen Revision aktualisiert, z.B. wenn neue Untersuchungsergebnisse vorliegen oder wenn Sanierungsmassnahmen ausgeführt worden sind.

Die Basisinspektionen für die Bauteile des Sicherheitsgebäudes, für die Nebengebäude A bis E, für das Maschinenhaus und das Elektrogebäude des Hydraulischen Kraftwerks Beznau (HKB, Wasserkraftwerk) sowie für das Rückstandslager sind abgeschlossen und dokumentiert. Sanierungsmassnahmen sind bereits realisiert worden oder geplant, meist im Sinne einer vorbeugenden Instandhaltung. Der bauliche Zustand wird als gut beurteilt, es sind keine unzulässigen Schwachstellen im bevorstehenden Zeitraum bis zur nächsten PSÜ zu erwarten.

An einigen Gebäuden sind die Basisinspektionen noch nicht durchgeführt bzw. noch nicht dokumentiert (Tabelle 5.5.3-2).

KKB wird noch die nicht durchgeführten Basisinspektionen der Bauwerke gemäss den Terminen der Tabelle 5.5.3-2 planen und durchführen.

Zudem ist die systematische Zustandsuntersuchung der speziellen Bauelemente in Schnittstellenbereichen wie Durchdringungen, Befestigungen, Brandabschottungen, Anstriche, Beschichtungen, Abdichtungen und Fugenbänder noch nicht abgeschlossen. Sie soll mit der nächsten Revision der Steckbriefe dokumentiert werden.

Die Baustrukturen und vor allem der häufigste Baustoff Stahlbeton sind durchwegs in einem guten bis sehr guten Zustand. Die Funktionsgrenze wurde bisher bei keinem tragenden Bauteil auch nur annähernd erreicht.

Tabelle 5.5.3-2: Stand vom 30.06.2003 der Basisinspektionen im AÜP Bautechnik

Gebäude	Stand der Basisinspektion
Sicherheitsgebäude, inkl. Stahldruckschale (4 Steckbriefe, für KKB 1 und KKB 2 gemeinsam)	2001 abgeschlossen, von HSK beurteilt
Notstandgebäude, inkl. SIDRENT-Aufbauten (2 Steckbriefe, für KKB 1 und KKB 2 separat)	2003 vorgesehen
Notspeisewassergebäude (1 Steckbrief für KKB 1 und KKB 2 gemeinsam)	2005 vorgesehen
BOTA-Gebäude, Notstandbrunnen, Versorgungskanäle UV150 (151) (1 Steckbrief für KKB1 und KKB2 gemeinsam)	2003 vorgesehen
Nebengebäude A, B, C, D, E (5 Steckbriefe, für KKB 1 und KKB 2 gemeinsam)	2001 abgeschlossen, von HSK beurteilt
Werkhalle UC	2005 vorgesehen
Maschinenhaus (2 Steckbriefe, für KKB 1 und KKB 2 separat)	2003/2004 vorgesehen für KKB 2 bzw. KKB 1
Kühlwasserkanal mit Ein- und Auslauf (2 Steckbriefe, für KKB 1 und KKB 2 separat)	2003 vorgesehen
Rückstandslagergebäude R	2001 durchgeführt
Zwischenlagergebäude SAA	2004 vorgesehen
Primärgarderobe	2005 vorgesehen
Maschinenhaus HKB	2001 durchgeführt
Elektrogebäude HKB	2001 durchgeführt
Stauwehr HKB	2004 vorgesehen

5.6 Konzept und Ergebnisse des operationellen Strahlenschutzes

5.6.1 Organisation des Strahlenschutzes, Personalbestand

Durch eine geeignete Organisation soll erreicht werden, dass die Belange des Strahlenschutzes in einem KKW allen betroffenen Personen bekannt sind und an geeigneter Stelle allgemeingültige Strahlenschutz-Regeln für den Schutz der Mitarbeiter vor ionisierender Strahlung zur Verfügung stehen.

Angaben des Gesuchstellers

Die Organisation des Strahlenschutzes im KKB basiert auf dem Kraftwerksreglement, dem Strahlenschutzreglement, dem Reglement für die Betriebssanität und dem Strahlenschutzhandbuch. Die Kraftwerks- und Strahlenschutzreglemente regeln die Organisation, die Verantwortlichkeiten und die Vorgehensweise für sämtliche Mitarbeitenden des Kernkraftwerkes und sind verbindlich. Im Strahlenschutzhandbuch des KKB sind die aus den gesetzlichen und behördlichen Anforderungen abgeleiteten anlagenspezifischen Strahlenschutzvorschriften zusammengefasst. Das Handbuch ist für die betroffenen Mitarbeiter als Leitfaden und Nachschlagewerk in der täglichen Arbeit zu verwenden. Es wird zweimal jährlich geprüft und bei Bedarf angepasst.

Das Ressort Strahlenschutz im KKB besteht aus drei Equipen, dem operationeller Strahlenschutz, der Dosimetrie und den Allgemeinen Diensten. Deren Personalbestand wurde nach Abschluss der grossen Revisionsabstellungen während der 90er-Jahre von 22 Personen auf 17 Personen (Ende 2001) reduziert. Ende 2001 waren im Ressort Strahlenschutz neben dem Ressortleiter vier Strahlenschutzsachverständige, fünf Strahlenschutztechniker, vier Strahlenschutzfachkräfte und 3 Assistenten tätig. Sie sind alle gemäss der Richtlinie HSK-R-37 anerkannt. Während den Jahresrevisionen werden zwischen zehn und dreissig qualifizierte Strahlenschutzfachpersonen aus Fremdfirmen zur temporären Unterstützung beigezogen. Es wird bei der Rekrutierung dieses Personals Wert darauf gelegt, dass es vor dem Einsatz in der Anlage Ausbildungs- und Tätigkeitsnachweise vorweisen kann. Frühere Erfahrungen werden berücksichtigt.

Bei der Rekrutierung des Strahlenschutzpersonals, für die der Leiter der Fachabteilung im Rahmen der Ressourcenplanung zuständig ist, werden kurz-, mittel- und langfristige Bedürfnisse berücksichtigt. Dabei soll sichergestellt werden, dass die der Fachabteilung gemäss Kraftwerksreglement zugewiesenen Aufgaben erfüllt werden. Die notwendigen finanziellen Mittel werden mit der Personalplanung beantragt und durch die Geschäftsleitung NOK jährlich bewilligt. Die Stellenbesetzung erfolgt nach einer festgelegten Prioritätenordnung.

In seiner Bewertung gibt das KKB an, dass die erforderlichen betrieblichen Dokumente vorhanden und dass sowohl Organisation wie Verantwortlichkeiten klar geregelt sind. Weiter ist das KKB der Auffassung, dass das Ressort Strahlenschutz im Normalbetrieb und während den Revisionsabstellungen die an es gestellten Aufgaben erfülle. Im operativen Strahlenschutz wird von KKB eine Jobrotation praktiziert, die einerseits die Qualität der Routinearbeit erhöht und andererseits Arbeitsmonotonie vermeidet.

Ferner erklärt das KKB, dass das hauptsächlich für die Jahresrevisionen beigezogene externe Strahlenschutzfachpersonal gut qualifiziert und erfahren ist. KKB hat in der betrachteten Zehnjahresperiode damit gute Erfahrungen gemacht.

HSK-Beurteilung

Die HSK kommt zum Schluss, dass der KKB-Strahlenschutz gut organisiert ist. Weiter ist die HSK der Meinung, dass die etablierten administrativen Massnahmen dazu führen, stets einen genügend grossen, stufengerechten Personalbestand für den Strahlenschutz zu gewährleisten. Obwohl die Anzahl der Beschäftigten im Ressort Strahlenschutz von 22 Personen auf 17 Personen reduziert wurde, hat die HSK z.B. durch Inspektionen in der aktuellen Periode feststellen können, dass die gestellten Aufgaben effizient und korrekt gelöst wurden. Die regelmässige Einbeziehung von qualifiziertem Fremdpersonal ist eine anerkannte Lösung, um Engpässe, beispielsweise während Revisionen, zu überbrücken. Eine weitere Reduktion des Eigenpersonals mit Strahlenschutzaufgaben könnte aber bei plötzlich auftretenden Anforderungen zu Schwierigkeiten führen.

5.6.2 Überwachung der Strahlenexposition

Die offizielle Bestimmung der Dosen von beruflich strahlenexponierten Mitarbeitern erfolgt mit Dosimetriesystemen, die der kontinuierlichen Dosisüberwachung während des Aufenthalts in der kontrollierten Zone und der Erfassung arbeitsspezifischer Dosen dienen. Dazu werden für die Bestimmung der externen Exposition zwei unabhängige Dosimetriesysteme eingesetzt. Für die Überprüfung einer inneren Strahlenexposition stehen Inkorporationsmessgeräte zur Verfügung. Weitere Dosimetriesysteme (z.B. Fingerringdosimeter) können in Spezialfällen als Ergänzung der etablierten Dosimeter angebracht sein.

Angaben des Gesuchstellers

Die externe Strahlenexposition des in den kontrollierten Zonen tätigen Eigen- und Fremdpersonals wird mittels zwei voneinander unabhängigen Systemen erfasst. Ein System basiert auf dem Einsatz von persönlichen Thermolumineszenzdosimetern (TLD), die monatlich ausgewertet werden. Diese Dosimeter sind behördlich anerkannt. Das zweite System mit elektronischen Dosimetern (EPD) dient neben der raschen Dosiserfassung auch als akustisches und optisches Warngerät für das Personal bei Überschreitungen von persönlichen Dosislimiten, bei hohen Dosisleistungen (über 2 mSv/h) sowie bei zunehmender Intensität eines Strahlenfeldes. Bei Bedarf werden zusätzliche Extremitäten-dosimeter, z.B. Fingerringdosimeter, eingesetzt. Bei Bedarf werden zusätzlich Extremitätendosimeter, z.B. Fingerdosimeter, eingesetzt.

Im Berichtszeitraum sind dank des Zwei-Dosimeter-Konzepts trotz beschädigten (9 Stück) oder verlorenen (7 Stück) TLD keine Dosisinformationen verloren gegangen. Entweder konnten die akkumulierten Dosen mit weiteren Pellets in den beschädigten TLD ermittelt oder mit den EPD rekonstruiert werden.

Dem Personal stehen jederzeit mindestens 350 bis 400 EPD im Eingangsbereich der Primärgarderobe (PRIGA) zur Verfügung. Das EPD-System ist seit 1988 in Betrieb und hat sich sehr gut bewährt. Die akustische Information dieser EPD und die damit verbundene Sensibilisierung der Mitarbeiter trug zu einer deutlichen Reduktion der Strahlenexposition des Personals bei.

Als technische Verbesserungen wurden im Berichtszeitraum kompaktere und leichtere EPD mit geringerer Störanfälligkeit beim Einsatz in elektromagnetischen Feldern eingeführt. Die Reparaturanfälligkeit ist nicht hoch. Ausfälle eingeschalteter EPD mit Verlust der Dosisinformation sind zu keiner Zeit vorgekommen.

Ein unbemerktes Vertauschen von Dosimetern wird verhindert, indem der Name des Mitarbeitenden während mehrerer Sekunden auf dem Display beim Einlesen des EPD und dem persönlich zugeteil-

ten TLD erscheint. Das KKB erachtet andere Vorkehrungen als nicht erforderlich. Sie sind auch nicht vorgesehen. Einzelne und sehr selten vorkommende Verwechslungen der TLD wurden der HSK und der Dosimetriestelle gemeldet und manuell korrigiert.

Im KKB läuft zurzeit (2003) das Projekt REDOS mit dem Ziel zu überprüfen, ob das TLD-System durch das DIS-1-System (Direct Ion Storage Dosimeter) ersetzt werden soll.

Bei Arbeiten in einem Neutronenstrahlungsfeld werden seit Januar 2002 geeignete Dosimeter mit CR39-Detektoren benutzt. Bis anhin wurde die von Neutronen verursachte Dosis rechnerisch durch das bekannte Verhältnis der Gammadosisleistung DL_γ zur Neutronendosisleistung DL_n ermittelt.

Eine mögliche interne Strahlenexposition wird seit 1996 durch routinemässige Messungen mit einem Quickcounter (NaJ-Detektoren) untersucht. Früher wurde ein GeLi-Detektor (Thoraxmessungen) zu diesem Zweck verwendet. Der Quickcounter erfüllt die an einen Triagemessplatz gestellten Anforderungen. Während früher wegen der relativ zeitaufwändigen Messungen mit dem GeLi-Detektor nur etwa ein Drittel aller dosimetrierten Personen untersucht werden konnten, können heute alle in der kontrollierten Zone tätigen Personen auf allfällige Inkorporationen regelmässig überwacht werden. Damit wird die Anforderung gemäss StSV Artikel 42 erfüllt. Das Aufgebot zur Inkorporationsmessung erfolgt automatisch beim Einlesen des TLD. Während des Berichtszeitraums wurde im KKB keine Inkorporation festgestellt.

Das KKB kommt zum Schluss, dass die Forderungen in der Dosimetrieverordnung und in den HSK-Richtlinien durch die Arbeit der Dosimetriestelle des KKB erfüllt werden. Vorschriften und Weisungen sowie die notwendige technische Infrastruktur, um die Überwachung der externen und internen Strahlenexposition zu gewährleisten, sind vorhanden. Die Betriebserfahrung mit den beiden Personendosimetriesystemen (TLD, EPD) war und ist gut.

HSK-Beurteilung

Die HSK kommt zum Schluss, dass die in KKB während der aktuellen Beurteilungsperiode durchgeführten Massnahmen für die Dosimetrierung des Personals dem aktuellen Stand der Technik entsprachen und dazu führten, dass die Individual- wie auch die Kollektivdosen tief ausgefallen sind. Es wurde Wert darauf gelegt, dass die notwendige Infrastruktur (Dosimeter, Lesegerät etc.) angeschafft und in Betrieb gehalten wurde.

Die von der HSK anerkannte Dosimetriestelle KKB hat die Dosismeldungen gemäss HSK-R-12 immer pünktlich und mit zunehmender Qualität geliefert.

5.6.3 Kollektiv- und Individualdosen

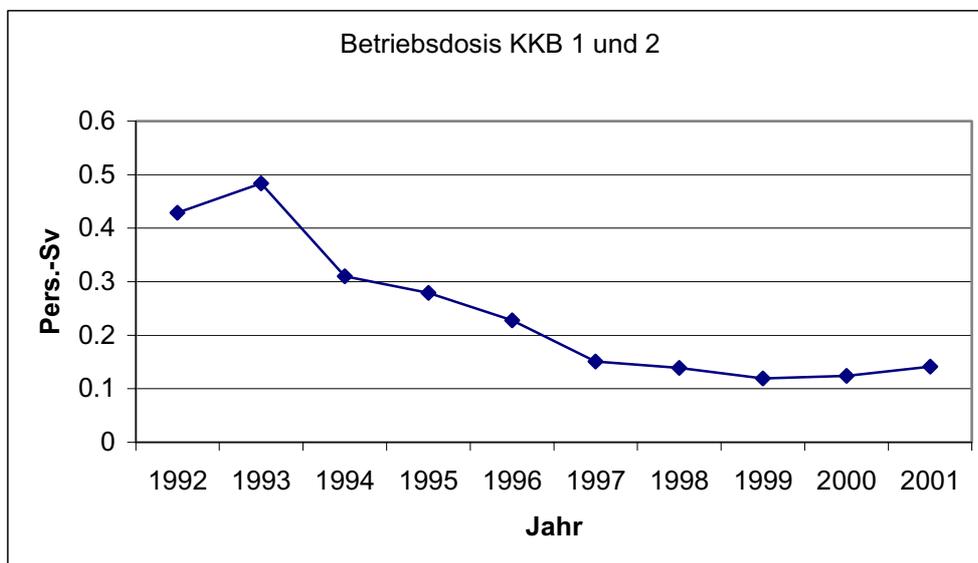
Ein guter Strahlenschutz spiegelt sich in der Strahlenexposition resp. in der Dosis des Personals wieder. Dosen bei üblichen Arbeitsaufkommen sind tief oder zeigen einen Trend zu tieferen Werten. Die StSV legt die maximal zulässigen Individualdosen fest, während die während des Berichtszeitraums gültige Version der Richtlinie HSK-R-11 (Version Mai 1980) Richtwerte für die Jahreskollektivdosis vorgab.

Angaben des Gesuchstellers

Anfang der 90er Jahre betragen die jährlichen Kollektivdosen für die Blöcke 1 und 2 zusammen rund 3.5 Pers.-Sv. Nach dem Abschluss grösserer Arbeiten und insbesondere mit der Einführung von umfangreichen Abschirmmassnahmen im Jahr 1992 wurde eine deutliche Reduktion der Kollektivdosen erreicht. Von 1994 bis 2001 betrug die mittlere Jahreskollektivdosis rund 0.6 Sv/Block und

Jahr. Nicht nur die Revisionsdosen, sondern auch die Betriebsdosen konnten reduziert werden. Sie nahmen in der gleichen Zeitperiode von etwa 250 mSv/Block und Jahr, auf etwa 60 mSv/Block und Jahr ab (vgl. Bild 6.6.3-1).

Abb. 5.6.3-1: Betriebsdosis KKB 1 und 2



Die mittlere Individualdosis beträgt seit 1994 etwa 1 mSv. Im Vergleich mit dem Zeitraum vor 1994 ist dies eine Reduktion auf weniger als die Hälfte. Etwa 70% des beruflich strahlenexponierten Eigen- und Fremdpersonals akkumulieren heute weniger als 1 mSv pro Jahr. Seit der Einführung der neuen StSV 1994 sind die jährlichen Individualdosen unter der neuen Jahreslimite von 20 mSv geblieben. Das KKB erachtet den Einsatz der EPD als ein nützliches Mittel für das Dosismanagement.

Das KKB kommt in seiner Bewertung zum Schluss, dass die Entwicklung der Individual- und Kollektivdosen seit der Einführung der neuen Strahlenschutzverordnung einen sehr positiven Verlauf genommen hat. Dies ist auf eine Reihe wirkungsvoller Optimierungsmassnahmen (ALARA) rückzuführen.

HSK-Beurteilung

Die positive Entwicklung der Individual- und Kollektivdosen hin zu niedrigeren Werten in Beznau zeigt, dass die konsequente Anwendung des Optimierungsgebots, d.h. die Durchführung von ALARA-Massnahmen ein wichtiges Arbeitsinstrument für den Strahlenschutz ist. Weitere Gründe für tiefere Dosen sind aber auch kürzere Revisionen, die sowohl die Individual- wie auch Kollektivdosen günstig beeinflussen.

5.6.4 Strahlenschutz Ausbildung des Personals

Eine gute Ausbildung des Personals im Strahlenschutz stellt sicher, dass die Prinzipien des Strahlenschutzes auf allen Stufen verstanden und aus Einsicht befolgt werden. Ferner ist sie eine wesentliche Grundlage für einen zuverlässigen Schutz des Personals in Strahlenfeldern.

Angaben des Gesuchstellers

Seit Anfang der neunziger Jahre liegt im KKB ein Ausbildungskonzept vor, das für alle Mitarbeitenden des KKB, der NOK und der Axpo sowie für alle in der kontrollierten Zone tätigen Personen des Fremdpersonals gültig ist. Das Konzept stellt sicher, dass die oben erwähnten Personen regelmässig im Strahlenschutz ausgebildet werden. Der Strahlenschutz ist im Arbeitsteam "Aus- und Weiterbildung" vertreten, das für die Ermittlung des Ausbildungsbedarfes im KKB verantwortlich ist. Ziel dieser Ausbildung ist die Vermittlung des Grundwissens und der Kenntnisse im praktischen Strahlenschutz. Für die Ausbildung des in der kontrollierten Zone tätigen Fremdpersonals wird eine viersprachige Kurzeinführung in Form einer Videoschau verwendet. Dem Fremdpersonal wird ausserdem eine Informationsbroschüre zum Thema Strahlenschutz abgegeben.

Für das Strahlenschutzfachpersonal ist die Ausbildung in zwei Blöcke eingeteilt, "Basisausbildung" und "Repetitions- und Ergänzungskurse". Die Ergänzungskurse werden in Intervallen von 2 Jahren durchgeführt. Andere Fortbildungsmassnahmen sind z.B. Teilnahme an Fachtagungen, Erfahrungsaustausch mit anderen schweizerischen Kernkraftwerken und Dosimetriestellen sowie Studium und Auswertung strahlenschutztechnisch relevanter Vorkommnisse in der Welt.

Als Bewertung der Strahlenschutzausbildung des Personals stellt KKB fest, dass sich das Ausbildungskonzept bewährt hat. Das Eigen- und Fremdpersonal wird tätigkeitsbezogen und stufengerecht ausgebildet, so dass mit der Strahlenschutzthematik im KKB verantwortungsbewusst umgegangen wird. Bezüglich des Niveaus der Ausbildung und der Anlagenkenntnisse des Strahlenschutzfachpersonals kommt das KKB zum Schluss, dass es damit seine Aufgaben kompetent wahrnehmen kann und die erforderliche Sachkunde durch geeignete Wiederholungskurse und Weiterbildungsmassnahmen erhält.

HSK-Beurteilung

Die der HSK eingereichten Unterlagen zeigen, dass die Aus- und Fortbildung des Eigen- und Fremdpersonals zum Thema Strahlenschutz gut geregelt ist. Das Ausbildungsangebot deckt praktische und theoretische Ausbildungsbedürfnisse in Strahlenschutz für die verschiedenen Hierarchiestufen ab. Das Wissen ist bei den Mitarbeitern und bei den Spezialisten abrufbar vorhanden, wie die HSK bei ihren Inspektionen feststellen konnte. Die Ausbildung des gesamten Personals ist im Sinne der Optimierung wichtig und erfolgreich.

5.6.5 Strahlenschutzplanung und Optimierungsmassnahmen zur Reduktion der Dosis

Wesentliche Beiträge zur Reduktion der Strahlenexposition des Personals können dadurch erreicht werden, dass Arbeiten in Strahlenfeldern geplant werden, Schutzmassnahmen in ihrer Wirksamkeit bewertet werden und beides geeignet miteinander kombiniert wird. Dieser Prozess der Strahlenschutzplanung und Optimierung ist wesentlich für einen erfolgreichen Strahlenschutz.

Massnahmen zur Reduktion der Dosis können entweder technischer (Abschirmungen, Absperrungen, Dekontamination etc.) oder administrativer (Arbeitsplanungen, Zutrittsbeschränkungen, Dosislimiten etc.) Art sein.

Angaben des Gesuchstellers

Im Kraftwerksreglement ist definiert, dass radioaktive Abgaben sowie Individual- und Kollektivdosen so niedrig wie vernünftig erreichbar gehalten werden müssen. Im Jahr 1992 wurden deshalb massive Abschirmmassnahmen eingeleitet um die Dosen zu reduzieren. Weiter wurden kobalthaltige Werk-

stoffe ausgetauscht, die Wasserchemie verbessert, technisch-organisatorische Massnahmen eingeleitet, ein ALARA-Team gebildet sowie Ausbildung und Training intensiviert. Als Beispiele für organisatorische Massnahmen erwähnt das KKB die Optimierung der Abläufe, Anpassung der Vorschriften und Ausbildung des Personals für die routinemässigen Sicherheitsgebäuderundgänge (Reduktion von 100 mSv pro Jahr auf 30 mSv pro Jahr). Dank dieser Massnahmen konnten laut KKB in den letzten 10 Jahren etwa 10 Pers.-Sv eingespart werden.

Mit der Gründung des ALARA-Teams im Jahr 1998 sollten noch gezielter Verbesserungen erreicht werden. Im Team sitzen Vertreter der Abteilungen Betrieb, Maschinentechnik, Elektrotechnik und Überwachung. Es soll auftragsgemäss die geplanten Arbeiten unter Strahlenschutzaspekten kritisch zu hinterfragen.

Das KKB kommt zum Schluss, dass die gute Dosisbilanz auf die durchgeführten ALARA-Massnahmen zurückzuführen ist. Besonders wichtig war die Einführung des Abschirmkonzepts.

HSK-Beurteilung

In der StSV Art. 6 wird verlangt, dass der Strahlenschutz optimiert werden muss. Die HSK kommt zum Schluss, dass die eingereichten Unterlagen sowie die beschriebenen Massnahmen zeigen, dass Planung und Optimierung für den Strahlenschutz, beispielsweise der Einsatz von zusätzlichen Abschirmungen oder die Ausbildung des gesamten Personals, in Beznau eine grosse Bedeutung haben. Damit werden aus Sicht der HSK die Forderungen gemäss Artikel 6 der StSV erfüllt. Das Optimierungspotential für Routinearbeiten (Brennstoffwechsel, Revisionsabstellungen, Brennelementtransporte etc.) ist praktisch ausgeschöpft. Die HSK begrüsst deshalb die Bemühungen des ALARA-Teams, trotzdem weiterhin nach Optimierungsmöglichkeiten zu suchen.

Im HSK-Gutachten von 1994 wird unter der Pendenz P34 (Kap. 2.1.2) die Systemdekontamination angesprochen. Solche Dekontaminationen wurden im KKB noch nicht vorgenommen. Die von KKB im Vorfeld der Revisionen durchgeführten Optimierungsstudien zeigten, dass es für KKB günstiger sei stark strahlende Komponenten auszutauschen oder abzuschirmen. Als wichtigstes Mittel zur Reduktion der Personenkollektivdosis hat sich der Austausch der Dampferzeuger im Block 1 von 1993 und im Block 2 von 1999 bewährt. Die HSK schloss daher die Pendenz P 34 im August 1998.

Die HSK stimmt ferner in ihrer Bewertung bezüglich der technischen und administrativen Massnahmen mit der des KKB überein. Mit dem rechnergestützten Jobdosimetriesystem wurde ein praktisches, belastbares und transparentes Werkzeug zur Optimierung der dosisrelevanten Arbeitsabläufe geschaffen.

5.6.6 Dosisleistung und Aktivitätskonzentration in der Anlage

Die Aktivitätskonzentrationen in den Systemen bestimmen die radiologische Situation in der Kernanlage, zum einen durch die von diesen Aktivitäten herrührenden Gammastrahlen, zum anderen wegen der Kontaminationssituation beim Öffnen der Systeme. Tiefe Aktivitätskonzentrationen bei geringem Spaltproduktanteil führen in fast allen Bereichen einer Anlage zu einem tiefen Strahlenpegel und damit zu niedrigen Dosen beim Personal.

Angaben des Gesuchstellers

In den oft begangenen Räumen der Sicherheitsgebäude der Blöcke 1 und 2 sind die Ortsdosisleistungen während der letzten zehn Jahre grundsätzlich konstant geblieben. Abweichend davon wurde im Block 2 während der Revision 2001 festgestellt, dass beim Abfahren der Anlage Co-58 aus

dem Reaktorkern mobilisiert wurde. Beim Abkühlen der Kreisläufe hat es sich im Reaktorkühl- und Restwärmesystem wieder abgelagert, was zu erhöhten Dosisleistungen in der Anlage führte (siehe Kapitel 6.14).

Bezüglich der Dosisleistungen an den Hauptkühlmittelleitungen und am Mantel der Dampferzeuger war in beiden Blöcken bis zu den Dampferzeugeraustauschen (Block 1 im Jahr 1993 und Block 2 im Jahr 1999) ein Trend zu niedrigeren Dosisleistungen festzustellen. Mit der Inbetriebnahme der neuen Dampferzeuger ist nach einer anfänglichen Reduktion der Dosisleistung erwartungsgemäss ein neuer Dosisleistungsaufbau feststellbar. Der Verlauf der Ortsdosisleistungen führte in der Regel nicht zu höheren als den zuletzt mit den alten Dampferzeugern erreichten Werten. Im Block 1 (Austausch 1993) ist das Gleichgewicht vermutlich bereits erreicht worden, im Block 2 (Austausch 1999) ist die Aufbauphase noch nicht abgeschlossen. Das KKB erwartet jedoch, dass die Co-58 Aktivität in beiden Blöcken zurückgeht und damit auch die Dosisleistungen abnehmen werden. Anzeichen dafür wurden im Block 1 bereits während der Revision 2002 festgestellt.

In den Hilfsanlagegebäuden der Blöcke 1 und 2 sind die Dosisleistungen während der Bewertungsperiode grundsätzlich konstant geblieben. Generell liegen die Dosisleistungen im Block 1 höher als diejenigen in Block 2. Das KKB erwähnt frühere Brennstoffschäden während des ersten Betriebszyklus als eine wesentliche Ursache dafür.

Für die Überwachung der Ortsdosisleistungen in den Räumen und an den Komponenten werden pro Arbeitstag zwischen 70 und 180 Messungen ausgeführt, die Messresultate werden protokolliert und ausgewertet. Diese Messungen werden systematisch und mit Hilfe von Checklisten durchgeführt. Bei Überschreitungen der festgelegten Interventions- und Messpegel werden Massnahmen ergriffen. Als Beispiele erwähnt KKB die Absperrung oder Beschilderung von Orten und Komponenten, die Strahlenpegel oberhalb festgelegter Schwellen aufweisen. Solche Beschilderungen werden situativ, zumindest aber wöchentlich aktualisiert.

Kontaminationsverschleppungen in der kontrollierten Zone sind dank einer Reihe vorbeugender Massnahmen sowie des disziplinierten Verhaltens des Personals keine aufgetreten. Die Anlage war während der letzten zehn Jahre radiologisch in einem sehr sauberen Zustand. In beiden Blöcken werden pro Arbeitstag zwischen 70 und 120 Screeningtests (schnelle Handmessungen) durchgeführt. Die Ergebnisse werden registriert.

Mit der Einführung eines speziellen Messprogramms im Jahre 1998 für die Analyse diverser Wisch-, Wasser-, Crud- und Schlammproben auf α -, β - und γ -Strahler, sollte der Einfluss von α -Strahlern in einer werkstypischen Kontamination beurteilt werden. Die Resultate dieser Analyse zeigen, dass die α -Aktivität für den operationellen Strahlenschutz im KKB eine untergeordnete Bedeutung hat.

Das KKB kommt zum Schluss, dass sich dank einer Reihe von Massnahmen ein Trend zu niedrigen Dosisleistungen an den Komponenten der Hauptkühlkreisläufe bis zum jeweiligen Zeitpunkt des Dampferzeugeraustausches fortgesetzt hat. Nach dem Austausch liegt der Dosisaufbau an den ausgetauschten Komponenten grundsätzlich innerhalb der Erwartungen, jedoch auf einem deutlich niedrigeren Niveau als vor dem Austausch. Der hohe Quotient aus β - zu α -Aktivität in den Proben beider Blöcke weist ebenfalls darauf hin, dass α -Strahler für den operationellen Strahlenschutz wenig Bedeutung haben.

HSK-Beurteilung

Abgesehen von einigen begründeten Ausnahmen bestand in der Anlage während des Berichtszeitraums ein klarer Trend zu tieferen oder gleich bleibenden Dosisleistungen. KKB reichte Ende 1994 einen Untersuchungsbericht über die "Einflüsse neuer Werkstoffe und längerer Betriebszyklen auf den Aktivitätsaufbau" ein. Weitere Arbeiten wurden, koordiniert mit internationalen Untersuchungsprogrammen, durchgeführt. Der Austausch der Dampferzeuger war eine der Massnahmen, da der neu verwendete Rohrwerkstoff Inconel 690 einen etwa sechsfach geringeren Kobaltgehalt aufweist. Die HSK bestätigte, dass im KKB mit Hilfe eines modernen Strahlenschutzes eine ständige Reduktion der jährlich akkumulierten Personendosen erreicht wurde, und schloss im August 1998 die Pen-denz P39 aus dem HSK-Gutachten von 1994 (Kap. 2.1.2).

Die Vorgehensweise des Strahlenschutzes des KKB, um das radiologische Milieu für das Personal in der kontrollierten Zone zu optimieren, ist nach Ansicht der HSK ein Ausdruck für überlegtes und durchdachtes Handeln.

Die Ermittlung des β/α -Verhältnisses sollte weiter geführt werden, da man in der Regel nie ausschliessen kann, dass unerwartet α -Strahler auftreten können.

Auf den plötzlichen Anstieg von Co-58 und den damit verbundenen Dosisleistungsanstieg im Jahr 2001 hat KKB fachgemäss reagiert und es wurden die korrekten wasserchemischen Gegenmassnahmen eingeleitet. Dieser Anstieg führte zu einer einmaligen Erhöhung der Kollektivdosis.

Allerdings sollte das KKB überprüfen, ob nicht ein Teil der manuellen Ortsdosisleistungsmessungen durch die Installation oder Nachrüstung von ortsfesten Sonden mit permanenter zentraler Registrierung, Anzeigen vor Ort oder an Zugangspunkten sowie in dauernd besetzten Räumen (z.B. Kommandoraum) ersetzt werden müssen (siehe dazu Kapitel 5.6.9).

5.6.7 Zoneneinteilung, Garderoben, Schutz- und Hilfsmittel

Die Einteilung der kontrollierten Zonen in Typen mit unterschiedlichem Kontaminationspotential dient dazu, Kontaminationsverschleppungen mit gestaffelten Barrieren zu vermeiden. Durch Schutz- und Hilfsmaterial, das in der Zone bereitsteht, wird das Personal vor Kontamination und Inkorporation durch radioaktive Stoffe geschützt. Die Garderobe beim Zonenzugang stellt dem Personal sanitäre Einrichtungen und Kleiderschränke zur Verfügung. Die Personenkontaminationsmonitore stellen sicher, dass alle Personen die kontrollierten Zonen ohne radioaktive Kontaminationen verlassen. Schliesslich sind in der Garderobe Einrichtungen für die Dekontamination von Personen vorhanden.

Angaben des Gesuchstellers

Innerhalb des überwachten Bereichs, der das gesamte umzäunte Kraftwerksareal umfasst, befindet sich die kontrollierte Zone. Sie ist in Zonentypen "0" bis "IV" gemäss Anforderungen der HSK-R-07 eingeteilt. Prinzipiell wird der Zonentyp I angestrebt. Die Eingänge zur kontrollierten Zone sind mit Warn- und Hinweistafeln beschriftet. Für Transporte in und aus der kontrollierten Zone werden mehrere Material- und Montagetore in den Nebengebäuden verwendet. Die Bedingungen für das Öffnen dieser Türen und Tore sind in einer Weisung geregelt.

KKB erklärt, dass keine Zonenpläne gemäss HSK-R-07 existierten, weil KKB im Allgemeinen nur zwei Zonen, Zonentyp "IIS" und "I", festgelegt hat. Das Sicherheitsgebäude hat die Einteilung "IIS", alle übrigen Räumlichkeiten in der kontrollierten Zone haben die Einteilung "I". Eine graphische Darstellung der Zonen erachtet das KKB deshalb als nicht notwendig.

Die Gebietseinteilung der kontrollierten Zone geht aus den Dosisatlanten des KKB hervor. Die Gebiete sind je nach Strahlenpegel farblich unterlegt und entsprechen der Einteilung in der HSK-R-07. Das Personal wird über die herrschenden Dosisleistungsverhältnisse in der kontrollierten Zone mittels farblich abgestuften Dosisleistungsmappings informiert. Diese Tafeln mit Grundrissen von Anlageteilen sind an den Zugängen zu den beiden Nebengebäuden und zu den beiden Sicherheitsgebäuden angebracht.

Wegen unzureichender Kapazität sowie mangelnder Übereinstimmung mit dem Garderobekonzept in der HSK-R-07 wurden 1997 die alten Herren- und Damengarderoben durch eine neue "Primärgarderobe" (PRIGA) mit insgesamt 920 Plätzen ersetzt. Die umgebaute Damengarderobe im Block 1 wurde zusammen mit der Laborantengarderobe (für Damen und Herren je neun Plätze) anfangs 1999 in Betrieb genommen. Alle Garderoben sind mit dem gleichen Typ von Vor- und Endmonitoren zwecks Kontaminationskontrolle des Personals ausgerüstet.

Das KKB kommt zum Schluss, dass durch die konsequente Anwendung einer der Richtlinie HSK-R-07 entsprechenden Zonenkonzepts die Ausbreitung von Radioaktivität erfolgreich verhindert wurde. Die Primärgarderoben sind nach dem Stand der Technik ausgerüstet, verfügen über genügend Garderobenplätze und entsprechen dem Garderobekonzept gemäss HSK-R-07.

HSK-Beurteilung

Die HSK ist grundsätzlich mit der Bewertung des KKB einverstanden. Die Anlage ist radiologisch sehr sauber. Das Zonenkonzept und die Anwendung von Schutzmitteln ist in der Strahlenschutzvorschrift SU-U-002 klar, übersichtlich und eindeutig festgelegt. Die graphische Darstellung der Gebiete und Zonen ist vorbildlich.

Dank des Baues der PRIGA wurde die Situation für das Personal beim Umkleiden deutlich verbessert. Damit wurde auch die Überwachung von eventuellen Kontaminationsverschleppungen beim Verlassen der kontrollierten Zone erleichtert. Die PRIGA entspricht zum grössten Teil dem Konzept gemäss HSK-R-07, obwohl die Nottoilette auf der "heissen Seite" lokalisiert ist und die Zonenschuhe auf der "kalten Seite" aufbewahrt werden. Die HSK hat diese Abweichungen bei der Inbetriebnahme der PRIGA akzeptiert.

5.6.8 Instrumentierung für den operationellen Strahlenschutz

Der operationelle Strahlenschutz benutzt sowohl fest installierte als auch mobile Messgeräte. Zu den fest installierten Messgeräten gehören die Systeme zur Überwachung der Ortsdosisleistung und der Raumluft sowie die Wäschemonitore, Personenmonitore und Freimessschränke. Die mobile Instrumentierung wird für Messungen der Dosisleistungen, Luft- und Oberflächenkontaminationen in Räumen und an Arbeitsplätzen eingesetzt. Es sollen möglichst alle radiologischen Situationen von den Messgeräten erfasst werden.

Angaben des Gesuchstellers

Das Aktivitätsüberwachungssystem DRMS (Digital Radiation Monitoring System) dient mit seinen 65 fest installierten, kontinuierlich messenden Monitoren der ständigen Überwachung der Radioaktivität in der Fortluft, im Abwasser, in den dampf- und kühlwasserführenden Kreisläufen und im Containment sowie der Raumstrahlung in den beiden Blöcken.

Die Überwachung der Aktivität in der Fortluft und dem Abwasser erfolgt einerseits bei deren Austritt in die Umgebung und/oder vor Ort, wo eine potentielle Freisetzung radioaktiver Stoffe erfolgen kann. Zusätzlich können Luft- und Wasserproben genommen und im Chemielabor ausgewertet werden.

Die Ortsdosisleistungsüberwachung erfolgt zum Teil mit fest installierten Geräten, die eine Anzeige vor Ort sowie im Kommandoraum haben.

Für die arbeitstägliche Überwachung der Ortsdosisleistungen und der Luftkontaminationen in der Anlage werden tragbare Messgeräte im Rahmen eines Routinemessprogramms eingesetzt. Dabei werden werktags ca. 70 bis 180 Messungen der Ortsdosisleistungen und mindestens 24 Kontrollen der Luftkontamination durchgeführt und protokolliert. Die auszuführenden Messungen sind in Arbeitsvorschriften geregelt. Alle Kontroll- und Messergebnisse werden dokumentiert. Die Einhaltung der Grenzwerte für die Aktivitätskonzentration in der Atemluft der kontrollierten Zone wird anhand der Kaminfortluftüberwachung nachgewiesen.

Das Personal wird beim Verlassen der kontrollierten Zone mittels fest installierter Personenmonitore kontrolliert. In der PRIGA stehen je drei und in der Chemiegarderobe je zwei Ganzkörperkontaminationsmonitore als Vor- bzw. als Endmonitore zur Verfügung.

In seiner Bewertung stellt das KKB fest, dass die Anzahl der Messgeräte ausreichend ist und die Geräte dem Stand der Technik entsprechen. Die eingesetzten Messgeräte erfüllen die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-47. Weiter weist das KKB darauf hin, dass Nachbesserungen zur Eliminierung von Betriebserschwernissen am Aktivitätsüberwachungssystem (DRMS) durchgeführt wurden. Das System arbeitet seitdem wieder sehr zuverlässig und kann auch in Zukunft seine Aufgaben erfüllen. Weitere Optimierungsmöglichkeiten werden von einem Projektteam untersucht.

Die verwendeten Dosisleistungs- und Kontaminationsmessgerätetypen sind seit vielen Jahren zur Zufriedenheit des KKB im Einsatz.

HSK-Beurteilung

Die Standorte der DRMS-Monitore haben sich bewährt und gewährleisten die Überwachung der vitalen Orte in der Anlage. Die Alarmschwellen sind sinnvoll eingestellt.

Die HSK hat die Instrumentierung zur radiologischen Überwachung der Räume im KKB auf Grund einschlägiger HSK-Richtlinien, ausländischer Anforderungen (z.B. KTA 1501 und KTA 1502.1) sowie dem Stand der Technik verglichen und beurteilt. Sie kommt dabei zum Schluss, dass das KKB sein bestehendes Konzept zur radiologischen Überwachung der Anlage auf dieser Basis im Hinblick auf Verbesserungsmöglichkeiten überprüfen und hinterfragen sollte. Des Weiteren ist die HSK der Meinung, dass missverständlich interpretierbare Messwerte, wie sie beispielsweise bei der Aerosolaktivitätskonzentrationsüberwachung des Primärcontainments auftreten, nicht angezeigt werden dürfen. Wo dies die Situation erfordert (z.B. vor der Primär- und Sekundärcontainmentschleuse) müssen zusätzliche Anzeigen und Alarmierungen direkt vor dem Zugang in den betreffenden Raum realisiert sein.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 7/5.6.8-1: Das KKB muss der HSK bis Ende 2005 ein umfassendes Konzept zur Überwachung der radiologischen Situation in der kontrollierten Zone vorlegen. Ausgehend von den Anforderungen der HSK-Richtlinie R-07 bezüglich des operationellen Strahlenschutzes sind Schutzziele zu definieren, deren Einhaltung durch Messeinrichtungen zu überwachen ist. In angemessener Weise zu betrachten sind die Dosisleistung und Kontamination in Räumen sowie Edelgas-, Jod- und Aerosolaktivitätskonzentrationen in der Raumluft einschliesslich ihrer Anzeige, Registrierung und Alarmierung vor Ort und an einer ständig besetzten Stelle wie z.B. dem Kommandoraum. Ver-

besserungen sind zu identifizieren und deren Umsetzung nach der Freigabe des Konzepts durch die HSK in die Wege zu leiten.

Für die mobile Überwachung stehen genügend Messgeräte zur Verfügung; die HSK hat während früherer Inspektionen bei Betrieb und Revisionen keine Mängel feststellen können. Die in den Unterlagen aufgeführten Typen von Messgeräten entsprechen dem heutigen Stand der Technik. Unüblich ist, dass von KKB keine Angaben über die Auswahl und Typen der vorhandenen Messgeräte vorgelegt wurden (vgl. Kapitel 6.15).

5.6.9 Lüftungsanlagen, radiologische Aspekte

Sicherheitstechnische Aufgaben

Aus radiologischer Sicht müssen die Lüftungsanlagen sicherstellen, dass sich aerosolgebundene Radioaktivität nicht unkontrolliert ausbreitet. Im Weiteren müssen sie vermeiden, dass aerosolgebundene oder flüchtige radioaktive Stoffe aus der kontrollierten Zone entweichen und unkontrolliert an die Umgebung abgegeben werden. Ersteres wird durch eine Luftführung hin zu höheren potenziellen Kontaminationen erreicht, letzteres durch die Verwendung geeigneter Abluftfilter.

Angaben des Gesuchstellers

Die Raumluft in der kontrollierten Zone wird im KKB mit sieben Aerosolmonitoren permanent auf Luftkontamination überwacht, wobei die Messwerte aufgezeichnet werden. Überwacht werden die viel begangenen Korridore der Nebengebäude Block 1 und 2, die Hochdruckkabine, die AURA-Sortierkabine und das Rückstandslager (Block 1). Bei einer Überschreitung der Alarmschwellen werden örtliche akustische und optische Alarmlampen ausgelöst. Bei Bedarf können weitere drei mobile Monitore desselben Typs eingesetzt werden.

Ergänzend zu den oben erwähnten Aerosolmonitoren werden pro Tag in den wichtigsten Anlageräumen der Nebengebäude mindestens 24 Luftproben gezogen und ausgewertet. Die Ergebnisse werden protokolliert. Bei festgestellten Luftkontaminationen oberhalb geltender Grenzwerte ist das Vorgehen geregelt.

Die Dosisleistungsmessungen aller relevanten Abluftfilteranlagen die wöchentlich durchgeführt werden, sind Teil eines Überwachungsprogrammes, im gleichen Turnus werden die Widerstandswerte der Vor- und Schwebstofffilter erfasst und statistisch ausgewertet. Aus radiologischen Gründen war ein Filterwechsel bei den Lüftungsanlagen der kontrollierten Zone nie erforderlich. Die zulässige Dosisleistung an der Filteroberfläche von 0.1 mSv/h wurde nie erreicht, die gemessenen Oberflächendosisleistungen lagen vielmehr im Bereich von einigen Mikrosievert pro Stunde.

Für Schwebstofffilter ist eine Filterwechsel-Häufigkeit von ein bis drei Jahren und für Vorfilter von einer Woche bis zu zwei Jahren normal. Die Standzeiten sind vom Anlagen- und Betriebszustand abhängig und werden über Widerstandsmessungen an den Filtern ermittelt. Die messtechnischen Aspekte der Lüftungsanlagen werden in Kapitel 6.9.4 behandelt.

HSK-Beurteilung

Mit dem gegenwärtigen Verfahren muss beim Betreten des Sicherheitsgebäudes während des Normalbetriebs zuerst eine manuelle Messung der eventuellen Luftkontamination durch Aerosole und Jod durchgeführt werden. Wegen der Länge der fest installierten Messleitungen in diesem Gebäude ergeben die installierten Aerosol- und Jodaktivitätskonzentrationsmessungen keine korrekten Anzei-

gen, was bereits 1994 von KKB erkannt worden war²¹. Edelgase können dagegen mit einem vorhandenen fest installierten System zuverlässig erfasst werden. Die HSK kommt zum Schluss, dass für den operationellen Strahlenschutz eine ständige Signalisierung des radiologischen Zustandes in Hinsicht auf die Luftkontamination für Aerosole, Jod und Edelgase in der Sicherheitsgebäude-Atmosphäre notwendig ist. Die Annahme, dass bei fehlender Edelgasaktivität wahrscheinlich auch keine Jod- und Aerosoleaktivität auftritt, ist im Containment eines Druckwasserreaktors zulässig. Die Signalisierung des radiologischen Zustands (Dosisleistung und Aktivitätskonzentration sowie deren Alarmgrenzwertüberschreitung) muss im Containment und an den Zugangspunkten zum Containment erfolgen. Zudem muss diese Signalisierung an einen laufend besetzten Ort ausserhalb des Sicherheitsgebäudes (beispielsweise in den Kommandoraum) weitergeleitet und dort automatisch aufgezeichnet (registriert) werden. Anzeigen von Aktivitätskonzentrationen, die nicht mit der tatsächlichen radiologischen Situation in kontrollierten Zonen übereinstimmen, müssen entfernt werden. Bei einer Überschreitung der voreingestellten Alarmgrenzwerte müssen an geeigneten Orten akustische und optische Alarme erfolgen. Die dafür notwendigen Grundvoraussetzungen sind in Kapitel 5.6.8 zusammengefasst.

Bezüglich der radiologischen Überwachung der Raumluft in den Nebengebäuden kommt die HSK zum Schluss, dass die Messungen zwar rund um die Uhr laufen, die Überwachung eventueller Überschreitungen der Alarmgrenzwerte aber nur arbeitstäglich erfolgt. Weiter erfolgen die akustischen und optischen Alarme nur örtlich. Die HSK ist der Meinung, dass beim heutigen Stand der Technik eine Weiterleitung der Messsignale von den wichtigsten Räumlichkeiten an einen zentralen und ständig besetzten Ort (z.B. den Kommandoraum) erfolgen muss (siehe Kapitel 5.6.8). Die Alarmierung muss an geeigneten Orten erfolgen.

Das Erkennen von Brennelementschäden, die während der Brennelementhandhabung auftreten, ist für die zeitgerechte Einleitung von Massnahmen (Evakuierung) zum Schutz des Personals grundlegend. Daher ist eine geeignete Überwachung der Raumluftaktivität über dem geöffneten Reaktor und dem Brennelementlagerbecken notwendig. Dosisbestimmend ist in diesem Fall die Inhalation der in die Raumluft freigesetzten Iodaktivität. Bei einem Schaden, der während der Handhabung eines frisch aus dem Reaktor entladenen Brennelements auftritt, ist die Iodfreisetzung in der Regel von einer gleichzeitigen Freisetzung von Edelgasen in die Raumluft begleitet. Die Aerosolfreisetzung kann dabei gegenüber den Edelgasen und dem Iod sowohl mengen- wie dosismässig als nicht relevant betrachtet werden.

Im KKB wird die durch freigesetzte Edelgase verursachte Gamma-Dosisleistung im Primärcontainment sowie im Lager für bestrahlte Brennelemente (Monitor RE-44 und Monitor an der BE-Ladebühne) überwacht und alarmiert. Mit den aktuell eingestellten Alarmwerten wird beim Defekteintritt eines Brennstabes drei Tage nach Reaktorabschaltung eine Iodkonzentration in der Raumluft von ca. 2000 CA mit dem Monitor an der Ladebrücke indirekt erkannt. Die Notfallvorschriften des KKB sehen beim Auftreten des Dosisleistungsalarms eine Räumung des Lagers für bestrahlte Brennelemente resp. des Primärcontainments innerhalb einer Minute vor. Dies entspricht einer durch die Inhalation von I-131 während dieser Zeit akkumulierten effektiven Personendosis von etwa 1 mSv pro Person.

Nach Meinung der HSK sind auch Fälle mit langandauernden Aktivitätsfreisetzungen (Leck vor Bruch) zu betrachten, bei denen die Dosisleistungsmotoren bei den aktuell eingestellten Alarmwerten nicht ansprechen, und die somit zu einer höheren Dosis von mehreren mSv führen können. Mit einer kontinuierlichen Überwachung der Beta-Aktivitätskonzentration in der Luft, wie sie Stand der Technik ist und insbesondere in deutschen Anlagen eingesetzt wird, werden auch solche Fälle erkannt. Eine weitere Lösung, die in den anderen schweizerischen Kernanlagen angewendet wird, ist der Einsatz

von mobilen oder festinstallierten Iodmonitoren. Als dosisreduzierende Massnahme macht KKB die Verwendung von mit inaktivem Kalium-Iodid imprägnierten Grobstaubmasken während der Handhabung von Brennelementen geltend. Die HSK betrachtet diese Masken als nicht geeignet, um eine allfällige Inhalation von Iod zuverlässig zu reduzieren: Deren Schutzwirkung gegen eine Iod-Inhalation ist nicht genügend quantifiziert. Des Weiteren hat der Hersteller diesen Maskentyp als Atemschutz vom Markt zurückgezogen.

Unter Berücksichtigung dieser Aspekte soll KKB überprüfen, ob sich der Strahlenschutz während der Brennelementhandhabung im Sinne des ALARA Prinzips durch den Einsatz von anderen empfindlicheren Messmethoden oder durch eine Reduktion der Alarmschwellen der existierenden Ortsdosisleistungsmonitore optimieren lässt. Dabei sollen auch die in *PSÜ-Pendenz PSÜ-P 7/5.6.8-1* angebotenen, konzeptuellen Überlegungen einbezogen werden.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 8/5.6.9-1: Das KKB muss bis Mitte 2005 ein praktikables messtechnisches Konzept für eine kontinuierliche und registrierende Überwachung der Aktivitätskonzentration in der Atemluft während der Brennelementhandhabungen im Sicherheitsgebäude und im Lager für bestrahlte Brennelemente darlegen. Verbesserungen sind zu identifizieren und deren Umsetzung nach der Freigabe des Konzepts durch die HSK in die Wege zu leiten.

Die Erfassung der Widerstandswerte von Vor- und Schwebstofffiltern sowie deren Dosisleistung erfolgt manuell mit Hilfe von Checklisten. Die Zahlenwerte werden seit Mai 1997 auch EDV-technisch erfasst und statistisch ausgewertet. Anlässlich einer Inspektion am 18. Mai 2000 wurde bei der Prüfung der Dokumente von der HSK festgestellt, dass mehrere Daten falsch in den Computer eingegeben wurden. Zur Vermeidung von Eingabefehlern legte KKB daraufhin fest, dass die Daten zukünftig nur noch von einem qualifizierten Fachmann eingetragen werden dürfen. Die HSK bewertet den radiologischen Zustand und die Funktionsfähigkeit der Lüftungsanlagen als Beitrag zum Strahlenschutz als gut, bei der Dokumentation und Interpretation der erhobenen Betriebsdaten erkannte sie ein Verbesserungspotential. Bei einer erneuten Inspektion der Archivierung der Daten der Abluftfilter am 8. September 2003 wurden von der HSK korrekte und zuverlässige Methoden zur Datenverwaltung und Datenauswertung festgestellt.

5.6.10 Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone

Eine Betriebs sanität soll bei einem Unfall oder einer akuten Erkrankung erste Hilfe leisten können. Zudem muss sie dafür besorgt sein, dass die betroffenen Personen möglichst direkt der adäquaten medizinischen Behandlungsstelle wie praktizierendem Arzt, Spital oder Universitätsspital Zürich, zugewiesen werden. Im Kernkraftwerk soll die Sanität in Zusammenarbeit mit dem Strahlenschutz auch in der Lage sein, bei der Bewältigung eines Strahlenunfalls die richtigen Entscheide zu treffen.

Angaben des Gesuchstellers

Die Tätigkeiten der Betriebs sanität sind in einem Reglement und einer Weisung geregelt. Für Einsätze in der kontrollierten Zone arbeitet die Betriebs sanität immer mit dem Strahlenschutz zusammen. Einrichtungen zur Personendekontamination stehen bei Bedarf zur Verfügung. Eventuelle Strahlenunfälle werden im Universitätsspital Zürich behandelt und jeder Patient wird während des Transports zur Behandlungsstelle von einer Strahlenschutzfachkraft mit einem Strahlenschutznotfallkoffer begleitet.

Die Erste-Hilfe-Leistung hat immer Vorrang, d.h. nur wenn genügend Betriebs sanitäter zur Verfügung stehen übernimmt das im Sanitätsdienst eingeteilte SU-Personal wieder Strahlenschutzaufgaben.

Eine Einlieferung ins Universitätsspital Zürich erfolgt, wenn eine Dosis grösser als 1000 mSv akkumuliert wurde oder die Person eine Kontamination von über 2000 RW aufweist.

Das KKB hat im Berichtszeitraum drei Schwachpunkte festgestellt, die aber alle behoben wurden. Wie oben erwähnt wurde die Bedeutung des Strahlenschutzes im Verhältnis zur Sanität neu eingestuft. Alle Sanitäter haben jetzt eine Zutrittsberechtigung für die kontrollierte Zone, und das Personal des Ambulanzfahrzeuges (Fremdpersonal) wurde über das Verhalten in der kontrollierten Zone instruiert.

Der Sanitätsdienst hatte im aktuellen Berichtszeitraum 10 Einsätze (Ernstfälle). Im gleichen Zeitraum wurden 3 Notfallübungen und 6 weitere Übungen/Ausbildungen durchgeführt.

In seiner Bewertung stellt das KKB fest, dass sich die Organisation und die Ausbildung der Betriebs-sanität bewährt haben. Schwachstellen in der Organisation wurden erkannt und behoben.

HSK-Beurteilung

Die im Berichtszeitraum durchgeführte Optimierung im Sanitätsdienst ist aus Sicht der HSK ein wichtiger Schritt, um noch schneller und effizienter Erste Hilfe leisten zu können.

Praxisbezogene und durchdachte Ausbildungen und Übungen wurden in regelmässigen Abständen durchgeführt.

Die HSK hat ein positives Bild vom Sanitätsdienst im KKB gewonnen. Die Equipe arbeitet mit einer modernen Ausrüstung und ist dank der während im Berichtszeitraum getroffenen Massnahmen im Stande Unfälle effizient und korrekt zu bewältigen.

5.7 Radioaktive Emissionen und Umgebungsüberwachung

5.7.1 Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt

Die heute gültigen, maximal zulässigen Abgaben radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre und an die Aare sind in der Auflage 3.2 der Betriebsbewilligung² für das gesamte KKB, d.h. für Block 1 und 2, festgelegt. Darin ist die Neufassung der Strahlenschutzverordnung¹² (StSV) von 1994 berücksichtigt. Im Januar 1996 setzte die HSK das aktuell gültige Abgabe- und Umgebungsüberwachungsreglement²² gestützt auf Auflage 3.2 der Betriebsbewilligung in Kraft.

Angaben des Gesuchstellers

KKB legt in seinem Betriebserfahrungsbericht dar, dass sich die Abgabelimitierung im Bewertungszeitraum aufgrund des Übergangs zur neuen Strahlenschutzverordnung¹² im Jahr 1994 geändert hat. Bis Ende 1994 wurden die Abgaberegeln des früheren Abgabereglements (KSA 10/70, KSA 15/47) von 1981 verwendet, ab 1995 wurden im KKB die Festlegungen des aktuell gültigen Umgebungsüberwachungsreglement²² angewendet.

Bei der Beurteilung des zeitlichen Verlaufs der radioaktiven Abgaben ist dieser Wechsel insbesondere bei den Edelgasen deutlich zu erkennen: die Ausschöpfung des Jahres-Edelgasgrenzwertes betrug bis Ende 1994 im Mittel ca. 2.3%, ab 1995 im Mittel ca. 0.3%. KKB führt dies auf die Richtwerte der Aktivitätskonzentration in der Raumluft (CA-Werte) der neuen Strahlenschutzverordnung und die damit verbundene Änderung bei der Berechnung der Edelgas-Abgabeäquivalente zurück. Beim Iod ist in den Jahren 1997 und 2000 eine Erhöhung der Aktivitätsabgaben festzustellen, welche

auf erhöhte Brennstoffleckagen zurückzuführen ist. Die Aktivitätsabgaben bei den Aerosolen bewegten sich während des ganzen betrachteten Zeitraums auf sehr tiefem Niveau und lagen im Mittel bei etwa 0.04% der Jahresabgabelimiten.

Die Jahresabgaben für das Abwasser ohne Tritium gingen vor allem in den Jahren 1992 bis 1994 deutlich von über 3% auf unter 1% der Jahresabgabelimite zurück. Dies ist vor allem auf eine schrittweise Werkstoffsubstitution im Bereich der BE-Abstandshalter sowie auf den Dampferzeuger-Austausch zurückzuführen, wodurch der Co-60-Anteil im Abwasser geringer wurde. Die jährlichen Tritiumabgaben lagen im betrachteten Zeitraum im Mittel bei ca. 15% der Abgabelimite.

Insgesamt hebt KKB die geringe Ausnützung der im Abgabereglement festgelegten Abgabegrenzwerte hervor. Als weitere Beurteilungsgrundlage behandelt und bewertet KKB die durch die Abgaben hervorgerufenen hypothetischen Strahlenexpositionen von Personen in der Umgebung. Für die diesbezüglichen Berechnungen wird auf die in den Jahresberichten der HSK publizierten Dosiswerte verwiesen. KKB erwähnt, dass die im betrachteten Zeitraum von der HSK publizierten Dosen für Kleinkinder und Erwachsene alle deutlich unterhalb des quellenbezogenen Dosisrichtwertes von 0.2 mSv für die Abgaben nach Richtlinie HSK-R-11 und auch unterhalb des in den Artikeln 5 und 6 der StSV genannten Dosiswertes von 0.01 mSv lagen, unter dem eine Tätigkeit in jedem Fall als gerechtfertigt und optimiert gelten kann.

KKB verglich seine Abluft- und Abwasserabgaben mit den Abgaben aller Druckwasserreaktoren weltweit und denjenigen einer Vergleichsgruppe von zehn Druckwasser-Reaktoranlagen mit insgesamt 22 Kraftwerksblöcken auf der Grundlage der im UNSCEAR-Reports²³ für den Zeitraum 1992-1997 veröffentlichten Daten. Bei der Abluft lagen die leistungsnormierten Abgaben des KKB für Edelgase im Bereich der DWR weltweit resp. der Vergleichsgruppe, für Jod und Aerosole deutlich darunter. Bei den Abgaben mit dem Abwasser lagen gemäss Angaben des KKB die normierten Jahresabgaben ohne Tritium für den Vergleichszeitraum 28 % unter dem Wert der Druckwasserreaktoren weltweit und 56% über der Vergleichsgruppe. Die entsprechenden Tritiumabgaben lagen ca. 10% unter dem Wert der Druckwasserreaktoren weltweit und 20% über der Vergleichsgruppe.

Bezüglich weiterer Bewertungen der mit dem Abwasser abgegebenen radioaktiven Stoffe insbesondere auch im Hinblick auf Empfehlungen der OSPAR-Kommission (Oslo-Paris-Abkommen) verweist KKB auf den diesbezüglichen HSK-Bericht²⁴ (vgl. dazu die nachfolgende Bewertung der HSK).

KKB behandelt zudem die internen Massnahmen und Dokumentationen zur Sicherstellung der Einhaltung der Abgabelimiten. KKB kommt zum Schluss, dass es mit den vorliegenden Vorschriften, Ablaufdiagrammen und organisatorischen Vorgaben sowie dem speziell auf die KKB-Anforderungen zugeschnittenen Chemieinformationssystem über ein wirkungsvolles Instrumentarium für die Abgabekontrolle und die Sicherstellung der Einhaltung der Abgabelimiten verfügt und damit die im Abgabereglement der HSK genannten Vorgaben effektiv umsetzt.

HSK-Beurteilung

Gemäss StSV¹² Artikel 7 entscheidet die Bewilligungsbehörde, für welche Betriebe ein quellenbezogener Dosisrichtwert erforderlich ist und sie legt diesen fest. Der quellenbezogene Dosisrichtwert für die schweizerischen Kernanlagen beträgt gemäss Richtlinie HSK-R-11 0,3 mSv pro Jahr, wovon höchstens 0,1 mSv durch die Direktstrahlung aus dem Werk ausgeschöpft werden dürfen. Die HSK hat anhand der in der Richtlinie HSK-R-41 festgelegten Modelle und Parameter überprüft, ob mit den in der Betriebsbewilligung festgelegten Abgabegrenzwerten dieser quellenbezogene Dosisrichtwert auch mit den seit Ende 2000 gültigen Dosisfaktoren der StSV Anhang 4 eingehalten werden kann. Die für alle Werke durchgeführten Dosisberechnungen zeigen, dass keine Veranlassung besteht, die

gültigen Abgabelimiten anzupassen. Dies gilt auch, wenn dieser Berechnung anstelle der bei Betriebsaufnahme ermittelten Wetterstatistiken diejenigen der Jahre 2001 resp. 2002 zugrunde gelegt werden.

Die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt werden (abgeleitet aus StSV Artikel 79, 80 und 81) gemäss den Vorschriften des Abgabe- und Umgebungsüberwachungsreglements²² vom Betreiber gemessen und dokumentiert, mit den bewilligten Abgabegrenzwerten verglichen und der HSK monatlich gemeldet. Allerdings muss bei der Abluft und beim Abwasser je eine Abweichung gegenüber den Forderungen des Abgabereglements festgestellt werden: bei der Abluft wird vom KKB die geforderte vierteljährliche $^{89}\text{Sr}/^{90}\text{Sr}$ -Messung, beim Abwasser die vierteljährlich aufgrund von Mischproben vorzunehmende α -Messung aktuell nicht durchgeführt. Die HSK hat bis anhin die diesbezügliche Argumentation des KKB akzeptiert, dass diese Abgaben indirekt aus anderen Messungen abgeleitet werden könnten. Im Licht der Entwicklung bei der Messtechnik erachtet die HSK aber zum jetzigen Zeitpunkt den Verzicht auf diese Messungen als nicht mehr dem Stand der Technik entsprechend. Bezüglich zu erreichender Nachweisgrenzen sind die Festlegungen der deutschen KTA 1503.1²⁵ (Abluft) resp. 1504.2 (Abwasser) zu berücksichtigen. α -Messungen an Abwasser-Quartalsmischproben wurden in den Jahren 1999 und 2000 vom Institut de radiophysique appliquée in Lausanne im Auftrag der HSK in allen Werken durchgeführt, ab 2001 wurde aber die Frequenz dieser Messung auf einen jährlichen Turnus reduziert.

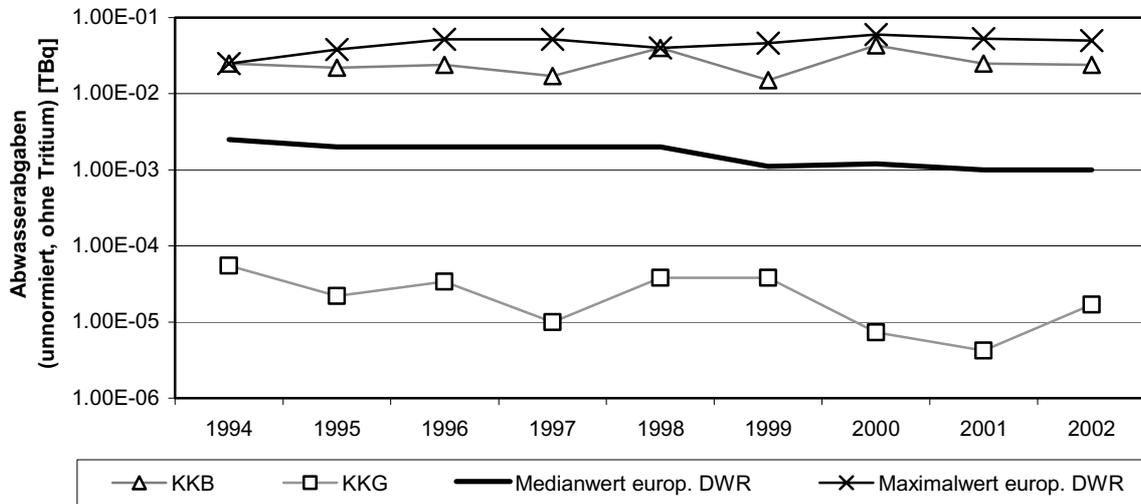
PSÜ-Pendenz PSÜ-P 9/5.7.1-1: Die HSK verlangt, dass spätestens ab Anfang 2005 die Strontium-Messungen in der Abluft und die α -Messungen im Abwasser vom KKB gemäss dem Abgabereglement durchgeführt werden.

Die Abgabemessungen des KKB werden von der HSK stichprobenweise vierteljährlich durch eigene Messungen überprüft. Des Weiteren werden Bilanzierung und Buchführung durch jährlich stattfindende Inspektionen überprüft. Bei den Vergleichsmessungen wurde im Rahmen der Messgenauigkeit immer eine gute Übereinstimmung festgestellt. Bei den Inspektionen konnte sich die HSK – abgesehen von der oben beschriebenen Abweichung vom Abgabereglement – jeweils von der ordnungsgemässen Bilanzierung, Buchführung und Meldung der Abgabewerte an die HSK überzeugen.

Die bei den bilanzierenden Routinemessungen zu erreichenden Nachweisgrenzen sind der jeweiligen Messaufgabe angepasst. Gemäss KKB-Unterlagen können im Bedarfsfall die in der deutschen KTA-Empfehlungen 1503.1²⁵ und 1504²⁶ geforderten Nachweisgrenzen erreicht werden.

Auf Grund des Artikels 51 der Gewässerschutzverordnung²⁷ und der Verordnung des UVEK über die Genehmigung internationaler Beschlüsse und Empfehlungen²⁸ ist die HSK angehalten, die im Anhang der Verordnung genannten internationale Empfehlungen beim Vollzug der Umweltschutzvorschriften zu berücksichtigen – genehmigte Beschlüsse sind rechtsverbindlich. Bezüglich radioaktiver Ableitungen mit dem Abwasser wird aktuell in der Verordnung die PARCOM-Empfehlung 91/4²⁹ genannt. Gemäss dieser Empfehlung ist die HSK verpflichtet, kraftwerkspezifisch periodisch über die radioaktiven Abgaben mit dem Abwasser, die verwendeten Reinigungsverfahren, die durchgeführten und geplanten Massnahmen zur Verringerung der radioaktiven Abgaben mit dem Abwasser usw. im Rahmen der OSPAR-Kommission zu berichten. Daher verwendet die HSK beim internationalen Vergleich die Daten der OSPAR (Abb. 5.7.1-1) und weist darauf hin, dass die im Betriebserfahrungsbericht des KKB aus den UNSCEAR-Berichten veröffentlichten Daten der flüssigen Abgaben ohne Tritium nicht aussagekräftig sind, da die UNSCEAR für die ausländischen Kraftwerke direkt die Summe der nuklidspezifischen Aktivität im Abwasser übernommen hat, für die Schweiz jedoch die auf Abgabeäquivalente normierten Aktivitätsabgaben.

Abb. 5.7.1-1: Abwasserabgaben des KKB im Vergleich mit anderen, europäischen Druckwasserreaktoren und dem Kernkraftwerk Gösgen



Der Betrieb des KKB mit den gegenwärtigen flüssigen radioaktiven Abgaben führt zwar zu Dosiswerten von weniger als 0,01 mSv pro Jahr für die meistbetroffene Bevölkerungsgruppe und kann somit gemäss den Artikeln 5 und 6 der StSV als gerechtfertigt und optimiert gelten. Aus Abbildung 5.7.1-1 ist aber zu erkennen, dass die flüssigen Abgaben des KKB deutlich über dem Medianwert der anderen europäischen Druckwasserreaktoren liegen und zu den höchsten Abgaben im europäischen Vergleich zählen. Die HSK erachtet eine Verbesserung dieser Situation als notwendig, insbesondere weil über die letzten Jahre kein eindeutiger Trend zu einer gemäss OSPAR-Strategie angestrebten, weiteren Reduktion der flüssigen Abgaben zu erkennen war. KKB hat bereits Massnahmen und Versuche mit dem Ziel, die flüssigen Abgaben zu senken, in die Wege geleitet.

Auflage PSÜ-A 5/5.7.1-1: Das KKB muss seine Anstrengungen fortsetzen, um die Abgaben radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser deutlich zu reduzieren. Als Ziel ist eine Reduktion der flüssigen Abgaben bis zum Jahr 2007 auf mindestens den Medianwert der europäischen Druckwasserreaktoren anzustreben. Dazu ist der HSK ein jährlicher Fortschrittsbericht zu liefern.

5.7.2 Umgebungsüberwachung

Die Überwachung der Direktstrahlung und der Radioaktivität in der Umgebung ist, neben dem Vergleich der Abgaben mit den Abgabelimiten und den aus den Abgaben rechnerisch ermittelten Dosiswerten in der Umgebung, die dritte wichtige Kontrollmassnahme zum Schutz der Bevölkerung in der Umgebung einer Kernanlage. Dabei wird überprüft, ob einerseits der quellenbezogene Dosisrichtwert gemäss Art. 7 der StSV¹² und der Dosisrichtwert von 0,1 mSv pro Jahr bezüglich Direktstrahlung gemäss Richtlinie HSK-R-11 eingehalten werden und ob andererseits die Bedingungen bezüglich der in der StSV Art. 102 vorgegebenen Immissionsgrenzwerte erfüllt sind.

Gemäss den Artikeln 104 bis 106 der StSV obliegt die Überwachung der Radioaktivität in der Umgebung der Kernanlagen und die Veröffentlichung der Resultate dem Bundesamt für Gesundheit (BAG) und der HSK. Die dafür notwendigen Messungen in der Umgebung erfolgen gemäss dem Umgebungsüberwachungsprogramm, das Teil des bereits erwähnten Reglementes²² ist und jährlich von

der HSK und der Sektion zur Überwachung der Radioaktivität (SUEr) des BAG überprüft wird. Es berücksichtigt hinsichtlich der Auswahl und der Festlegung der zu überwachenden Medien, der Probenahmeorte, der Messhäufigkeit, der Verfahren zur Probenerhebung und Messungen sowie der zu erreichenden Messempfindlichkeiten die folgenden Aspekte:

- Abgabepfad, Menge, Zusammensetzung sowie physikalische und chemische Form der aus dem KKB freigesetzten radioaktiven Stoffe
- Ausbreitung und Ablagerung radioaktiver Stoffe in der Umwelt sowie Übergang in Pflanzen und Nahrung
- Besiedlungsstruktur und Ernährungsgewohnheiten der Bevölkerung.

Aufgrund der engen Nachbarschaft der Standorte von KKB, Zentrales Zwischenlager Würenlingen (ZZL) und Paul Scherrer Institut (PSI) wird der grösste Teil der gestützt auf StSV Art. 103 vom Betreiber zu erhebenden Messdaten im Auftrag der NOK vom PSI ermittelt. Im Rahmen des Umgebungsüberwachungsprogramms führen auch die SUEr, die Eidgenössische Anstalt für Wasserversorgung, Abwasserreinigung und Gewässerschutz (EAWAG), das Institut Universitaire de Radiophysique Appliquée (IRA), die Universität Bern sowie das Kantonale Labor des Kantons Aargau und die HSK Messungen der Radioaktivität und der Direktstrahlung in der Umgebung des KKB durch. Daneben existieren mit weiteren Forschungsgruppen (z.B. ETHZ) zeitlich begrenzte Projekte, welche die Erweiterung des Kenntnisstandes auf dem Gebiet der Umgebungsüberwachung zum Ziel haben.

Angaben des Gesuchstellers

KKB fasst in einem ersten Teil die vom PSI im Auftrag der NOK durchgeführten Analyse- und Messmethoden zusammen. Es sind dies Messungen der Ortsdosis mit Thermolumineszenz-Detektoren (TLD) am Zaun und in der Umgebung (insgesamt 42 Messpunkte), radioanalytische Untersuchungen von Staubfangplatten (14 Standorte) und Luftfiltern (2 Standorte), Regensammlern (2 Standorte), Bodenproben (2 Probenahmeorte), Grasproben (6 Probenahmeorte) sowie im aquatischen Milieu radioanalytische Untersuchungen von Aarewasser (3 Probenahmeorte).

Als wichtigste Änderung während des Bewertungszeitraumes erwähnt KKB, dass ab dem Jahr 1994 die bis dahin durchgeführten Total-Alpha- und Total-Beta-Messungen mit Proportionalzählern durch nuklidspezifische Mess- und Analysemethoden ersetzt wurden.

Bei der Bewertung der Resultate der Umgebungsüberwachung während des Berichtszeitraums kommt KKB zu folgenden Schlussfolgerungen:

- Bei den Ortsdosisleistungen konnten im Ortsdosismessnetz PSI/KKB keine aussergewöhnlich hohen Dosen gemessen werden;
- Bei den Auswertungen der Proben zur Überwachung der luftgetragenen Radioaktivität konnten keine Nuklide nachgewiesen werden, die mit dem Betrieb der schweizerischen Kernkraftwerke in Zusammenhang gebracht werden können;
- Beim Wasserpfad waren bei Wasserproben mit Ausnahme von Tritium (H-3) keine anthropogenen Radionuklide im Aarewasser nachweisbar. Die nachgewiesenen Tritiumkonzentrationen lagen, abgesehen von zwei erhöhten Werten zwischen 1997 und 1998, welche einer Quelle oberhalb des KKB und des PSI zuzuschreiben sind, in der Grössenordnung der Nachweisgrenze der Messung.

Die Sedimentproben zeigten Spuren von künstlichen Radionukliden (^{54}Mn , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{65}Zn und ^{137}Cs), welche mit dem Betrieb des KKB in Zusammenhang gebracht werden können.

Gemäss Beurteilung des KKB erfüllt das Umgebungsmessprogramm die gesetzlichen Anforderungen der Behörden. Der Betrieb der beiden Blöcke 1 und 2 verursacht keine signifikante Erhöhung der Dosen in der Umgebung. Insbesondere wurden keine Überschreitungen von Immissionsgrenzwerten festgestellt.

Abgesehen von der laufenden Anpassung an neue technische Entwicklungen bei den Analyse- und Messverfahren sind nach Meinung von KKB keine Veränderungen des Überwachungsprogramms erforderlich.

HSK-Beurteilung

Das Umgebungsüberwachungsprogramm wurde im Jahr 1993 durch die HSK mit dem Messnetz zur automatischen Erfassung der Dosisleistung in der Umgebung der Kernkraftwerke (MADUK) ergänzt. Dieses System dient der Beweissicherung im Normalbetrieb, dem Erkennen von Betriebsstörungen, Zwischenfällen und Unfällen, der Bestimmung des betroffenen Gebietes bei einem Austritt von Radioaktivität und der Beurteilung von möglichen Notfallschutzmassnahmen. Weitere Anpassungen bei der Umgebungsüberwachung betrafen die Etablierung regelmässiger aeroradiometrischer Messungen mittels Helikopter zur Beweissicherung sowie auf Grund von Studien der EAWAG durchgeführte Verbesserungen bei der Beprobung des Wasserpfadens. Durch den Einsatz von Grossvolumen-Wassersammlern wurden so ab 1999 in Monatsmischproben von Rheinwasser bei Basel Spuren von Radionukliden (insbesondere ^{58}Co) nachgewiesen, welche dem Betrieb des KKB zuzuschreiben sind. Ebenfalls mit Abgaben des KKB in Zusammenhang steht die geringfügige ^{58}Co -Aktivität, welche seit Frühjahr 2001 im Kalkschlamm des Kernkraftwerks Leibstadt als Folge der sehr grossen Aufkonzentration nachweisbar ist. Der Kalkschlamm entsteht bei der Entkalkung des Rheinwassers vor dessen Verwendung im Kühlturm des KKL. Die nachgewiesenen Nuklidmengen lagen aber in jedem Fall deutlich unter den Freigrenzen gemäss Anhang 3 der StSV, ab welchen ein Stoff von Gesetzes wegen als radioaktiv gilt und auch deutlich unterhalb der Immissionsgrenzwerte gemäss Artikel 102 StSV. Sie stellten somit keinerlei Gefährdung für die Bevölkerung dar.

Weitere kleinere Änderungen wurden bei der Radioanalytik im Rahmen üblicher Anpassungen an den Stand der Technik vorgenommen.

Die erhobenen Messwerte werden im jährlich erscheinenden Bericht "Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz"³⁰ des BAG gemäss Art. 106 der StSV veröffentlicht und kommentiert. Die HSK beurteilt Qualität, Verfügbarkeit und Aussagekraft der Umgebungsüberwachungsdaten als sehr hoch.

5.8 Konzept und Ergebnisse der Entsorgung

5.8.1 Konditionierung radioaktiver Betriebsabfälle

Sicherheitstechnische Aufgaben

Beim Betrieb des KKB fallen radioaktive Rohabfälle an, die gemäss Art. 88 und 89 der Strahlenschutzverordnung (StSV)¹² zwecks Beseitigung konditioniert werden müssen. Bei der Konditionierung sind die Abfälle in eine zwischen- und endlagerfähige Form zu bringen.

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die gesetzlichen Vorgaben des Atomgesetzes (AtG)¹⁰, der Atomverordnung (AtV)³¹, des Strahlenschutzgesetzes (StSG¹¹) und der Strahlenschutzverordnung StSV¹² sowie auf die Richtlinie HSK-R-14.

In der Richtlinie HSK-R-14 sind präzise Kriterien für die Abfallgebinde festgelegt. Die zu produzierenden Abfallgebinde bedürfen einer Freigabe der HSK und sind in einer Spezifikation vollständig zu charakterisieren. Die Spezifikation muss auch das Konditionierungsverfahren beschreiben und die Qualitätssicherungsmassnahmen festhalten. Die Endlagerfähigkeit der Abfallgebinde muss von der nationalen Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Nagra) geprüft und bescheinigt werden. Zusätzlich wird der Nachweis der Transport- und der Zwischenlagerfähigkeit der Abfallgebinde verlangt. Bei der Wahl von Konditionierungsverfahren für die Produktion von Abfallgebinden sind Art. 6 der StSV¹² (Optimierung des Strahlenschutzes) sowie die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-14 zu berücksichtigen.

Angaben des Gesuchstellers

Das KKB verweist bei seiner Beurteilung auf das Strahlenschutzgesetz¹¹, die Strahlenschutzverordnung¹² sowie die Richtlinie HSK-R-14.

Behandlung der flüssigen radioaktiven Abfälle

Zwei verschiedene Behandlungsmethoden werden für die flüssigen radioaktiven Abfälle aus den kontrollierten Zonen eingesetzt:

- Die Duschen- und Wäschereiabwässer werden zentrifugiert. Der abgetrennte Feststoff wird gesammelt, getrocknet und als brennbarer Abfall deklariert. Das Abwasser wird an den Vorfluter abgegeben.
- Die anderen Abwässer aus Bodenabläufen, Gebäudesümpfen, Systemleckagen, Dekontaminationsanlagen, Labors usw. werden mit dem System AURA (Aufbereitung Radioaktive Abwässer) aufgearbeitet. Dabei werden die gesammelten Abwässer nach deren Analyse entweder zentrifugiert, chemisch gefällt, verdampft oder ohne Behandlung abgegeben.

Der Anfall an Duschen- und Wäschereiabwässer zeigt vor allem dank der Inbetriebnahme von neuen Waschmaschinen (1989) und der neuen Primärgarderobe (PRIGA, 1997) einen abnehmenden Trend als Funktion der Zeit. Der durch das Zentrifugieren dieser Abwässer anfallende Schlamm wurde in der Verbrennungsanlage des PSI verbrannt. Dabei fielen jährlich nur einige kg Verbrennungsrückstände an.

Der Mittelwert des in den letzten zehn Jahren angefallenen Abwasservolumens (ohne Duschen- und Wäschereiabwässer) beträgt 1370 m³ pro Jahr. Im Laufe des Berichtszeitraums zeigt der Anfall an Abwasser einen abnehmenden Trend, wobei er sich seit fünf Jahren auf etwa 1100 m³ pro Jahr stabilisiert hat.

Seit der Inbetriebnahme des Systems AURA wurde nicht mehr verdampft. Der überwiegende Teil (etwa 90%) der Abwässer wurde durch Zentrifugieren behandelt. Nur 6% der Abwässer mussten mittels chemischer Fällung behandelt werden, wobei 5 % der Abwässer ohne Behandlung an den Vorfluter abgegeben werden konnten. Der nach Behandlung der Abwässer angefallene Schlamm wird in endlagerfähigen Abfallgebinden mit Zementmörtel verfestigt.

Die Menge an AURA-Schlamm hat nach dem Austausch der Dampferzeuger des Blocks 1 in 1993 deutlich abgenommen. Dank dem Austausch der Dampferzeuger im Block 2 ist seit 2001 auch eine Abnahme der AURA-Schlamm-Menge feststellbar. Im Mittel wurden zwischen 1992 und 2001 jährlich 16 Abfallgebinde mit AURA-Schlamm produziert.

Die beiden Systeme zur Aufbereitung der Abwässer haben sich, bis auf ein Ereignis, bewährt und können die anfallenden Abwässer ohne Schwierigkeiten verarbeiten. Im Jahr 1995 wurde ein Wä-

scherei-Prüftank wegen Überdrucks deformiert. Der Überdruck wurde durch einen zu klein dimensionierten Überlauf verursacht. Die Tanküberläufe wurden seitdem grösser dimensioniert, so dass eine solche Fehlfunktion ausgeschlossen werden kann.

Behandlung der festen Abfälle

Die gesammelten festen radioaktiven Betriebsabfälle werden in einer ersten Etappe zwecks Triage auf Aktivität gemessen. Die inaktiven Abfälle werden freigemessen. Die aktiven Abfälle werden, wenn sinnvoll, dekontaminiert und anschliessend freigemessen. Wenn keine Dekontamination sinnvoll ist, werden die Abfälle sortiert und konditioniert.

Seit 1996 wurden im Rahmen des Projekts ARBUR (Arbeitsplätze für das Ressort Radioaktive Rückstände, KBU-R) für das Sammeln, Sortieren und Dekontaminieren der radioaktiven Abfälle Räumlichkeiten, Arbeitsplätze und Ausrüstungen erneuert, ergänzt und den Bedürfnissen des Strahlenschutzes und den Arbeitsbedingungen angepasst.

Beim Sammeln und bei der Sortierung der radioaktiven Abfälle wird dank administrativer Weisungen sichergestellt, dass wenig feste radioaktive Abfälle anfallen, keine Querkontaminationen entstehen, und den verschiedenen Abfallsorten entsprechend gesammelt wird.

Seit Beginn des Projekts ARBUR stehen mehrere Einrichtungen für die Dekontamination der radioaktiven Abfälle zur Verfügung: Dekontaminationsbox, Chemiebäder, Strahlmaschine, Hochdruckreinigungsmaschine usw. Im Mittel wurden zwischen 1992 und 2001 jährlich 19'200 kg Betriebsabfälle dekontaminiert und freigemessen.

Radioaktive Abfälle, die nicht freigemessen werden können, werden in Abfallgebinden konditioniert. Sämtliche Abfälle können in sechs verschiedenen Abfallgebindetypen konditioniert werden. Eine Liste der Abfallgebindetypen sowie deren Produktionsmerkmale sind in Tabelle 5.8.1-1 aufgelistet. Sämtliche Abfälle werden in Zementmörtel verfestigt, ausser den Harzen, welche mit Polystyrol konditioniert werden. Im Mittel werden jährlich 30.1 m³ endkonditionierte Abfälle produziert, wobei seit 1996 ein Teil des Rohabfalls für die Verbrennungs- und Schmelzanlage des ZZL zurückgestellt wird. Vier Fünftel des Abfallvolumens bestehen aus den Abfallströmen Mischabfall verpresst (33%), Ionenaustauscherharze (27%) und AURA-Schlamm (20%).

Tabelle 5.8.1-1: Anzahl produzierte Abfallgebinde im Berichtszeitraum

	92	93	94	95	96	97	98	99	00	01	Summe
AURA-Schlamm	79	94	0	19	5	19	12	11	24	10	273
Filterkerzen	4	11	0	4	5	1	2	0	2	0	29
Ionenaustauscherharze	0	0	322	0	0	295	0	177	0	0	794
Mischabfall nicht verpresst	9	59	31	3	31	4	4	0	2	1	144
Mischabfall verbrannt (PSI)	8	20	14	14	8	5	5	4	7	4	89
Mischabfall verpresst	133	0	0	124	0	0	0	0	0	200	457

In den Jahren 1992 und 1993 sind viele AURA-Schlamm-Gebinde mit Schlämmen aus früheren Betriebsjahren konditioniert worden. Das Jahresmittel beträgt seit 1994 16 Gebinde. Die Produktion von

Abfallgebinden mit Filterkerzen hat dank dem Austausch der Dampferzeuger in den Jahren 1993 bzw. 1999 deutlich abgenommen, da die Filterkerzen aus der sekundären Dampferzeugerreinigung nicht mehr als radioaktiver Abfall entsorgt werden müssen. In Zukunft sind jährlich nur ein bis zwei Abfallgebinde mit Filterkerzen zu erwarten.

Die Produktion von Abfallgebinden des Typs "Mischabfall nicht verpresst", welche im PSI hergestellt wurden, ist seit 1997 eingestellt. Seither werden Abfälle dieses Typs im KKB als "Mischabfall schmelzbar" bis zur Inbetriebnahme der Verbrennungs- und Schmelzanlage des ZZL aufbewahrt. Bei den in Tabelle 5.8.1-1 aufgeführten Gebinden der Jahre 1997-2001 handelt es sich um Filterkerzenbruchstücke aus der Abgasreinigung der PSI-Verbrennungsanlage.

Die letzte Verbrennungskampagne im PSI mit KKB-Abfällen hat 2001 stattgefunden. Seither werden die verbrennbaren Abfälle bis zur Inbetriebnahme der Verbrennungs- und Schmelzanlage des ZZL im KKB aufbewahrt.

Im Berichtszeitraum haben drei Hochdruckverpressungskampagnen mit KKB-Abfällen im KKL stattgefunden. In Zukunft wird dieser Abfallgebindetyp (Mischabfall verpresst) voraussichtlich nicht mehr produziert. Die Abfälle werden in der Verbrennungs- und Schmelzanlage des ZZL verbrannt bzw. geschmolzen.

Zwischen 1992 und 2001 sind 35.8 m³ kontaminierte Harze angefallen, was einem jährlichen Anfall von 3.6 m³ entspricht. Dank einer optimierten Bewirtschaftung der Ionenaustauscher der Brennelementlagerbeckenreinigung, dem Austausch der Dampferzeuger und der guten Dichtheit der Brennelemente ist eine Abnahme des Harzverbrauchs festzustellen. Im Juni 1988 ist das Projekt "IOKO" in Angriff genommen worden. Das Ziel des Vorhabens ist es, die Harze in 200-l-Gebinde (bisher in 100-l-Gebinde) zu konditionieren. Zudem werden alle Konditioniereinrichtungen im Block 1 konzentriert und die entsprechenden Anlagenteile erneuert bzw. ergänzt. Damit soll die bei der Konditionierung der Harze akkumulierte Dosis reduziert werden.

Bei einer Wiederholung der Aktivitätsmessung von Gebinden aus dem Rückstandslager wurde 1999 festgestellt, dass fünf Gebinde mit Filterkerzen Spuren von ausgetretener Flüssigkeit aufwiesen. Abklärungen ergaben, dass die Filterkerzen bei der Konditionierung zu viel freies Wasser enthielten. Die Gebinde konnten einwandfrei saniert werden. Die betroffenen Filterkerzen sind seit dem Austausch der Dampferzeuger nicht mehr als aktiver Abfall deklariert. Falls in Zukunft solche Filterkerzen doch Aktivität aufweisen würden, werden sie in der Verbrennungs- und Schmelzanlage des ZZL verbrannt.

Dokumentation, Datenverwaltung und Berichterstattung

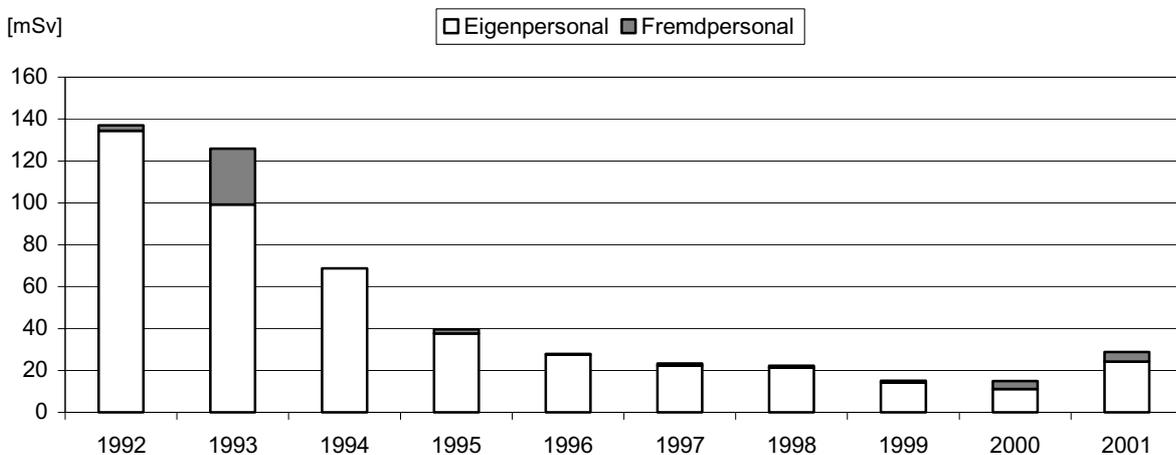
Die Abfallbuchhaltung erfolgt seit 1990 mit dem Informationssystem für radioaktive Materialien (ISRAM). Im ISRAM werden alle für die Abfallgebindetypen spezifischen Daten sowie alle relevanten Daten der Einzelgebinde erfasst und verwaltet. Sowohl die schwach- und mittelaktiven Abfälle als auch die abgebrannten Brennelemente und Wiederaufarbeitungsabfälle werden im ISRAM registriert. ISRAM stellt zudem ein wertvolles Hilfsmittel für die Durchführung von Abfallstatistiken und -bilanzen dar und kann für die Berichterstattung gemäss der Richtlinie HSK-R-15 eingesetzt werden.

Strahlenschutz

Die Kollektivdosis für das Personal des Ressorts Radioaktive Rückstände (KBU-R) konnte in den letzten Jahren aus folgenden Gründen laufend reduziert werden (vgl. Abb. 5.8.1-1):

- Abnahme der zu verarbeitenden Abfallmenge.
- Wiederkehrende Schulung des KKB- sowie des Fremdpersonals und Umsetzung von Weisungen, um das Entstehen von radioaktiven Abfällen zu minimieren.
- Getrenntes Sammeln von inaktiven Abfällen, um Querkontaminationen zu vermeiden.
- Sorgfältiges, separates Sammeln der radioaktiven Abfälle, um den Sortieraufwand zu minimieren.
- Effizientere Verarbeitung der Abfälle dank dem Projekt ARBUR.

Abb. 5.8.1-1: Kollektivdosis bei der Handhabung der radioaktiven Abfälle.



Seit 1995 liegt die mittlere Einzeldosis zwischen 1.9 und 3.6 mSv. Die maximale Einzeldosis lag seit 1994 immer unter 10 mSv. Im Vergleich mit den Einzeldosen in den Jahren 1992 und 1993 ist eine Reduktion um einen Faktor vier festzustellen.

Nach der Inbetriebnahme der neuen Konditionierungsanlage für Ionenaustauscherharze und der Verbrennungs- und Schmelzanlage des ZZL ist eine weitere Reduktion der Kollektiv- und Einzeldosen zu erwarten.

HSK-Beurteilung

Die Abfallbewirtschaftung des KKB hat einen guten Stand. Sämtliche Abfallströme werden einem Abfallgebindetyp zugewiesen. Für alle Abfallgebindetypen, die heute hergestellt werden, hat KKB Spezifikationen gemäss der Richtlinie HSK-R-14 erstellt, die von der HSK geprüft und freigegeben wurden. KKB hat auch die früher produzierten Abfallgebinde den neuen Anforderungen entsprechend nachdokumentiert.

Dank seinen Anstrengungen zur Abfallminimierung konnte KKB sowohl die Harzmenge als auch die Menge an flüssigen radioaktiven Abfällen reduzieren. Bei den festen Abfällen ist eine Reduktion in den nächsten Jahren zu erwarten, da keine grossen Anlagenänderungen vorgesehen sind. Somit kann die Anforderung des Art. 25, Ziffer 2 des StSG¹¹ als erfüllt betrachtet werden.

Mit ISRAM verfügt KKB über ein ideales Hilfsmittel für die Dokumentierung der produzierten Abfallgebände und der gelagerten Rohabfälle.

Für die grosse Mehrheit der im KKB produzierten Abfallgebinde wird Zementmörtel als Bindemittel benützt. Dies entspricht den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-14, die eine Minimierung des Einsatzes von organischen Bindemitteln verlangt.

Die Ionentauscherharze werden in einer Polystyrolmatrix konditioniert. Im Rahmen des Projekts IOKO hat sich KKB bereits Ende der Achtzigerjahre bemüht, Lösungen zu untersuchen, welche zu einer Mineralisierung der Ionenaustauscherharze geführt hätten. Aufgrund technischer Probleme musste auf eine solche Lösung verzichtet werden. KKB entschied sich deshalb für die Ertüchtigung des Verfahrens und die Verbesserung der Abfallgebinde. In Erledigung der Pendeuz P53 aus dem HSK-Gutachten von April 1994 beantragte KKB eine entsprechende Freigabe. In ihrer Freigabe vom März 1995 verwies die HSK auf die beträchtliche Kollektivdosis, die durch die Harzkonditionierung verursacht wird. Mit der Weiterführung des IOKO-Projekts will KKB nun zusätzliche Verbesserungen erzielen, insbesondere eine weitere Reduktion der Kollektivdosis.

Die Kollektiv- sowie die Einzeldosen bei der Behandlung der radioaktiven Abfälle haben in den zehn letzten Jahren stark abgenommen. Die HSK begrüsst die von KKB bereits erzielten bzw. beabsichtigten Verbesserungen und erachtet die Anforderungen des Art. 6 der StSV¹² (Optimierung des Strahlenschutzes) auf dem Gebiet der Konditionierung radioaktiver Abfälle als erfüllt.

5.8.2 Zwischenlagerung

Sicherheitstechnische Aufgaben

Nach ihrer Produktion können Abfallgebinde noch nicht im Sinne des Art. 88 StSV¹² definitiv beseitigt werden, da zurzeit kein Endlager zur Verfügung steht. Bis zu einer späteren Endlagerung werden die Abfallgebinde in einem Zwischenlager aufbewahrt, welches nach Art. 90 StSV¹² zwei Aufgaben erfüllen muss: (1) Schutz von Mensch und Umwelt vor Emissionen aus den Abfallgebänden und (2) Schutz der Abfallgebinde gegen äussere Einwirkungen. Diese Bedingungen gelten als erfüllt, sofern die im Art. 94 der StSV¹² und in der Richtlinie HSK-R-14 definierten Schutzziele eingehalten werden.

Angaben des Gesuchstellers

Die endkonditionierten radioaktiven Betriebsabfälle des KKB werden im Rückstandslager und im SAA-Lager des ZWIBEZ zwischengelagert. Dazu werden das Dampferzeugerlager und das HAA-Lager des ZWIBEZ für die Aufbewahrung der Dampferzeuger aus dem Block 1 bzw. Block 2 gebraucht. Die nicht konditionierten Betriebsabfälle, welche im KKB konditioniert werden, werden in speziellen Räumlichkeiten in den Neben- und Notstandgebänden aufbewahrt. Die Rohabfälle, die extern behandelt werden (bisher im PSI und im KKL, zukünftig im ZZL), werden im SAA-Lager des ZWIBEZ aufbewahrt.

Im Rückstandslager waren Ende 2001 2485 100-l-Gebände und 1227 200-l-Gebände zwischengelagert, was einer freien Kapazität von 23 bzw. 30% entspricht. Bis zur Inbetriebnahme der neuen Konditioniereinrichtung für Ionenaustauscherharze werden noch insgesamt etwa 250 100-l-Gebände hergestellt. Die freie Kapazität des Rückstandslagers ist für diesen Gebindetyp genügend. Nach der Realisierung des Projekts IOKO werden jährlich etwa 40 200-l-Gebände im KKB produziert (Harze, AURA-Schlamm und Filterkerzen). Die Kapazität für 200-l-Gebände des Rückstandslagers genügt bis zum Jahr 2015. Ab diesem Zeitpunkt können die 200-l-Gebände mit einer Oberflächendosisleistung kleiner als 7.5 mSv/h in die SAA-Halle des ZWIBEZ umgelagert werden. Es sind genügend solche Gebände vorhanden, so dass die Kapazität des Rückstandslagers auch nach 2015 ausreichend bleiben wird.

Das SAA-Lager des ZWIBEZ wurde für die Zwischenlagerung von schwachaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung ausgelegt. Dank der angestrebten Substitution dieser Abfälle gegen hochaktive Abfälle, wird ein grosser Teil des Lagers voraussichtlich leer bleiben. Dort werden zurzeit konditionierte Gebinde zwischengelagert, welche extern konditioniert worden sind, sowie 178 Gebinde, die früher für die Meeresversenkung konditioniert wurden. Zudem werden Rohabfälle aufbewahrt, welche nicht im KKB behandelt werden. Die Abfälle, die im ZZL konditioniert werden, werden nicht im ZWIBEZ zwischengelagert, sondern im ZZL. Die Kapazitäten des ZWIBEZ und des Rückstandslagers sind gemäss KKB für die nächsten 20 bis 30 Betriebsjahre ausreichend.

Die Aktivitätsinventare der Lager des KKB per Ende 2001 werden in Tab. 5.8.2-1 zusammengestellt.

Tabelle 5.8.2-1: Aktivitätsinventare der Lagerräume per Ende 2001

Lager	Aktivitätsinventar [Bq]				
	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	γ-total	α-total	Gesamt
Notstandgebäude (Rohabfälle)	2.5E+12	2.3E+11	7.2E+12	2.8E+08	7.2E+12
ZWIBEZ (Rohabfälle)	3.0E+10	5.2E+09	1.2E+11	3.4E+08	1.2E+11
Rückstandslager (kond. Abfälle)	5.6E+13	2.0E+14	8.4E+14	1.2E+11	8.4E+14
ZWIBEZ (kond. Abfälle)	4.2E+11	5.5E+11	4.1E+12	9.8E+09	4.1E+12

Während der Berichtsperiode wurde der Greifer des Krans vom Rückstandslager verbessert, da 1998 ein endkonditioniertes Gebinde am Boden (allerdings ohne radiologische Folgen) abgestürzt ist. Zudem wurde die Isolation des Daches vom Rückstandslager 2001 nach dem Eindringen einer unbedeutenden Regenwassermenge komplett erneuert. Dieses Vorkommnis hatte keine Folge für die eingelagerten Gebinde.

HSK-Beurteilung

Mit dem Rückstandslager, dem ZWIBEZ und dem ZZL verfügt KKB über genügend Kapazität, um die Betriebsabfälle bis mindestens 2020 in geeignete Zwischenlager einzubringen. Die Aufbewahrung von nicht endkonditionierten Abfällen im ZWIBEZ zwecks externer Konditionierung entspricht dem ALARA-Prinzip, indem die Beladung der Abfälle auf die Transportfahrzeuge dort einfach ist. Die Aufbewahrung von nicht endkonditionierten Abfällen im ZWIBEZ wurde von der HSK freigegeben. Die dabei von der HSK maximal zugelassene Aktivität sowie die maximale Anzahl Fässer werden deutlich unterschritten.

Die Einhaltung der Schutzziele der Richtlinie HSK-R-14 bezüglich des ZWIBEZ wurde von der HSK bereits geprüft und positiv beurteilt³². Hingegen wurde das Rückstandslager vor dem Inkrafttreten der aktuellen Version der Richtlinie HSK-R-14 gebaut. Über die Einhaltung der Schutzziele der Richtlinie HSK-R-14 nimmt die HSK wie folgt Stellung:

- Zum Zeitpunkt der Auslegung des Rückstandslagers wurde dieser eine Erdbebenbeschleunigung von 0.12 g entsprechend einer Eintretenshäufigkeit von $4 \cdot 10^{-4} \text{ a}^{-1}$ zugrundegelegt³³.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 10/5.8.2-1: KKB muss das Rückstandslager bis Mitte 2005 für Erdbeben der Häufigkeit $1 \cdot 10^{-4}$ /a requalifizieren und im Rahmen dieser Requalifikation auch auf die radiologischen Folgen eines Erdbebens dieser Häufigkeit eingehen.

- Die Folgen eines Flugzeugsabsturzes auf das Rückstandslager wurden von KKB bisher nie untersucht. Aufgrund der Besonderheiten dieses Lagers (kein freistehendes Gebäude, sehr kleines Volumen) hat nach Ansicht der HSK dieser Störfall eine derart kleine Eintretenswahrscheinlichkeit, dass der Verzicht auf detaillierte Untersuchungen akzeptiert werden kann.

5.9 Transporte von Brennelementen und radioaktiven Stoffen

Sicherheitstechnische Aufgaben

Für den Betrieb des KKB und die Entsorgung der aus dem Betrieb anfallenden Abfälle sind Transporte von radioaktiven Stoffen erforderlich. Bei der Beförderung von radioaktiven Stoffen sind die schweizerischen Gesetze (AtG¹⁰, StSG¹¹) und Verordnungen (AtV³⁴, StSV¹², SDR³⁵, RSD³⁶, LTrR³⁷), die europäischen und internationalen Übereinkommen (ADR/RID)³⁸ sowie die Empfehlungen der Internationalen Atomenergiebehörde (TS-R-1)³⁹ einzuhalten. Werden diese Bestimmungen eingehalten, so ist ein ausreichender Schutz der an den Transporten Beteiligten, der allgemeinen Bevölkerung und der Umwelt gewährleistet.

Angaben des Gesuchstellers

Das KKB etablierte bereits 1985 ein Qualitätssicherungssystem für den Transport radioaktiver Stoffe, dessen operative Betreuung seit 1997 durch den Leiter Qualitätsmanagement wahrgenommen wird. Entsprechend den internen Qualitätsvorschriften ist für jeden Transport ein Q-Plan zu erstellen, in dem die Tätigkeiten nach Phasen geordnet sind. Die Erledigung der geforderten Tätigkeiten wird durch die Verantwortlichen visiert. Im Q-Plan sind die relevanten Checklisten und Arbeitsvorschriften referenziert.

Die Wirksamkeit der Qualitätssicherung wird durch interne und externe Audits und Inspektionen überprüft. Im Berichtszeitraum (1992–2001) führte das KKB insgesamt vier interne Audits durch. 1998 erfolgte im Zusammenhang mit den Abtransporten abgebrannter Brennelemente ein externes Audit bei der Firma Transnucléaire in Paris.

Im Zusammenhang mit dem Betrieb des KKB sind sowohl Transporte zur Anlieferung von unbestrahlten Brennelementen als auch von abgebrannten Brennelementen notwendig. Im Bewertungszeitraum wurden insgesamt 69 Transporte mit unbestrahlten Brennelementen durchgeführt und es erfolgten 40 Transporte mit abgebrannten Brennelementen zur Wiederaufarbeitung. Bei den Transporten abgebrannter Brennelemente sistierte das Bundesamt für Energie im Mai 1998 aufgrund international festgestellter Überschreitungen der Kontaminationsgrenzwerte sämtliche Bewilligungen für Brennelementabtransporte aus der Schweiz. Diese Sistierung wurde erst nach eingehender Analyse der Sachlage im Sommer 1999 aufgehoben, nachdem die in der "Stellungnahme zu den Kontaminationen beim Transport abgebrannter Brennelemente" geforderten Massnahmen der HSK⁴⁰ erfolgreich umgesetzt wurden.

Bei den Transporten abgebrannter Brennelemente vom KKB zu Cogéma wurden 1997 bei ca. 40 % der Transporte Überschreitungen der gefahrgutrechtlichen Kontaminationsgrenzwerte am Bahnwagen festgestellt. Die höchste dabei gemessene Kontamination betrug ca. 600 Bq/cm² an einem leeren Transportbehälter.

Zusätzlich zu den festgestellten Grenzwertüberschreitungen kam es in zehn Fällen zu Beanstandungen, welche den Zustand des Transportbehälters (Schraubbolzen, Stossdämpfer, Tragzapfen) oder den des Transportmittels (Drehgestell, Halterung der Bremsschläuche, Türe zur Schutzhaube) betrafen. Diese Beanstandungen, welche ausnahmslos durch den Absender/Transporteur und nicht durch das KKB verursacht wurden, hatten auf die Transportsicherheit keinen Einfluss.

Daneben werden auch Transporte im Zusammenhang mit der Entsorgung der im KKB entstandenen radioaktiven Abfälle durchgeführt. Dies betrifft:

- Transporte von Abfällen zu einem externen Konditionierungsort sowie Rücknahme der verarbeiteten Produkte. Dabei werden feste Mischabfälle an externen Konditionierungsorten hochdruckverpresst (KKL) oder verbrannt (PSI) und die entstehenden Abfallgebände anschliessend wieder zurückgenommen. Im Bewertungszeitraum erfolgten 128 Abtransporte sowie 42 Anlieferungen.
- Sonstige Transporte der Klasse 7: In diese Kategorie fallen Transporte von Inspektions- und Prüfausrüstungen, RHP-Motoren und -Teile, Werkzeuge, Wasser-, Schlamm-, Material-, Aerosol- und Laborproben, Bleimatten und Bleireinigungsmaschine, Prüfquellen sowie leere Verpackungen. Die Transporte radioaktiver Stoffe werden erst seit Oktober 1996 systematisch vom Transportkoordinator erfasst. Für die Jahre 1992 bis 1995 existiert keine Übersicht über die durchgeführten Transporte. Von Oktober 1996 bis Ende 2002 erfolgten über 100 solcher Transporte.

Bei der Vielzahl der durchgeführten Transporte radioaktiver Abfälle sowie der übrigen Transporte der Klasse 7 kam es nur in drei Fällen zu Beanstandungen, von denen einer (Kontamination einer Reinigungsmaschine) der HSK gemeldet wurde. Die Abklärungen ergaben, dass keine Korrekturmaßnahmen erforderlich waren.

HSK-Beurteilung

Das Qualitätssicherungsprogramm des KKB für Transporte radioaktiver Stoffe wurde in den Jahren 1995 und 1999 von der HSK aufgrund von Audits, die durch den SVTI unterstützt wurden, anerkannt. Die Basis für solche Audits bildet die Norm ISO 9001. Der Prozess Transporte erfasst und regelt sämtliche Transporte radioaktiver Stoffe und beschreibt die entsprechenden Tätigkeiten und Abläufe.

Operativ werden die Transporte durch einen Transportbeauftragten abgewickelt und durch Q-Pläne gelenkt. KKB hat in den letzten Jahren viele verschiedene Transporte erfolgreich durchgeführt, wobei es nur in wenigen Fällen zu Abweichungen und/oder Beanstandungen kam.

Seit Dezember 1999 hat KKB insgesamt vier Transporte abgebrannter Brennelemente zu COGÉMA sowie drei zu BNFL durchgeführt. Bei keinem dieser Transporte kam es zu Überschreitungen der Kontaminationsgrenzwerte des ADR/RID³⁸. Die anlässlich von Inspektionen durch die HSK festgestellten, geringfügigen Abweichungen hatten keine sicherheitstechnische bzw. strahlenschutztechnische Relevanz.

Zusammenfassend kommt die HSK zum Schluss, dass sich die Situation im Zusammenhang mit den aufgetretenen Kontaminationen seit 1999 stark verbessert hat. KKB führt die Transporte radioaktiver Stoffe mit der erforderlichen Sorgfalt durch und erfüllt die nationalen und internationalen Vorschriften.

5.10 Zusammenfassende Bewertung

Die Bewertung des Betriebsverhaltens des Blocks 2 von KKB während des Berichtszeitraums erfolgt aufgrund objektiver Kriterien. Zu diesen Kriterien gehören die Anzahl und Art der aufgetretenen Vorkommnisse, Transienten und Reaktorschnellabschaltungen, die Einhaltung der Technischen Spezifikationen, die Ergebnisse der Instandhaltung und Alterungsüberwachung, die radiologische Situation in der Anlage und die Höhe der Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt.

Während des Berichtszeitraums von 10 Jahren sind 27 Vorkommnisse zu verzeichnen, die alle als Vorkommnisse von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung eingestuft wurden. Weitere 33 Vorkommnisse wurden der HSK gemeldet, die aber als unklassiert gelten und nur von sicherheitstechnischem Interesse sind. Vorkommnisse mit signifikanter sicherheitstechnischer Bedeutung sind nicht aufgetreten. Der sichere Betrieb der Anlage wird auch durch die geringe Anzahl an Reaktorschnellabschaltungen und anderen Transienten bestätigt. Im Durchschnitt war weniger als eine ungeplante automatische Reaktorschnellabschaltung pro Jahr zu verzeichnen, wobei eine sinkende Tendenz feststellbar ist. Die Anforderungen der Technischen Spezifikationen wurden bis auf vier Ausnahmen erfüllt. KKB 2 war in zwei Fällen betroffen. Das Sicherheitsdispositiv der Anlage war jedoch in keinem Fall geschwächt. Aus sicherheitstechnischer Sicht kann deshalb die Betriebsführung von der HSK als gut beurteilt werden.

Im Rahmen der Instandhaltung und Alterungsüberwachung werden sicherheitstechnisch wichtige Komponenten systematisch gewartet, zerstörungsfrei geprüft und im Hinblick auf Alterungsprozesse, welche die Funktionsfähigkeit der Komponenten beeinträchtigen könnten, analysiert. Das in KKB 2 angewendete Instandhaltungskonzept mit präventiven und zustandsorientierten Elementen führte zu einer hohen Verfügbarkeit der Anlage. Sicherheitstechnisch bedeutende Vorkommnisse, die auf Komponentenversagen aufgrund unzureichender Instandhaltungsmassnahmen zurückzuführen wären, sind nicht aufgetreten. Die Ergebnisse der wiederkehrenden zerstörungsfreien Prüfungen im Bewertungszeitraum zeigen, dass die sicherheitstechnisch wichtigen mechanischen Komponenten einen guten Zustand aufweisen. Komponenten, wie beispielsweise die Dampferzeuger, deren Zuverlässigkeit durch Korrosion beeinträchtigt war, wurden ausgetauscht. Die mit dem Alter der Anlage zunehmende Ermüdung von Komponenten sowie potenziell einwirkende Schädigungsmechanismen werden im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms AÜP systematisch verfolgt. Daraus resultierende Konsequenzen, beispielsweise auf Prüfumfang und Prüfintervalle, werden von KKB gezogen. Mit all diesen Massnahmen konnte im Berichtszeitraum sichergestellt werden, dass die Komponenten ihre Funktion bestimmungsgemäss erfüllten und wesentlich zum guten Betriebsergebnis beigetragen haben.

Die radiologische Situation in der Anlage hat sich im Bewertungszeitraum signifikant verbessert. Dank den Optimierungsmassnahmen des Strahlenschutzes und konsequenter Anwendung des ALARA-Prinzips, aber auch aufgrund verkürzter Revisionsdauern, konnten die Individual- und Kollektivdosen deutlich gesenkt werden. Dabei konnte eine Reduktion sowohl der Revisionsdosen als auch der Betriebsdosen beobachtet werden. Die mittlere jährliche Individualdosis beträgt seit 1994 ca. 1 mSv, was einer Reduktion gegenüber früheren Betriebszyklen um mehr als 50 % entspricht. Die Betriebsdosis pro Block nahm im KKB von ca. 250 Pers.-mSv im Jahre 1992 auf ca. 60 Pers.-mSv im Jahre 2001 ab. Diese Werte belegen die wirkungsvolle Arbeit des KKB-Strahlenschutzes und die Erfüllung des entsprechenden Artikels in der StSV, der eine Optimierung des Strahlenschutzes verlangt.

Bei der Bewertung der Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt muss zunächst festgehalten werden, dass sämtliche bewilligten Abgabelimiten im Berichtszeitraum eingehalten wurden. Ein Vergleich

der Abwasserabgaben des KKB mit den Werten des KKW Gösgen und anderer europäischer DWR zeigt jedoch, dass die flüssigen Abgaben des KKB deutlich über dem Medianwert der anderen europäischen DWR liegen und zu den höchsten Abgaben im europäischen Vergleich zählen. Die flüssigen Abgaben des KKB liegen beispielsweise durchschnittlich um ca. drei Grössenordnungen über dem entsprechenden Wert des KKW Gösgen. Hier sind noch Anstrengungen erforderlich, um die Abgabe radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser mindestens auf den Medianwert der europäischen DWR zu reduzieren. Bei den Abgaben radioaktiver Stoffe mit der Abluft kann festgehalten werden, dass die Aktivitätsabgaben auf tiefem Niveau lagen und dass die Jahresabgabegrenzen um Grössenordnungen unterschritten wurden.

Die im KKB vorhandenen Zwischenlager verfügen über genügend Lagerkapazität, um die bis mindestens 2020 durch den Betrieb produzierten und wintern konditionierten radioaktiven Abfälle aufzunehmen. Die Einhaltung der Schutzziele der HSK-Richtlinie R-14 ist für das ZWIBEZ gewährleistet. Für das Rückstandslager wird eine Untersuchung der Folgen eines Erdbebens der Wahrscheinlichkeit 10^{-4} pro Jahr gefordert. Von einer Untersuchung zu den Folgen eines Flugzeugabsturzes auf dieses Lager wird aus Wahrscheinlichkeitsüberlegungen abgesehen.

Das Qualitätssicherungsprogramm des KKB erfasst und regelt sämtliche Tätigkeiten und Abläufe im Zusammenhang mit den durchzuführenden Transporten radioaktiver Stoffe. KKB führt diese Transporte mit der erforderlichen Sorgfalt und unter Erfüllung der nationalen und internationalen Vorschriften durch. Geringfügige Abweichungen hatten keine sicherheits- bzw. strahlenschutztechnische Relevanz.

Bei der Gesamtbewertung der Betriebserfahrungen des KKB 2 während des Berichtszeitraums kommt die HSK zum Schluss, dass der sichere Anlagenbetrieb jederzeit gewährleistet war. Dem KKB kann eine umsichtige Betriebsführung bescheinigt werden, die zu einer sehr guten Verfügbarkeit der Anlage mit wenigen störungsbedingten Abschaltungen geführt hat.

6 Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude, Systeme und Komponenten

6.1 Übergreifende Konzepte der Gesamtanlage

6.1.1 Sicherheitstechnische Einstufung von wichtigen Ausrüstungen und Systemen

Die Klassierung von Gebäuden, Systemen und Ausrüstungen eines Kernkraftwerkes entspricht ihrer Bedeutung für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz. Die Systeme und Ausrüstungen werden gemäss der Richtlinie HSK-R-30 in Sicherheitssysteme, sicherheitsbezogene und nicht sicherheitsrelevante Systeme eingeteilt. Die Richtlinie HSK-R-06 legt die Zuordnung der mechanischen Ausrüstungen in vier Sicherheitsklassen SK 1 bis SK 4 und zwei Erdbebenklassen (EK I und EK II) fest. Die elektrischen Ausrüstungen sind gemäss der Richtlinie in zwei Kategorien eingeteilt, klassiert (1E) oder nicht klassiert (0E).

Die Tabelle 6.1.1-1 gibt die Klassierung wichtiger Ausrüstungen und Systeme sowie deren auslegungsgemässe Funktionsbereitschaft nach einem Sicherheitserdbeben an.

Die Klassierung der mechanischen Komponenten, die in der werkspezifischen Komponentenliste festgehalten ist, bildet die Grundlage für die Anforderungen in Bezug auf die Auslegung, Ausführung und Umfang der behördlichen Überwachung. Die vorhandene Komponentenliste aus dem Jahr 1997 erfüllt die Anforderungen des Anhangs 8 der HSK-R-35 bezüglich des Inhalts nicht vollständig. KKB wird eine Neuausgabe der mechanischen Komponentenliste auf der Basis der Richtlinie HSK-R-35 bis Ende März 2004 erstellen.

Die Sicherheitsklasse 1E umfasst alle elektrischen Ausrüstungen, die zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen benötigt werden. Diese Ausrüstungen sind in einer 1E-Klassierungsliste erfasst, welche regelmässig überarbeitet wird. Die aktuelle Ausgabe entspricht dem Stand von Dezember 2002 (Kap. 5.5.2).

Tabelle 6.1.1-1 Sicherheitstechnische Einstufung von wichtigen Ausrüstungen und Systemen

Ausrüstung	Anlagenkennzeichen	ELK ^a	SK ^b	EK ^c	Funktion bei SSE ^d
Primärsystem					
Reaktordruckbehälter	JRC 1		1	I	Ja
Druckhalter	JRC 27		1	I	Ja
Druckhalterentlastung	JRC PCV/SOV	1E	1	I	Ja
Hauptkühlmitteleitung	JRC XP		1	I	Ja
Hauptkühlmittelpumpen	JRC 18 A, B	0E	1	I	Nein
Dampferzeuger (Primär-/Sekundärseite)	JRC 13 A, B		1/2	I	Ja
Auslöse- und Abschaltssysteme					
Reaktorschutzsystem	CL	1E		I*	Ja
Notstandschutzsystem	CN	1E		I	Ja

Ausrüstung	Anlagen- kennzeichen	ELK^a	SK^b	EK^c	Funktion bei SSE^d
Steuerelemente inkl. Antriebe	JRA	0E	2	I ^e	Ja ^e
Notborierung	KCH	(1E)	2	I*	Nein
Notstand-Borierung	JSI 1D	1E	2	I	Ja
Sekundärsysteme					
Hilfsspeisewassersystem	LSN	1E	2	I*	Nein
Notspeisewassersystem	LSE	1E	2	I	Ja
Notstandspeisewassersystem	LNA	1E	2	I	Ja
Dampferzeugerabblasesystem	LDA	1E	2	I	Ja
Frischdampfisolationsventile	LDF	1E	2	I	Ja
Containment					
Containment-Sprühsystem	JCS	1E	2	I*	Nein
Sicherheitsgebäude-Kühlung	KHV 1, 2	1E	2	I*	Nein
Gefilterte Druckentlastung (SIDRENT)	KHV 29nn	1E	2	I	Ja
Ringraum-Rückpumpsystem	KHV 14, 15	1E	3	I*	Nein
H ₂ -Abbausystem	KHV120 -126		3	I	Ja
Containment-Isolation	KHV	1E	2	I	Nein
Kühlsysteme					
Hauptkühlwasser (bis Einlauf Nebenkühl- wasser)	PRH		unkl.	unkl.	
Primäres Nebenkühlwasser	PRW	1E	3	I*	Nein
Primäres Zwischenkühlwasser	KAC	1E	3	I*	Nein
Sekundäres Nebenkühlwasser	PRN	0E	unkl.	unkl.	Nein
Sekundäres Zwischenkühlwasser	PKZ	1E	3	I*	Nein
Brunnenwasser	LBW	1E	3	I*	Nein
Notstand-Brunnenwasser	LNB	1E	3	I	Ja
Sicherheitseinspeisung					
Sicherheitseinspeisestränge SE-Pumpen (A), B, C	JSI (1A),1B,1C	1E	2	I*	Nein
Notstand-Sicherheitseinspeisestrang	JSI 1D	1E	2	I	Ja
Druckspeicher	JSI 6, JSI 7		2	I	Ja
Borwasservorratstank (BOTA)	JCS		2	I	Ja
Sicherheitseinspeise-Rezirkulation SE-Rez.-Pumpen A+C, B+D	JSI 2 A,B,C,D	1E	2	I*	Nein
Notstandrezirkulationspumpe	JSI 3	1E	2	I	Ja
Notstandrezirkulationskühler	JSI 4		2	I	Ja
Notstand-Kaltfahrleitung mit Notstand-Kaltfahrventil	JSI 13	1E	2	I	Ja
Notstandsperrwasser	JNA	1E	2	I	Ja

Ausrüstung	Anlagenkennzeichen	ELK^a	SK^b	EK^c	Funktion bei SSE^d
Chemie und Volumenregelsystem (Einspeisefunktionen)	KCH	(1E)	2	I*	Nein
Brennelementlagerbecken					
Brennelementlagerbecken/Gestelle	SME		2	I	Ja
Brennelementlagerkühlung	FAC	0E	3	I*	Nein
Alternative Brennelementlager-Kühlung	FEC	0E	unkl.	unkl.	Ja ^f
Stromversorgung und Steuerluft					
Stromversorgung	BE, BF	1E			Nein
Notstand-Stromversorgung	BV	1E		I	Ja
Flutdiesel/Generatoren	23XM/XG	1E	3	I*	Nein
Notstand-Notstromdiesel/Generator	29XM/XG	1E	3	I	Ja
Hydro Beznau Notstromversorgung	AN 10,20	0E	unkl.	unkl.	Nein
Steuerluftsystem	QIA	0E	Unkl.	unkl.	Nein
Notstand-Steuerluftsystem	QNA	1E	3	I	Ja
Aktivitätsüberwachung					
Abwasser/Kühlwasser	KRM 61,93	1E	3	I	Ja
Fortluftkamin	KRM 73-76, 83-86	1E	3	I	Ja
Dosisleistung im Containment	KRM 30-32	1E		I	Nein

^a ELK Elektrische Klassierung der für die Sicherheitsfunktion benötigten elektrischen Komponenten des Systems. (1E) bedeutet: nur für bestimmte Funktionen 1E-klassiert, z.B. Schliessfunktion, Abschaltfunktion. In der Regel sind 1E-klassierte Ausrüstungen gegen seismische Einwirkungen ausgelegt.

^b SK Sicherheitsklasse des Systems: Angegeben ist die vorherrschende Sicherheitsklasse.

^c EK Erdbebenklasse des Systems gemäss seiner mechanischen Auslegung: Die Integrität eines Systems der Erdbebenklasse EK I ist während und nach einem Sicherheitserdbeben (SSE) gewährleistet.

I* bedeutet: Die angegebenen Klassierungen der Systeme müssen bei Nachrüstungen nachgewiesen werden. Die Sicherheitsfunktionen werden beim SSE durch die Notstand-Systeme gewährleistet.

^d Die Sicherheitsfunktion ist nur gewährleistet, wenn alle dafür benötigten mechanischen und elektrischen Ausrüstungen einschliesslich Stromversorgung und Hilfssysteme sowie die zugehörigen Gebäudestrukturen für die Standfestigkeit gegen SSE qualifiziert sind.

^e Nur die Komponenten des Schnellabschaltsystems, die für die Sicherheitsfunktion "Schnellabschaltung" notwendig sind, entsprechen der Erdbebenklasse I. Die Sicherheitsfunktion "Schnellabschaltung" ist nach einem SSE gewährleistet.

^f Die Sicherheitsfunktion "Nachfüllen des Brennelementlagerbeckens mit Feuerlöschpumpen" mittels des alternativen Brennelement-Lagerkühlsystems ist nach einem SSE gegeben.

6.1.2 Konzept der Erdbebenauslegung der Gesamtanlage

Anforderung an die Erdbebenauslegung

Bei einem Erdbeben können alle Gebäude und Ausrüstungen eines Kernkraftwerks betroffen sein. Das übergeordnete Ziel der Erdbebenauslegung der Gesamtanlage ist, die Strahlendosis in der Umgebung beim Sicherheitserdbeben (Safe Shutdown Earthquake, SSE) auf den für Störfälle der Ereigniskategorie 3 gemäss Richtlinie HSK-R-11 festgelegten Wert zu begrenzen. Zudem soll die Strahlendosis nach einem SSE so klein wie möglich gehalten werden (Art. 9 des StSG). Die Anlage soll bei einem SSE sicher abgeschaltet und die Nachwärme zuverlässig abgeführt werden können, ohne dass es zu Kernschäden kommt.

Als zweites Auslegungserdbeben wird das Betriebserdbeben (Operating Basis Earthquake, OBE) definiert. Die Anlage muss das OBE ohne Schäden überstehen.

Durch Bilden von Lastkombinationen werden die Erdbebeneinwirkungen mit andern gleichzeitig vorhandenen Einwirkungen wie Eigengewichte, Erd- und Wasserdrücke und Nutzlasten überlagert. Eine Überlagerung von Einwirkungen mit sehr kleiner Eintrittshäufigkeit wie Überflutung, Rohrbrüche oder Flugzeugabsturz wird nicht gefordert

Angaben des Gesuchstellers

Das Konzept für die heute gültige Erdbebenauslegung der Gesamtanlage ist im Sicherheitsbericht⁸ dokumentiert.

Aus den "Erdbebenrisikokarten der Schweiz" ist für den Standort und die Wiederkehrperiode von 10'000 Jahren das SSE mit einer Intensität von VII.6 auf der MSK-Skala (Medvedev, Sponheuer, Karnik) bestimmt worden. Daraus wurde für das Niveau des Felsuntergrunds, und damit für die auf Fels gegründeten Gebäude, eine maximale Horizontalbeschleunigung von 0.15g abgeleitet. Die maximale Vertikalbeschleunigung wird auf 2/3 der Horizontalbeschleunigung festgelegt. Die Werte für das OBE betragen 50% der entsprechenden Werte des SSE.

Für nicht auf dem Fels gegründete Gebäude werden unter Annahme eines mittleren Bodenprofils maximale Beschleunigungen für verschiedene Fundationskoten berechnet. Daraus resultiert beim SSE eine maximale Bodenbeschleunigung von 0.21g (horizontal) bzw. 0.15g (vertikal).

Zur Bemessung von Gebäuden und Ausrüstungen werden die im US NRC Regulatory Guide 1.60 definierten Bemessungsspektren verwendet.

Mit der Erdbebenauslegung ist sichergestellt, dass bei der Einwirkung eines SSE die Integrität des Reaktorkühlkreislaufs mitsamt den anschliessenden Rohrleitungen der Sicherheitsklassen 1 bis 3 erhalten bleibt. Im Weiteren bleiben die Notstandssysteme in der Lage, den Reaktor abzuschalten, den Reaktorkühlkreislauf zu isolieren und die Nachwärme abzuführen. Dabei wird erschwerend angenommen, dass sich gleichzeitig alle anderen Systeme und Ausrüstungen in der ungünstigsten Weise verhalten.

Die Gebäude und Ausrüstungen sind entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung klassiert. Grundlage dafür bildet die Richtlinie HSK-R-06. Gebäude und Ausrüstungen der Erdbebenklasse EK I und EK II müssen bei einem SSE bzw. OBE intakt bleiben. Zudem wird sichergestellt, dass im Falle eines Erdbebens das Funktionieren von klassierten Ausrüstungen nicht durch das Versagen von nicht-klassierten Ausrüstungen behindert wird.

Grundsätzlich sind für alle Gebäude der Bauwerksklasse BK1 gemäss Richtlinie HSK-R-04 und für die sicherheitsrelevanten Ausrüstungen dynamische Erdbebenberechnungen durchgeführt worden. Diese erfolgten entweder mit der Erstauslegung oder mit der späteren seismischen Requalifikation, falls ursprünglich mit dem Ersatzkraftverfahren bemessen wurde. Die Nachweise der Erdbebensicherheit erfolgten durch Vergleich der rechnerischen Tragwiderstände mit den Beanspruchungen. Die mit Sicherheitsbeiwerten reduzierten Tragwiderstände liegen höher als die unter Annahme von linearem Werkstoffverhalten berechneten Beanspruchungen aus den Auslegungserdbeben.

HSK-Beurteilung

Die HSK beurteilt das Konzept der Erdbebenauslegung als zweckmässig und sicher. Es setzt die mit den HSK-Richtlinien vorgegebenen übergeordneten Auslegungsanforderungen an die Gesamtanlage korrekt um. Die Auslegungsanforderungen erfüllen die international geltenden Richtlinien (IAEA-Safety Guide⁴¹ NS-G-1.6 "Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants").

Das unabhängige und erdbebenqualifizierte Notstandssystem gewährleistet die Reaktorabschaltung, die Kernkühlung und die Nachwärmeabfuhr auch nach einem Erdbeben der Stärke SSE.

Die HSK hat die im Bewertungszeitraum für Gebäude und Ausrüstungen durchgeführten Untersuchungen zur seismischen Requalifikation geprüft und freigegeben. Die daraus getroffenen baulichen Verstärkungsmassnahmen in den Nebengebäuden und im Maschinenhaus (siehe dazu Kapitel 6.2.3.4 und 6.2.3.5) sorgen dafür, dass die Auslegungsanforderungen erfüllt werden. Die grössten baulichen Verstärkungen sind die neu eingebauten Schubwände im Nebengebäude A.

6.2 Bautechnik

6.2.1 Klassierung der Gebäude

Angaben des Gesuchstellers

Durch die Klassierung werden die Gebäude entsprechend ihrer Bedeutung für die nukleare Sicherheit eingestuft. Die für die bauliche Auslegung massgebende Einwirkung ist das Erdbeben. Die Gebäude werden gemäss der Richtlinie HSK-R-04 den Bauwerksklassen BK1 bzw. BK2 zugeordnet.

Der BK1 werden alle Gebäude zugeordnet, welche auf die Einwirkungen eines Sicherheitserdbebens SSE und eines Betriebserdbebens OBE ausgelegt werden müssen. Dies sind hauptsächlich die Gebäude, in welchen Systeme angeordnet sind, die für ein sicheres Abschalten und für die Abfuhr der Nachwärme erforderlich sind, oder deren Ausfall die Freisetzung einer bedeutenden Menge von Radioaktivität verursachen kann. Der BK2 werden alle Gebäude zugeordnet, welche auf die Einwirkungen eines Betriebserdbebens ausgelegt werden müssen.

KKB hat die Klassierung der Gebäude im Sicherheitsbericht⁸ zusammengestellt (Tabelle 6.2.1-1).

Tabelle 6.2.1-1: Klassierung der Gebäude im KKB 2

Gebäude	Bauwerks- klasse	Bem.
Sicherheitsgebäude	BK1	
Nebengebäude A	BK1	
Nebengebäude B	BK1	
Nebengebäude C	BK2	
Nebengebäude D	BK1	
Nebengebäude E	BK1	
Notstandgebäude, inkl. SIDRENT-Aufbauten	BK1	
Notspeisewassergebäude	BK1	a)
Notstandbrunnen UX	BK1	a)
BOTA-Gebäude	BK1	a)
Notbrunnen UV	BK2	a)
Werkhalle UC	BK2	a)
Primärgarderobe	BK2	a)
Gebäude	Bauwerks- klasse	Bem.
Maschinenhaus - Westteil, grosse Halle - Ostteil	BK2 BK1	
Kühlwasserreinigungsgebäude Kühlwasserkanal		b) b)
Versorgungskanal UV150	BK1	
Versorgungskanal 0UV		a), b)
Versorgungskanal UV155	BK2	
Hydraulisches Kraftwerk Beznau HKB Maschinenhaus, Elektrogebäude, Stauwehr, Oberwasserkanal		c)
Zwischenlagergebäude SAA und HAA	BK1	d)
Rückstandslagergebäude R	BK2	e)
Bemerkungen		
a) Gebäude gehört auch zu KKB1		
b) Von KKB nicht klassiert		
c) Das Hydrowerk ist im Sicherheitsbericht KKB nicht enthalten und von KKB nicht klassiert		
d) Klassierung gemäss Sicherheitsbericht ZWIBEZ ⁴²		
e) Klassierung gemäss Sicherheitsbericht KKB1		

HSK-Beurteilung

Die HSK hat die Klassierung in ihrem Gutachten von 1994 ausführlich beurteilt. KKB hat die dort festgehaltenen Hinweise der HSK weitgehend berücksichtigt: Das Nebengebäude B mit dem Brennelementlagerbecken und der Ostteil des Maschinenhauses werden nun von KKB gemäss Tabelle 6.2.1-1 übereinstimmend mit der von der HSK vorgenommenen Einstufung als BK1 Gebäude klassiert. In Abweichung zur Einstufung der HSK werden die unterirdischen Bauwerke Notbrunnen UV, Versorgungskanal 0UV und Kühlwasserkanal/ -reinigungsgebäude von KKB weiterhin gar nicht oder tiefer klassiert. Die HSK hat diese Gebäude aufgrund der darin installierten sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in die BK1 eingestuft. KKB hat die Klassierung des Notbrunnens UV, des Versorgungskanals 0UV und des Kühlwasserkanals mit der nächsten Revision des Sicherheitsberichtes zu überprüfen und anzupassen (*PSÜ-Pendenz PSÜ-P 32/7.10-1*)

Das Hydraulische Kraftwerk Beznau (HKB) (Kap. 6.2.3.8) liegt ausserhalb des KKB-Areals und ist keine KKB-Anlage. Es wird nicht im Sicherheitsbericht behandelt. Für das KKB ist es dennoch ein Teil der Notstromversorgung und hat Aufgaben für die Kühlwasserversorgung und die Nebenkühlwasserversorgung. Der bauliche Zustand der Anlagen des HKB wird deshalb in Abstimmung mit der HSK unabhängig vom Bauwerksunterhalt des HKB auch vom KKB aus im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms überwacht.

6.2.2 Normen und Lastfälle

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat die für die Auslegung gültigen Normen und Lastfälle im Sicherheitsbericht zusammengestellt.

Als Grundlage für die Auslegung der Bauwerke dienten mehrheitlich die zum jeweiligen Zeitpunkt gültigen Normen des Schweizerischen Ingenieur- und Architekten-Vereins SIA. Für die ursprüngliche Auslegung waren dies insbesondere die Norm SIA 160 "Norm für die Belastungsannahmen, die Inbetriebnahme und die Überwachung der Bauten" (Ausgaben 1956 und 1970) und die Norm SIA 162 "Norm für die Berechnung, Konstruktion und Ausführung von Bauwerken aus Beton, Stahlbeton und Spannbeton (Ausgaben 1956 und 1968).

Gemäss dem damaligen Sicherheitskonzept wurden die Lasten in Hauptlasten, Zusatzlasten und Sonderlasten eingeteilt und mit entsprechend abgestuften zulässigen Spannungen bemessen.

Als Hauptlasten H gelten Eigenlasten, ständige Lasten, Nutzlasten, Schneelasten, Erddruck und Drücke infolge Grundwasser oder Wasserfüllungen.

Zusatzlasten Z sind Windlasten, Brems- und Anfahrkräfte, Montagelasten, Zwängungskräfte infolge von Schwinden, Auflagersenkungen und Temperaturänderungen.

Als Sonderlasten wurden Lasten infolge Erdbeben, Überflutung, Einwirkungen Dritter, Flugzeugabsturz und Trümmereinwirkungen bezeichnet.

Die im Einzelfall zu berücksichtigenden Lasten und Lastkombinationen wurden gebäudespezifisch festgelegt.

Für die heutigen Auslegungsgrundlagen sind die aktuellen Ausgaben der SIA-Normen massgebend. Die heute noch gültige Normengeneration aus dem Jahre 1989 wurde für die neueren Gebäude des KKB verwendet, nämlich für Notstandgebäude, Notspeisewassergebäude, Werkhalle und Primär-

garderobe. Zudem wurde sie für nachträgliche Tragsicherheitsnachweise an bestehenden Tragwerken verwendet.

Im Bereich der Sonderlasten mussten ergänzende Festlegungen zu den SIA-Normen getroffen werden. Für die seismischen Berechnungen wurden dazu die Regelwerke der US NRC beigezogen, insbesondere Section 3.7.1 "Seismic Design Parameters", Section 3.7.2 "Seismic System Analysis" und Section 3.7.3 "Seismic Subsystem Analysis" des "Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants". Die Auslegung der neueren Gebäude der Bauwerksklasse BK1 gegen Trümmereinwirkungen infolge Flugzeugabsturzes erfolgte nach der Richtlinie HSK-R-102 (Kap. 7.8.4).

HSK-Beurteilung

Die SIA Normen aus den Jahren 1956, 1968 und 1970 basieren auf einem Bemessungskonzept mit elastischen Schnittkraftermittlungen und mit Nachweisen von zulässigen Materialspannungen. Mit der Normengeneration aus dem Jahre 1989, welche für die neueren Gebäude des KKB verwendet wurden, wurde ein neues Bemessungskonzept wirksam. Anstelle der Bemessung mit zulässigen Materialspannungen werden Tragsicherheitsnachweise geführt, welche auf der Einwirkungsseite Lastfaktoren und auf der Widerstandsseite Widerstandsbeiwerte im Sinne von Teilsicherheitsfaktoren vorgeben.

Ein exakter Vergleich der verschiedenen für das KKB wirksamen Normengenerationen ist auf Grund der unterschiedlichen Konzepte nicht möglich. Generell lässt sich sagen, dass die Anwendung der alten Normen im Vergleich zu den heute gültigen Normen beim Nachweis der Tragsicherheit zu eher konservativen Ergebnissen führt. Aus dieser Sicht enthalten die ursprünglichen Auslegungen der Bauwerke Reserven.

Ein erneuter Wechsel der Baunormen ist im Gange. Die in Anlehnung an die Eurocodes erarbeiteten "Swisscodes" werden demnächst vom SIA eingeführt. Für zukünftige Umbauten, Erweiterungsbauten oder Nachrüstungen werden sie als Stand der Technik zu berücksichtigen sein.

Die HSK hat den von KKB verwendeten Normen und Lastfällen mit ihrem Gutachten 1994²¹ zugestimmt. An dieser Beurteilung hat sich bis heute nichts geändert.

6.2.3 Beurteilung der Sicherheit der Bauwerke

Im Bericht "Betriebsführung und Betriebserfahrungen (BEB)" fasst KKB die Beurteilung der Sicherheit der Bauwerke zusammen. Für die sicherheitsrelevanten Bauwerke werden die folgenden Themenbereiche dargestellt:

- Aufgaben und Anordnung
- Gebäudebeschreibung
- Eingriffe in Baustrukturen
- Änderungen und Instandsetzung
- Inspektionen
- Requalifikationen
- Bewertung

Schliesslich führt KKB für die gebäudeweise durchgeführten Beurteilungen eine zusammenfassende Bewertung durch.

Die Darstellung konzentriert sich auf die während des Bewertungszeitraums durchgeführten Massnahmen. Wegen der massgebenden Bedeutung der Erdbebeneinwirkungen für die Auslegung der Bauwerke und Komponenten ist die Erdbebenqualifikation bzw. -requalifikation im Bericht des Gesuchstellers besonders gewichtet. Die seismische Requalifikation wurde von KKB aufgrund einer Forderung der HSK bereits rund zehn Jahre vor dem Bewertungszeitraum begonnen.

Im Folgenden werden die wichtigsten Vorkommnisse und Veränderungen im Bewertungszeitraum zusammengefasst und bewertet.

6.2.3.1 Sicherheitsgebäude

Angaben des Gesuchstellers

Die grössten Eingriffe in die Baustruktur des Sicherheitsgebäudes des KKB 2 erfolgten für die Anschlussarbeiten der NANO-Systeme im Jahre 1992 und für den Austausch der Dampferzeuger im Jahre 1999. KKB hat die baulichen Eingriffe entsprechend dem von der HSK genehmigten Konzept "Eingriffe in Betonkonstruktionen" geplant, berechnet und dokumentiert. Zusätzlich zu den freigabepflichtigen baulichen Eingriffen erfolgten im Rahmen der baulichen Instandhaltung zahlreiche kleinere Änderungen, welche bei KKB intern dokumentiert wurden.

Der in der Revision 1999 durchgeführte Austausch der Dampferzeuger erforderte die folgenden grösseren baulichen Eingriffe:

- Anpassungen am schachtförmigen Stahlbetongehäuse (Beton-Housing der Dampferzeuger): neue Ausschnitte und Verstärkung der Wände mit horizontalen und vertikalen Vorspannkabeln
- Transfer-Öffnung von rund 6 x 6 m durch den inneren Betonzylinder (Splitterschutzwand), die Stahldruckschale und das Sekundärcontainment aus Stahlbeton mit Stahlauskleidung
- Wiederverschluss der Transferöffnungen: Verschweissen der Stahlbleche der Stahldruckschale und der Stahlauskleidung, Anschweissen der Bewehrungsstähle, Zubetonieren.

Gemäss KKB wurde im Rahmen der Erdbeben-Requalifikation eine seismische Berechnung des Sicherheitsgebäudes durchgeführt.

KKB kommt zum Schluss, dass die Bausubstanz des Sicherheitsgebäudes, inklusive Grundwasserisolation, Stahldruckschale, Beschichtungen und Liner die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage erfüllen. Mit Ausnahme des Bodenanstrichs und der Dilatationsfugen im Ringraum, deren Erneuerung im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms angeordnet wurde, sind keine Sanierungsmassnahmen erforderlich. Das Gebäude erfüllt die Erdbebenanforderungen. Bauliche Ertüchtigungsmassnahmen sind nicht erforderlich. Massnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Hauptschleuse und der Prozessrohrdurchführungen sind festgelegt und terminiert.

Im Weiteren wird KKB eine Spezifikation für die Anforderungen an Anstriche und Beschichtungen erarbeiten, damit in Zukunft nachvollziehbare und dokumentierte technische Grundlagen verfügbar sind.

HSK-Beurteilung

Die HSK hat die oben erwähnten Eingriffe in die Baustrukturen geprüft und freigegeben, soweit sie gemäss dem Konzept "Eingriffe in Betonkonstruktionen" in die Eingriffskategorie 1 eingeteilt sind. Dazu gehören grosse Eingriffe (Seitenlänge oder Durchmesser > 50 cm) in Bauteilen, welche für das Tragverhalten massgebend sind.

Die HSK hat insbesondere auch die grossen Eingriffe für den Austausch der Dampferzeuger geprüft, freigegeben und die Bauausführung überwacht. Mit den geplanten Hauptinspektionen der Alterungsüberwachung können allfällige Schwachstellen in den betroffenen Bauteilen erkannt und behoben werden.

KKB hat der HSK die neue Erdbebenberechnung für das Sicherheitsgebäude im August 2003 zur Prüfung vorgelegt. Die HSK wird diese Berechnungen prüfen und beurteilen.

Die HSK beurteilt den baulichen Zustand des Sicherheitsgebäudes gesamthaft als gut. Sie hat die Zustandsuntersuchungen inspiziert, welche für das Sicherheitsgebäude dokumentieren, dass die im Alterungsüberwachungsprogramm spezifizierten Anforderungen erfüllt sind (siehe dazu Kap. 5.5.3). Dazu gehört auch die Grundwasserabdichtung im Fundamentbereich des Gebäudes. Da diese für Inspektionen nicht direkt zugänglich ist, wird ihre Dichtheit indirekt durch die Inspektion der Drainagerohre und durch die monatliche Begehung des Kontrollgangs bestätigt.

6.2.3.2 Notstandgebäude, Notstandbrunnengebäude und BOTA-Gebäude

Angaben des Gesuchstellers

Der Bau der Notstandgebäude und der darin installierten Notstandssysteme ist die bedeutendste sicherheitstechnische Nachrüstung während der bisherigen Betriebsgeschichte des KKW Beznau. Der Abschluss der Bauarbeiten und die Inbetriebnahme erfolgten im KKB 2 im Jahre 1992. Zu den Notstandeinrichtungen zählen auch der Notstandbrunnen, welcher in einem eigenen Gebäude steht und Grundwasser in die Notstandssysteme speisen kann, sowie das BOTA-Gebäude mit den Borwasservorrattanks.

Die Gebäude sind auf das Sicherheitserdbeben SSE, die Arealüberflutung, die Trümmereinwirkung aus Flugzeugabsturz und auf Blitzschlag ausgelegt.

Die Gebäudesetzungen sind bei den Notstandgebäuden bis ins Jahr 2000 gemessen und dokumentiert worden. Sie sind bis zu diesem Zeitpunkt abgeklungen.

Seit der Erstellung der Gebäude sind im Zusammenhang mit den folgenden Projekten bauliche Eingriffe durchgeführt worden, welche eine HSK-Freigabe erforderten:

- an den Notstandgebäuden für das Anlageninformationssystem ANIS (Kap. 6.8.2).
- am Notstandbrunnengebäude (Inbetriebnahme 1987) für die Notstandssysteme und an der Abschlusswand des BOTA-Gebäudes.
- am BOTA-Gebäude (Inbetriebnahme 1985) für die Ertüchtigung der gesicherten Notspeisewasserversorgung ERGES (Kap. 6.7.4.2).

Gesamthaft kommt KKB zum Schluss, dass die Bausubstanz des Notstandgebäudes, des Notstandbrunnengebäudes und des BOTA-Gebäudes die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage erfüllt.

HSK-Beurteilung

Die HSK hat die Planung und den Bau des Notstandgebäudes, des Notstandbrunnengebäudes und des BOTA-Gebäudes geprüft und jeweils etappenweise freigegeben. In den Bewertungszeitraum fallen die Abschlussarbeiten für das Notstandgebäude. In ihrem Gutachten 1994²¹ hat die HSK die Gebäude ausführlich dargestellt.

Die seither vorgenommenen baulichen Eingriffe hat die HSK ebenfalls geprüft und freigegeben. Planung und Ausführung erfüllen die Qualitätsanforderungen.

Die Gebäude erfüllen die Auslegungsanforderungen und sind in einem guten Zustand. Die nächste Beurteilung des baulichen Gesamtzustands wird aufgrund der im Jahr 2003 vorgesehenen Basisinspektionen erfolgen (vgl. Kap. 5.5.3).

6.2.3.3 Notspeisewassergebäude

Angaben des Gesuchstellers

Das Notspeisewassersystem ist eine der bedeutenden Nachrüstungen für KKB 1 und KKB 2 im Bewertungszeitraum. Es wurde für KKB 2 im Jahre 1999 und für KKB 1 im Jahre 2000 in Betrieb genommen. (Kap.6.7.4.2)

Das Gebäude schützt die darin enthaltenen Ausrüstungen (zwei Speisewassertanks, Pumpen und Leitungen) gegen Einwirkungen von aussen. Es ist ein 17.5 m langes, 8.2 m breites und 13.4 m hohes, massives Stahlbetongebäude mit vollflächigen Aussenwänden. Es ist auf das Sicherheitserdbeben SSE und die Arealüberflutung ausgelegt. Als Schutz gegen Einwirkungen Dritter sowie gegen Flugzeugtrümmer wirken die 40 cm dicken Stahlbetonwände und die gleich dicke Dachplatte. Sie sind beidseitig kreuzweise mit einer Bewehrung von 21 cm²/m ausgeführt. Das Notspeisewassergebäude ist aber zusätzlich durch die umliegenden Gebäude gegen Trümmer geschützt.

Im Notspeisewassergebäude sind bisher keine meldepflichtigen Eingriffe in die Baustruktur vorgenommen worden.

HSK-Beurteilung

Die HSK hat die Planung und den Bau des Notspeisewassergebäudes geprüft und etappenweise freigegeben. Der bauliche Schutz des Notspeisewassersystems ist grösser als bei vergleichbaren Systemen der ursprünglichen Auslegung. Das Notspeisewassersystem ist kein Notstandssystem und musste nicht gegen Einwirkungen von aussen ausgelegt werden.

Das Gebäude erfüllt die Auslegungsanforderungen und ist in einem guten Zustand. Eine aktualisierte Beurteilung des baulichen Gesamtzustands wird aufgrund der für das Jahr 2005 vorgesehenen Basisinspektionen erfolgen (vgl. Kap. 5.5.3).

6.2.3.4 Nebengebäude

Angaben des Gesuchstellers

In den Nebengebäuden sind Sicherheitssysteme, Hilfssysteme, Leittechnik, Hauptkommandoräume und Teile der Sekundäranlage untergebracht. Die Nebengebäude umschliessen das Sicherheitsgebäude auf drei Seiten: im Osten mit den Nebengebäuden A und B, im Süden mit dem Nebengebäude

C und im Westen mit den Nebengebäuden E und D. Diese sind alles massive Stahlbetongebäude mit weitgehend vollflächigen Aussenwänden.

Zu den Nebengebäuden gehört auch die Werkhalle UC, welche beiden Blöcken KKB 1 und KKB 2 zugeordnet ist. Die Werkhalle hat ein Stahlbetonskelett mit Stahlbetonwänden als Tragwerk.

Die baulichen Eingriffe im Zusammenhang mit den Notstandssystemen waren in den Nebengebäuden vor 1992 abgeschlossen. Weitere Eingriffe wurden der HSK im Bewertungszeitraum zur Genehmigung eingereicht, so beispielsweise für die Projekte Notspeisewassersystem (Nebengebäude A und B, 1999) und Primärgarderobe (Nebengebäude D, 1995).

Die Gebäudesetzungen sind bei allen Nebengebäuden abgeklungen. Sie wurden bis 1997 registriert.

Schliesslich sind im Bewertungszeitraum die folgenden grösseren Untersuchungen oder Massnahmen durchgeführt worden:

Nebengebäude A

Im Jahre 1992 ist im Erdgeschoss eine zweifeldrige zusätzliche Schubwand eingebaut worden, als bauliche Ertüchtigungsmassnahme im Rahmen der seismischen Requalifikation.

Nebengebäude B

Die Brennelement-Lagerbecken verfügen über eine aktive Leckageüberwachung der Liner. Die Überwachung erfolgt durch das Betriebspersonal. Der Interventionswert für die Leckrate ist im Bewertungszeitraum nie überschritten worden.

Im Jahre 1993 wurde die Erdbebensicherheit des Gebäudes im Rahmen der seismischen Requalifikation untersucht.

Nebengebäude C

In den Jahren 1992/1993 ist der Portalkran, welcher die Brennelementtransportbehälter über das Nebengebäude C in das Nebengebäude B führt, ersetzt worden. Er wurde auf das Sicherheitserdbeben SSE ausgelegt. Die Schienen und Gebäudestrukturen sind für die Aufnahme der Erdbebenlasten requalifiziert worden.

Nebengebäude D und E

Nach Abschluss des Umbaus der gesicherten Stromversorgung (Projekt VITAL) wurde erkannt, dass die nichttragenden Mauerwerkswände in bestimmten Bereichen der Halonzonen (Raumbereiche, denen Gaslöschanlagen zugeordnet sind) im 1. Obergeschoss der Nebengebäude D und E, ertüchtigt werden müssen. Damit soll ausgeschlossen werden, dass bei Erdbebeneinwirkungen sicherheitsrelevante elektrische Komponenten gefährdet werden. Die vorbereitenden Arbeiten wurden im Jahr 2002 begonnen.

Gesamthaft kommt KKB zum Schluss, dass die Bausubstanz der Nebengebäude die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage erfüllt. Die erforderlichen Massnahmen der seismischen Requalifikation der Nebengebäude sind durchgeführt worden, bzw. werden im Fall der Nebengebäudes C, D und E weitergeführt.

HSK-Beurteilung

Die HSK hat die genehmigungspflichtigen Eingriffe geprüft und freigegeben.

Den Einbau der Schubwand im Nebengebäude A und den Ersatz des Portalkrans hat die HSK von der Planung bis zur Ausführung überwacht und etappenweise freigegeben. Das Nebengebäude A,

der Portalkran und seine direkt darunter liegenden Tragwerke sind nun für das Sicherheitserdbeben SSE qualifiziert.

KKB hat der HSK die neue Erdbebenberechnung für das Nebengebäude B und C vorgelegt. Die Prüfung und Beurteilung durch die HSK ist in Bearbeitung. Die baulichen Ertüchtigungsmassnahmen für die Mauerwerkswände der Halonzone werden nach Vorlage der bautechnischen Unterlagen durch die HSK geprüft.

Die HSK beurteilt den baulichen Zustand der Nebengebäude gesamthaft als gut. Sie hat die Zustandsuntersuchungen inspiziert, welche dokumentieren, dass die im Alterungsüberwachungsprogramm spezifizierten Anforderungen erfüllt sind (siehe dazu Kap. 5.5.3).

6.2.3.5 Maschinenhaus

Angaben des Gesuchstellers

Das Maschinenhaus besteht im unteren Teil aus einer Stahlbetonkonstruktion. Der obere Bereich, die Halle, hat ein Tragwerk aus Stahlstützen und Fachwerk-Dachträgern aus Stahl.

Die grössten im Bewertungszeitraum vorgenommenen Eingriffe in die Baustrukturen stehen im Zusammenhang mit dem Notstandprojekt NANO (1992) und mit der Stahlkonstruktion, welche als Raumabschottung zwischen der 6 kV Eigenbedarfsanlage und den benachbarten Hilfsspeisewasserpumpen und Rohrleitungen eingebaut wurde (Projekt RASA, 1995).

Für den Ostteil des Maschinenhauses, welcher wegen der 6 kV Schaltanlage in die Bauwerksklasse BK1 eingestuft ist, wurde im Jahre 1995 eine seismische Requalifikation durchgeführt. Daraus resultierte als bauliche Ertüchtigungsmassnahme die Verstärkung der Mauerwerkswand in der Achse L auf Kote +3.70m.

KKB bewertet die Bausubstanz des Maschinenhauses gesamthaft als gut.

HSK-Beurteilung

Die HSK hat die genehmigungspflichtigen Eingriffe geprüft und freigegeben.

Sie hat auch die Auslegungsanforderungen, die Berechnung und die Konstruktion für die neue Raumabschottung im Ostteil des Maschinenhauses geprüft und freigegeben.

Die HSK hat weiterhin auch die seismische Requalifikation für den Ostteil des Maschinenhauses und die daraus resultierenden Verstärkungsmassnahmen vollumfänglich geprüft. Die HSK beurteilt die gemäss der Klassierung geforderte Erdbebensicherheit mit der abgeschlossenen Requalifikation als nachgewiesen. Aufgrund der Prüfung konnte die Pendenz P3 im Juni 1997 geschlossen werden. (Kap. 2.1.2)

Eine aktualisierte Beurteilung des baulichen Gesamtzustands wird nach der für das Jahr 2003 vorgesehenen Basisinspektion erfolgen (vgl. Kap. 5.5.3).

6.2.3.6 Versorgungskanäle, Notbrunnen, Kühlwasserkanal mit Ein- und Auslauf

Angaben des Gesuchstellers

Die unterirdischen Bauwerke sind entsprechend den sicherheitstechnischen Anforderungen der enthaltenen Systeme unterschiedlich klassiert (vgl. Tabelle 6.2.1-1). Die Erdbebenauslegung geht aber weiter als mit der Klassierung gefordert. Nicht nur die in die Bauwerksklasse BK1 eingestuften Ver-

sorgungskanäle UV150 sondern auch die nicht in die Bauwerksklasse BK1 eingestuftten Bauwerke "Versorgungskanal UV155", "Versorgungskanal 0UV" und "Notbrunnen UV" sind auf das Sicherheits-erdbeben SSE ausgelegt und bemessen. Der Überflutungsschutz wird für die Versorgungskanäle UV150 und für den Notbrunnen UV gewährleistet.

Bauliche Eingriffe sind an den Versorgungskanälen für den Überflutungsschutz der Versorgungskanäle UV 150 (1992), für das Notstandssystem NANO (1993) und für das Notspeisewassersystem ERGES (1999) vorgenommen worden.

Im Bewertungszeitraum ist keine Requalifikation durchgeführt worden.

Die Versorgungskanäle UV155 und 0UV sowie der Notbrunnen UV werden aufgrund ihrer Klassierung nicht im Alterungsüberwachungsprogramm mit Steckbriefen überwacht. Diese Bauwerke werden im Rahmen regelmässiger Anlagenrundgänge inspiziert und wenn nötig instand gesetzt. Die Kühlwasserkanäle, mit ihren Ein- und Auslaufbauwerken, werden wegen ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung mit Steckbriefen erfasst und überwacht.

Gesamthaft kommt KKB zum Schluss, dass die Bausubstanz der Versorgungskanäle, des Notbrunnens und des Kühlwasserkanals die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage erfüllt.

HSK-Beurteilung

Die HSK stellt fest, dass die Auslegung und Bemessung der Versorgungskanäle, des Notbrunnens und des Kühlwasserkanals die im Sicherheitsbericht gestellten Anforderungen erfüllt. Die Klassierung des Notbrunnens UV, des Versorgungskanals 0UV und des Kühlwasserkanals ist aber zu bereinigen (vgl. Kap. 6.2.1).

Da der Kühlwasserkanal relativ tief im Boden eingebettet ist, dürfte er gegen Erdbebenbeanspruchungen unempfindlich sein (HSK-Gutachten von 1994²¹).

Die HSK hat die genehmigungspflichtigen Eingriffe geprüft und freigegeben.

6.2.3.7 Rückstandslagergebäude R

Angaben des Gesuchstellers

Für die Zwischenlagerung von radioaktivem Abfall stehen auf dem Areal des KKW Beznau das Rückstandslagergebäude R und die Zwischenlagergebäude ZWIBEZ zur Verfügung.

Das 1978 in Betrieb genommene Rückstandslagergebäude R ist gemäss dem Sicherheitsbericht für KKB 1 in die Bauwerksklasse BK2 eingestuft. Es ist im Bewertungszeitraum nicht verändert worden. Die einzigen baulichen Aktivitäten sind die Basisinspektion der Alterungsüberwachung und die Erneuerung der Dachisolation, welche beide im Jahre 2001 durchgeführt wurden.

Insgesamt erfüllt der bauliche Zustand des Rückstandslagergebäudes die Voraussetzungen für den zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage.

HSK-Beurteilung

Das Rückstandslagergebäude R wurde gleich ausgelegt wie das direkt daneben stehende Nebengebäude C von KKB 1. Es steht nicht im Grundwasser und ist gegen Überflutung geschützt. Auf der Grundlage der nachgeforderten Dokumentation der Basisinspektion kann der Zustand der Baustruk-

tur als gut bezeichnet werden. (Bezüglich Erdbebenauslegung und radiologische Folgen siehe Kapitel 5.8.2)

6.2.3.8 Hydraulisches Kraftwerk mit Oberwasserkanal

Angaben des Gesuchstellers

Das Kühlwasser für die beiden Reaktorblöcke wird dem Oberwasserkanal des Hydraulischen Kraftwerks Beznau (HKB) entnommen. Die Anlage HKB besteht im Wesentlichen aus dem Stauwehr mit Wehrkraftwerk, dem Oberwasserkanal mit Brücke, dem Maschinenhaus und dem Elektrogebäude. Zusätzlich zur Kühlwasserversorgung gewährleistet das HKB für das KKB auch einen Teil der Notstromversorgung.

Das HKB wurde in den Jahren 1898 bis 1902 erstellt. 1928 bis 1932 wurde das Maschinenhaus umgebaut und die Turbinen ersetzt. 1991 reichte die NOK den kantonalen und kommunalen Behörden ein Projekt für einen Neubau zur Genehmigung ein. Dieses wurde 1996 zwar bewilligt, aus wirtschaftlichen Gründen aber nicht realisiert. Zur Verbesserung der Notstromversorgung des KKB wurde in den Jahren 1993 bis 1995 eine Teilsanierung des HKB ("Konzept 93") durchgeführt. Dabei wurde eine neue 8-kV-Schaltanlage erstellt, welche als statisch selbständiges dreistöckiges Gebäude in das zuvor leerstehende Elektrogebäude eingebaut ist.

Das Stauwehr wurde 1978 bis 1984 durch einen Neubau ersetzt und 1999 bis 2001 um ein Wehrkraftwerk erweitert.

Der Oberwasserkanal muss zur Gewährleistung des Kühlwassereinlaufs bezüglich Geschiebetrieb und Geschwemmsel überwacht und unterhalten werden. Bereits vor dem Bau des KKB und bis heute wurde in etwa 10-Jahres-Intervallen abgelagerter Kies in der Grössenordnung von 10'000 m³ ausgebaggert. Der Erfolg wird jeweils mit Fluss-Querprofilen vor und nach den Baggararbeiten überprüft. Die letzten Ausbaggerungen erfolgten 1988 (9'500 m³) und 1999 (13'000 m³). Die zuletzt im Sommer 2001 durchgeführte Gewässervermessung zeigt erneute Verlandungen oberhalb des Kühlwassereinlaufs auf. Es sind weitere Baggarungen in der Zeit von Oktober 2002 bis September 2003 angeordnet worden. Infolge der in den letzten Jahren festgestellten Zunahme der Abflussintensitäten und Hochwasserspitzen ist im Oberwasserkanal vermehrt mit Kiesablagerungen zu rechnen und dementsprechend auch mit einer Zunahme von Baggararbeiten. KKB sieht für die Zukunft vor, nach länger anhaltenden Aarezuflüssen (Tagesmittelwert > 1'000 m³/Sekunde an mehr als etwa 20 Tagen) eine Gewässervermessung vom Einlauf Oberwasserkanal bis zum Kühlwassereinlauf von KKB 2 durchzuführen.

Zusammenfassend hält KKB fest, dass sämtliche Gebäudeteile des HKB mit den zugehörigen Anlagen die Anforderungen für einen sicheren Weiterbetrieb und zum Sicherstellen der Kühlwasser- und Notstromversorgung für das KKB erfüllen.

Zusammenfassend hält KKB fest, dass sämtliche Gebäudeteile des HKB mit den zugehörigen Anlagen die Anforderungen für einen sicheren Weiterbetrieb und zum Sicherstellen der Kühlwasser- und Notstromversorgung für das KKB erfüllen.

HSK-Beurteilung

Eine Beurteilung der baulichen Auslegung des Hydraulischen Kraftwerks Beznau (HKB) wurde nicht durchgeführt. Das HKB wird aber im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms mit der gleichen Methode wie für die klassierten Bauwerke des KKB überwacht.

Aufgrund der eingereichten Steckbriefe der Basisinspektionen für das Maschinenhaus und das Elektrogebäude kann der bauliche Zustand als gut beurteilt werden. Mit den bis zur nächsten Zwischeninspektion im Jahre 2006 angeordneten Instandsetzungsmassnahmen (vgl. Kap. 5.5.3) können die lokal festgestellten Mängel an Betonbauteilen des Maschinenhauses beseitigt werden.

Die HSK hat auch das "Konzept 93" für die Teilsanierung zur Verbesserung der Notstromversorgung akzeptiert.

Die HSK beurteilt die sorgfältige Überwachung der Kiesablagerungen im Oberwasserkanal als wichtige Dauermassnahme zur Sicherstellung des Kühlwassereinlaufs.

6.2.3.9 Verankerungen

Angaben des Gesuchstellers

Mit der Planung des Notstands systems NANO sind für das KKB in den Jahren 1984 bis 1987 erstmals umfassende und systematische Auslegungsgrundlagen für die Verankerungen von Anlageteilen in den Baustrukturen entwickelt worden. Das Konzept wurde für die weiteren Neubauten seit 1987 angewendet und 1998 als KKB-Verankerungskonzept für alle Bauwerke des KKB als verbindlich erklärt. Das Konzept wurde durch ein weiteres Dokument für die Verankerungen an der Stahlauskleidung des Betoncontainments ergänzt.

Das KKB-Verankerungskonzept regelt die Grundanforderungen und Randbedingungen für die Ausführung von Standard- und Sonderverankerungen sowie die Schnittstellen Bautechnik-Maschinentechnik und die Zuständigkeiten der Fachabteilungen.

Die Verankerungen, die vor der Inkraftsetzung des Verankerungskonzepts ausgeführt wurden, also insbesondere für die Erstmontage während der Erstellung des KKB, entsprechen dem damaligen Stand der Technik und erfüllen die damals gültigen Vorschriften. Im Rahmen der seismischen Requalifikation der Gebäude der Bauwerksklasse BK1 sind auch die Verankerungen an den Baustrukturen überprüft und wo notwendig verstärkt oder ausgetauscht worden.

Im Weiteren wurden die Verankerungen bei ersetzten oder neu installierten Anlageteilen in den vor 1985 erstellten Gebäuden überprüft und wenn nötig verstärkt oder ersetzt, so zum Beispiel die Selbstbohrdübel für die Aufhängungen des Primärsystems im Sicherheitsgebäude.

Die periodische Überwachung der Verankerungen wurde in das Alterungsüberwachungsprogramm der Bautechnik übernommen. Die Untersuchungen sind primär visuell, werden aber fallweise durch weitere Untersuchungen ergänzt.

Eine periodische Kontrolle der Anzugsdrehmomente von Dübelverankerungen erfolgt bei Anlageteilen, welche auf Auflagerverschiebungen empfindlich sind oder auf Ermüdung beansprucht werden. In diesen Fällen erfolgt die Kontrolle im Rahmen der Alterungsüberwachung der betreffenden Komponenten.

Die Verankerungstechnik ist seit der Einführung des Verankerungskonzepts im KKB stark entwickelt worden. Es stehen heute neue Typen von Verankerungselementen, neue Berechnungsverfahren, Prüfungen, Zulassungen und Forschungsergebnisse zur Verfügung. KKB beabsichtigt deshalb, das Verankerungskonzept in den nächsten Jahren zu überarbeiten und damit dem aktuellen Stand der Verankerungstechnik anzupassen.

HSK-Beurteilung

Die HSK hat die Entwicklung des Verankerungskonzepts im Rahmen des NANO-Projekts intensiv geprüft. Dies gilt auch für die Verankerungen an der Stahlauskleidung des Betoncontainments. Die HSK beurteilt das Konzept als sicheres und effizientes Hilfsmittel für die Planung und Ausführung der Verankerungen. Sie hat seit der Einführung des Konzepts auch dessen korrekte Umsetzung in zahlreichen Einzelanwendungen überprüft.

Die HSK beurteilt die Kontrolle der Verankerungen im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms als geeignetes Vorgehen für die Gewährleistung der Dauerhaftigkeit.

Die HSK unterstützt die Absicht, das Verankerungskonzept zu überarbeiten.

6.3 Auslegung und Überwachung des Reaktorkerns

6.3.1 Kernauslegung

Sicherheitstechnische Aufgaben

Bei der Auslegung einer neuen Kernbeladung ist nachzuweisen, dass die festgelegten Sicherheitsanforderungen während der Dauer des nächsten Betriebszyklus unter Berücksichtigung der konkreten Einsatzbedingungen erfüllt sind. Insbesondere ist zu zeigen, dass die sicherheitstechnischen Parameter des Reaktorkerns innerhalb der Wertebereiche liegen, die bei den zyklusübergreifenden, umhüllenden Störfallanalysen betrachtet wurden. Im Bedarfsfall muss die Einhaltung der Sicherheitsgrenzwerte durch zykluspezifische Störfallanalysen nachgewiesen werden.

Angaben des Gesuchstellers

Im Bewertungszeitraum war die Kernauslegung im Wesentlichen darauf ausgerichtet, den eingesetzten Brennstoff besser zu nutzen und gleichzeitig das Niveau der Sicherheit und Zuverlässigkeit der Brennelemente (BE) aufrechtzuerhalten. Im Zeitraum 1993 bis 1999 wurden, vor allem im KKB 2, verlängerte Zyklen (bis 18 Monate) gefahren, was wegen des Einsatzes abbrennbarer Neutronenabsorber (Gadolinium) hinsichtlich Brennstoffausnutzung allerdings nicht optimal war.

Eine bessere Brennstoffausnutzung bedeutet, dass die BE länger im Kern verweilen und höhere Entladeabbrände erreichen. Die Anzahl neuer BE, die pro Zyklus nachzuladen sind, verringert sich somit, jedoch muss ihre Anreicherung erhöht werden. Die von KKB verfolgte Brennstoffeinsatzstrategie strebt eine Nachlademenge von 20 neuen Brennelementen an, so dass die Brennelemente insgesamt 6 Jahreszyklen im Kern verweilen und Entladeabbrände von bis zu 60 MWd/kgSM erreichen.

Auch bei besserer Brennstoffausnutzung müssen die Sicherheitsgrenzwerte eingehalten werden. Beim Übergang zu Brennelementen höherer Anreicherung stellt insbesondere die Einhaltung des Grenzwertes für den Heisskanalfaktor F_q sowie die Gewährleistung der Unterkritikalität der BE-Lager erhöhte Anforderungen an die Auslegung des Reaktorkerns resp. der BE-Lager (Kap. 6.4). Mehr Spielraum für die Kernauslegung ergab sich durch die Erhöhung des F_q -Grenzwertes, welche durch neue Analysen des BE-Lieferanten für den Störfall LOCA (Kap. 7.4) möglich wurde. Durch die Einführung verbesserter Berechnungsmethoden für die Kernauslegung (SAV95 im Jahre 1999) und die Brennstabauslegung (statistische Methodik im Jahre 2000) konnten weitere Reserven zu den Sicherheitsgrenzwerten aufgezeigt werden.

Um ein sicheres und zuverlässiges BE-Verhalten unter den neuen Einsatzbedingungen zu gewährleisten, wurden in den Jahren 1999 und 2001 neue BE-Typen mit korrosionsbeständigeren Brennstab-Hüllrohren (Duplex-Hüllrohre) und weniger stark wachsenden Führungsrohren eingeführt (Kap. 6.3.3).

KKB legt dar, dass im Bewertungszeitraum die mittlere Anreicherung der BE von 3,25 % auf 4,55 % Uran-235 (Uranoxid-BE) resp. von 3,76 % auf 4,75 % spaltbares Plutonium (MOX-BE) erhöht wurde. Dementsprechend erhöhte sich der mittlere BE-Entladeabbrand von 38 MWd/kgSM auf 49 MWd/kgSM. Die Anzahl der nachgeladenen frischen BE konnte dadurch von ca. 32 auf 20 bis 24 pro Einjahreszyklus herabgesetzt und die durchschnittliche Einsatzdauer der Brennelemente von 4 auf 5 Jahre verlängert werden.

Der von der HSK freigegebene mittlere BE-Abbrand ist derzeit auf 50 MWd/kgSM begrenzt. Im Rahmen eines längerfristigen Hochabbrandprogramms will KKB den Nachweis erbringen, dass dieser Grenzwert auf 60 MWd/kgSM erhöht werden kann. Dazu werden wenige ausgewählte Brennelemente, sogenannte Vorläufer-Brennelemente, regelmässig inspiziert und weiter bestrahlt, wenn die Inspektionsergebnisse das auslegungsgemässe Verhalten bestätigen.

HSK-Beurteilung

Die sicherheitstechnischen Anforderungen an Kernnachladungen, die zyklusspezifisch zu überprüfenden sicherheitstechnischen Parameter, die zu verwendenden Rechenmethoden und der zum Einsatz zugelassene Reaktorbrandstoff sind in einem Grundlagenbericht des BE-Herstellers festgelegt, der bei Bedarf aktualisiert wird. Die Sicherheitsanforderungen entsprechen den Empfehlungen des internationalen Regelwerks^{43, 44}.

Vor jedem Betriebszyklus legt KKB den Genehmigungsbericht für die neue Kernnachladung vor. Die HSK prüft diesen auf Einhaltung der festgelegten Sicherheitsanforderungen. Ein positives Prüfergebnis ist eine Voraussetzung für die Freigabe zum Wiederanfahren nach jedem BE-Wechsel.

Zusammenfassend stellt die HSK fest, dass im KKB eine geeignete Vorgehensweise zum Nachweis der Einhaltung der Sicherheitsanforderungen an Kernnachladungen angewandt wird. Für die jeweiligen Betriebszyklen wurden die geforderten Nachweise im Bewertungszeitraum erbracht.

6.3.2 Brennstoffverhalten

Aspekte des Brennstoffverhaltens

Im Normalbetrieb können BE-Schäden mit Verletzung der Hüllrohrintegrität infolge von Fremdkörperreibung, Herstellungsfehlern oder ungünstigen Betriebsweisen auftreten. Die Sicherheit des Betriebes mit BE-Schäden ist durch die Einhaltung von Grenzwerten für die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt und für die Konzentration von Radionukliden im Reaktorkühlmittel gewährleistet. Falls BE-Schäden auftreten, sind die defekten Brennelemente beim nächsten BE-Wechsel zu entladen und die Schadensursachen nach Möglichkeit vor dem Wiederanfahren zu klären. Gegebenenfalls sind Korrekturmassnahmen zu treffen, um gleichartige Schäden zukünftig zu vermeiden.

BE-Inspektionen verfolgen den Zweck, den Zustand der Brennelemente zu ermitteln und diesen mit dem erwarteten und bei der BE-Auslegung berücksichtigten Verhalten zu vergleichen. Die BE-Inspektionen sind auch ein Mittel zur frühzeitigen Erkennung eines unerwarteten BE-Verhaltens und damit zur Reduzierung von BE-Schäden.

Angaben des Gesuchstellers

Im KKB 2 gab es während des Bewertungszeitraums keine BE-Schäden.

Im KKB 1 wurden in den Zyklen 26 (1996/1997) und 28 (1999/2000) drei resp. vier BE defekt. Die defekten BE gehörten zu einer Lieferung von 12 MOX-BE, die nach Westinghouse-Auslegung von der britischen Firma BNFL gefertigt wurden.

Im Zusammenhang mit dem Hochabbrand-Programm (Kap. 6.3.1) wurden die BE-Inspektionen ab dem Jahr 1999 wieder aufgenommen. Dabei wurden vor allem die Oxidschichtdicke der Hüllrohre und das Wachstum der Brennelemente (Führungsrohre) gemessen. Das sind die anlagespezifischen Faktoren, die aus Sicht des Normalbetriebs den erreichbaren Abbrand begrenzen.

HSK-Beurteilung

Im KKB 2 gab es seit dem BE-Wechsel 1984 keine defekten Brennelemente, was im weltweiten Vergleich ein ausgezeichnetes Ergebnis ist.

KKB verfügt bei MOX-BE über gute Betriebserfahrungen bis zu einem mittleren BE-Abbrand von 51 MWd/kgSM (Vorläufer).

Die im Bewertungszeitraum aufgetretenen 7 BE-Defekte bei KKB 1 betrafen eine einzige MOX-BE-Lieferung. Die Untersuchungen zur Schadensursache weisen auf Mängel bei der Fabrikation dieser BE hin. Die Schadensursache ist auf die Brennelemente des KKB 2 nicht übertragbar.

Die BE-Inspektionen im Rahmen des Hochabbrandprogramms werden von der HSK regelmässig verfolgt und bewertet. Der Zustand der diesbezüglichen Vorläufer-BE, die bei den Inspektionen im Jahre 2002 einen BE-Abbrand von ca. 40 MWd/kgSM erreicht hatten, ist sehr gut und lässt auch bei den anvisierten höheren Abbränden ein auslegungsgemässes Verhalten erwarten.

6.3.3 Änderungen an Brennelementen und Steuerelementen

Die Brennelemente werden nach mehrjährigem Einsatz im Kern ausgetauscht. Es ist deshalb möglich, die Brennelemente zur Verbesserung der Wirtschaftlichkeit, der Betriebszuverlässigkeit und der Sicherheit ständig weiter zu entwickeln. Steuerelemente werden ausgetauscht, wenn der Grenzwert für den Abbrand des Absorbermaterials erreicht ist oder die Absorberhüllrohre unzulässig geschwächt sind. Auch die Steuerelemente werden zur Verlängerung ihrer Lebensdauer weiterentwickelt.

Angaben des Gesuchstellers

Im Bewertungszeitraum erfuhren die Brennelemente folgende wesentliche Änderungen:

- Übergang zu korrosionsbeständigeren Brennstab-Hüllrohren durch Verwendung neuer Hüllrohrmaterialien (PCA-1, PCA-2b, Duplex) anstelle von Zircaloy-4
- Verbesserungen der Abstandhalter
- Integration der Fremdkörperfilter in den BE-Fuss
- Erhöhung der Brennstoffanreicherung

Die ursprünglich eingesetzten Steuerelemente wurden in den Jahren 1988 bis 1992 durch neue Steuerelemente mit erhöhter Lebensdauer ersetzt. Letzteres wird erreicht durch die Verwendung von Spezialstahl für die Absorberstab-Hüllrohre (Verminderung der strahleninduzierten Spannungsrisskorrosion), durch Hartverchromung der Absorberstab-Hüllrohre (Erhöhung der Abriebfestigkeit) und

Vergrößerung des Spaltes zwischen Absorberstab-Hüllrohr und Absorber in der Stabspitze (mehr Platz für das strahleninduzierte Schwellen des Absorbermaterials Ag-In-Cd in der hochbelasteten Stabspitze).

Zur Beurteilung des Zustandes der Steuerelemente wurde im Jahre 1991 ein Steuerelement-Inspektionsprogramm erarbeitet. Unter Berücksichtigung der Langlebigkeit der neuen Stäbe sieht dieses Programm im Normalfall alle sechs Jahre eine Wirbelstromprüfung sämtlicher Steuerelemente vor. Die in den Jahren 1993 und 1999 durchgeführten Inspektionen zeigten, dass alle Steuerelemente beider Blöcke des KKB in einem einwandfreien Zustand sind.

HSK-Beurteilung

Gemäss Richtlinie HSK-R-15 sind Änderungen an Brennelementen und Steuerelementen freigabepflichtig. Die HSK hat die sicherheitsrelevanten Aspekte des Einsatzes der diversen BE-Typen anhand der vom Betreiber und vom Hersteller vorgelegten Dokumente geprüft.

Vor der Freigabe des Einsatzes von Nachladungen neuer BE-Typen verlangte die HSK jeweils eine anlagenspezifische Erprobung durch wenige (4 bis 8) Vorläufer-BE.

Die HSK hat die im Bewertungszeitraum vorgenommenen Änderungen an Brennelementen geprüft und freigegeben. Sie stimmt mit der Schlussfolgerung des KKB überein, wonach sich die im Bewertungszeitraum neu eingesetzten Brennelemente und Steuerelemente im bisherigen Betrieb bewährt haben.

6.3.4 Kernüberwachung

Sicherheitstechnische Aufgaben

Mit der Kernüberwachung wird sichergestellt, dass die thermischen Betriebsgrenzwerte (Heisskanalfaktoren) des Reaktorkerns eingehalten werden. Ausserdem wird überprüft, ob das vorausberechnete Verhalten des Reaktorkerns mit dem tatsächlichen Betriebsverhalten gut übereinstimmt. Zu diesem Zweck werden periodisch (in der Regel einmal pro Monat) Messungen der Neutronenflussverteilung vorgenommen. Dabei wird auch überprüft, ob eine neue Kalibrierung der Übertemperatur- und Überleistungs-Delta-T-Schutzfunktionen des Reaktorschutzsystems und der Nuklearinstrumentierung des Leistungsbereichs erforderlich ist.

Angaben des Gesuchstellers

KKB legt dar, dass im Bewertungszeitraum die Kernüberwachung vom Grundsatz her unverändert geblieben ist. Änderungen resp. Anpassungen ergaben sich durch:

- die Einführung der Stabfallmethode zur Messung des Reaktivitätswertes der Steuerelemente im Rahmen der Nulllastmessungen bei Zyklusbeginn
- den Ersatz der Nuklearinstrumentierung im Quell- und Zwischenbereich (Kap. 6.7.2.6)
- die Erweiterung des zulässigen Betriebsbereiches für die axiale Neutronenflussdifferenz (Axial Offset)

Die im Jahre 1995 von der HSK genehmigte und seither im KKB eingesetzte Stabfallmethode ermittelt den Reaktivitätswert aller Steuerelemente, d.h. eine sicherheitstechnisch wichtige Grösse. Die Stabfallmethode basiert auf der Messung des Neutronenflusses mit den Zwischenbereichsdetektoren.

ren. Nach dem 1998/99 erfolgten Ersatz der Zwischenbereichsdetektoren durch Weitbereichsdetektoren, die auch Gammastrahlung messen, musste die Stabfallmethode angepasst werden.

In den Jahren 1993 und 2000 wurde für KKB 2 resp. KKB 1 der Übergang von einer Betriebsweise mit CAOC (Constant Axial Offset Control) auf eine solche mit RAOC (Relaxed Axial Offset Control) vollzogen. Nach Einführung von RAOC in beiden Blöcken war die wöchentlich durchgeführte, vereinfachte Incore-Neutronenflussmessung nicht mehr nötig. Letztere Messung diente der Überwachung des Heisskanalfaktors F_q im Bereich von 90% bis 100% Leistung unter der Bedingung eines niedrigen F_q -Grenzwertes von 2,0. Infolge der Erhöhung des F_q -Grenzwertes auf 2,93 – begründet durch neue LOCA-Analysen des BE-Lieferanten (Kap. 7.4) – konnte aber eine Verletzung dieses Grenzwertes ausgeschlossen werden.

Einige Messeinrichtungen für die Kernüberwachung wurden durch moderne, dem Stand der Technik entsprechende Gerätekonfigurationen ersetzt. Dazu gehört das 1992 installierte AFMS (Advanced Flux Mapping System) zur Incore-Neutronenflussmessung und das 1998/99 installierte digitale Reaktimeter zur Ermittlung der Reaktivität des Reaktors im Rahmen der Anfahrmessungen. Beide Systeme funktionieren seither einwandfrei.

Im Bewertungszeitraum bemühte sich KKB, das für die Kernüberwachung eingesetzte Programm INCORE durch ein moderneres, dreidimensionales Kernüberwachungsprogramm abzulösen. Das dafür zunächst vorgesehene Programm BEACON des Reaktorlieferanten, das im Zeitraum 1995 bis 2000 in beiden Blöcken getestet wurde, erfüllte allerdings nicht die Erwartungen. Im Jahre 2001 wurde das dreidimensionale Programmsystem GARDEL beschafft und seither ausgiebig erprobt.

HSK-Beurteilung

Mit den vorhandenen Messeinrichtungen und Messverfahren für die Kernüberwachung war im Bewertungszeitraum die Einhaltung der Grenzwerte für die sicherheitsrelevanten Parameter des Reaktorkerns stets gewährleistet.

Die während der Betriebszyklen beider Blöcke durchgeführten Messungen zeigten eine gute bis sehr gute Übereinstimmung mit dem vorausberechneten Verhalten des Reaktorkerns. Die etwas grösseren Abweichungen zwischen gemessener und vorausberechneter Volllast-Borkonzentration während des 29. Zyklus (2000/01) von KKB 1 und des 27. Zyklus (2000/01) von KKB 2 waren sicherheitstechnisch unbedenklich. Sie veranlassten aber den BE-Lieferanten zu einer Verbesserung seiner Rechenmodelle. Die HSK hat im Juni 2003 die neue Kernüberwachung mit dem Programmsystem GARDEL auf Grund der umfassenden und erfolgreichen Validierung freigegeben.

6.4 Lagerung und Handhabung der Brennelemente

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Neue Brennelemente werden vor ihrem Einsatz im Kern im Trockenlager (105 Lagerplätze) aufbewahrt. Aus dem Reaktorkern entladene Brennelemente werden im Kompaktlager (320 Lagerplätze) oder im Stahllagerbecken (240 Lagerplätze) unter Wasser gelagert. Die Geometrie und Materialien der Brennelement-Lagergestelle des Trocken- und des Nasslagers müssen so beschaffen sein, dass eine Kritikalität mit Sicherheit vermieden wird. Zur Handhabung von Brennelementen und Steuerelementen dienen verschiedene Hebezeuge wie die Brennelement-Wechselmaschine über der Reaktorgrube, der Brückenkran im Brennelementlager und der Portalkran zum Transport der Brennelemente vom oder zum Lager sowie das Transferbecken mit den Komponenten des Transfersystems. Mit dem

Brennelement-Inspektionsstand werden im Transferbecken Brennelemente visuell untersucht und vermessen. Die Sippingeinrichtung ermöglicht das Aufsuchen von defekten Brennelementen. Diese können durch Identifikation und Austausch der defekten Brennstäbe im Brennelement-Inspektionsstand repariert werden. Die Brennelement-Lagergestelle sind der Sicherheitsklasse SK 2 und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Die mechanischen Einrichtungen zur Brennelementhandhabung gehören der Sicherheitsklasse SK 4 an oder sind unklassiert.

Angaben des Gesuchstellers

KKB weist bei der Beurteilung der Handhabung und Lagerung der Brennelemente auf den Sicherheitsbericht und die Technischen Spezifikationen sowie für den Nachweis der Unterkritikalität der Brennelement-Lager auf amerikanische Vorschriften^{45,46} hin.

An den Brennelement-Handhabungseinrichtungen wurden im Berichtszeitraum folgende Änderungen umgesetzt:

- Um den Ausfall des Transfersystems möglichst zu vermeiden, wurde dieses mit redundanten Endschaltern nachgerüstet. Aus dem gleichen Grund wird die Transfer-Wegmessung in beiden Werken im Jahr 2003 erneuert.
- Das Werkzeug zum Kuppeln und Entkuppeln von Steuerelementen mit den Steuerelementantriebsstangen wurde mit einer optischen Stellungsanzeige und einer digitalen Gewichtsmessung ergänzt, womit die Manipulationen sicherer werden.
- Das Steuerelementwechselwerkzeug hat mechanische und elektronische Modifikationen erfahren, die ein speditiveres und sichereres Arbeiten ermöglichen.

Da die in den beiden Blöcken vorhandenen Brennelement-Inspektionsstände störanfällig waren, wurden die Steuerung und das Videoteil ersetzt sowie die Fahreinrichtungen mechanisch verbessert. Diese Ertüchtigung wurde 2001 abgeschlossen. Seither ist in jedem Block ein gut funktionierender, dem aktuellen Stand der Technik entsprechender Brennelement-Inspektionsstand vorhanden, mit dem alle an Brennelementen üblichen zerstörungsfreien Prüfungen durchgeführt werden können.

Aufgrund der Erfahrungen mit dem Einsatz der Sippingeinrichtung wurden im 2002 in beiden Blöcken das Einfahren in die Sippingbüchse (Montage eines Einfahrtrichters) und die Arbeitsplatzsicherheit (vorgeschriebenes Benützen der Absturzsicherung durch den Operateur) verbessert.

Im Zusammenhang mit einer neuen Einsatzstrategie der Brennelemente, die auf eine Erhöhung der Entladeabbrände abzielt (Kap. 6.3), wurden neue Nachweise für die Sicherheit gegen Kritikalität des Trockenlagers und der beiden Lagerbecken des Nasslagers erstellt. Aufgrund der durchgeführten Berechnungen wurden in den Technischen Spezifikationen Begrenzungen für die maximale Anzahl neuer Brennelemente festgelegt, die nebeneinander platziert werden dürfen. Die Berechnungen zeigten, dass für die zulässige Spaltstoff-Anreicherung der Brennelemente das Kompaktlager bestimmend ist. Für dieses Lager wurde erstmals am KKB die "Burnup-Credit"-Methode verwendet, die berücksichtigt, dass neue Brennelemente vermischt mit abgebrannten Brennelementen angeordnet werden können.

KKB legt dar, dass im Berichtszeitraum für die Lagerung von frischen und bestrahlten Brennelementen jederzeit eine ausreichende Lagerkapazität zur Verfügung stand. Die Erfahrungen mit den Brennelement-Handhabungseinrichtungen waren überwiegend positiv, auch wenn in Einzelfällen Schwierigkeiten behoben werden mussten. Das sich dabei zeigende Verbesserungspotential wurde umgesetzt.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung der Lagerung und Handhabung der Brennelemente erfolgt anhand der Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen, von Vorschriften der US-NRC^{45,46} und der Richtlinie HSK-R-15.

Nach der durchgeführten Nachrüstung stehen an beiden Blöcken Brennelement-Inspektionsstände zur Verfügung, mit denen die visuellen Inspektionen und Vermessungen von Brennelementen einwandfrei durchgeführt werden können.

Während des Bewertungszeitraums traten keine gemäss Richtlinie HSK-R-15 klassierten Vorkommnisse oder Befunde auf, an denen Komponenten beteiligt waren, die zur Lagerung und Handhabung von Brennelementen verwendet werden.

Aufgrund der vorgelegten Nachweise und der administrativen Verfahrensweise, die in den Technischen Spezifikationen zur Platzierung neuer Brennelemente im Kompaktlager festgelegt wurde, hat die HSK die Freigabe zur Lagerung von Uran-Brennelementen mit einer U-235-Anreicherung bis 4,89% erteilt. Die durchgeführten Kritikalitätsanalysen zeigen, dass für das Trockenlager und die beiden Becken des Nasslagers bei Einhaltung der Vorgaben der Technischen Spezifikationen im Normalbetrieb und bei Störfällen eine ausreichende Kritikalitätssicherheit besteht.

Die HSK stellt fest, dass die im Bewertungszeitraum an den Handhabungseinrichtungen festgestellten Verbesserungsmöglichkeiten umgesetzt wurden. Damit ist aus Sicht der HSK die sichere Handhabung der Brennelemente und Steuerelemente gewährleistet. Die zur Brennelement-Handhabung verwendeten Hebezeuge werden in Kap. 6.9.7 beurteilt.

6.5 Nukleares Dampferzeugungssystem

6.5.1 Primärkreislauf

Der Primärkreislauf besteht im Wesentlichen aus:

- dem Reaktordruckbehälter (RDB) mit den Kerneinbauten
- den Hauptkühlmittelleitungen (HKL) mit den zwei Reaktorhauptpumpen (RHP)
- zwei Dampferzeugern (DE)
- dem Druckhaltesystem mit der Druckausgleichsleitung (DH-System)
- den zu- und wegführenden Rohrleitungen bis und mit der 2. Isolationsarmatur

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Der Primärkreislauf hat folgende sicherheitstechnische Aufgaben:

- Aufnahme der im Leistungsbetrieb durch Kernspaltung erzeugten Wärme und deren Transport in die Dampferzeuger zur Produktion von Dampf
- Abführen der Nachwärme aus dem System beim Ab- und Anfahren, beim Stillstand sowie bei Störfällen zusammen mit anderen Systemen die Nachwärme aus dem System abzuführen
- Gewährleistung des sicheren Einschlusses des Hauptkühlmittels

Die mechanischen Komponenten sind mehrheitlich der Sicherheitsklasse 1 und Erdbebenklasse I zugeordnet. Die Messwertgeber für das Reaktorschutz- und Regelsystem gehören mehrheitlich zur Klasse 1E.

Angaben des Gesuchstellers

KKB bezieht sich bei der Beurteilung auf die folgenden Grundlagen: den Sicherheitsbericht, die Technischen Spezifikationen, HSK-Richtlinien, die Festlegung NE-14, Anlagenunterlagen, KKB-Vorkommisberichte, die Berichte von Westinghouse zu Transienten, Ermüdungsberechnungen, das Bestrahlungsprobenprogramm sowie verschiedene HSK-Briefe.

Für den Bewertungszeitraum wurden das Betriebsverhalten, insbesondere die Einhaltung der Technischen Spezifikationen, die Instandhaltung und die durchgeführten Wiederholungs- und Funktionsprüfungen am Primärkreislauf zusammengestellt und bewertet sowie der Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben.

Dabei ergaben sich folgende Feststellungen:

Im Jahre 1995 wurde die erste Druckprüfung des Primärkreises seit Inbetriebnahme erfolgreich durchgeführt. Der Primärkreis wurde dabei bis zur ersten Absperrarmatur mit dem 1,25-fachen des Auslegungsdrucks beaufschlagt. 1999 wurde anlässlich des Dampferzeugeraustauschs die Druckprobe erfolgreich wiederholt.

Nach jedem Brennelementwechsel und anlässlich von Revisionsabstellungen finden bei Druck und Temperatur, die dem Normalbetrieb entsprechen, System-Begehungen statt, bei denen die Dichtheit des Primärkreises verifiziert wird.

Die beschriebenen Alterungsmechanismen sind aus Sicht des Betreibers entweder unproblematisch oder werden im Rahmen der bestehenden Instandhaltung, der Wiederholungsprüfungen und der betrieblichen Überwachung rechtzeitig festgestellt.

Zur Überwachung der Ermüdungsausnutzung an Behältern, Stützen und Rohrleitungen des Primärsystems werden die aufgetretenen Betriebstransienten erfasst und mit den spezifizierten Auslegungstransienten periodisch verglichen. Dabei zeigte es sich, dass die bis Ende des Berichtszeitraums gefahrenen Transienten hinsichtlich Anzahl und Ausmass viel geringer ausgefallen sind, als bei der Auslegung angenommen wurde. Die Ermüdungsausnutzung übersteigt nach 30-jährigem Betrieb in keinem Fall mehr als 30% des zulässigen Wertes.

KKB kommt zu dem Schluss, dass der Primärkreislauf unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Wartungen, Instandsetzungen, Wiederholungsprüfungen und geführten Nachweise alle sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren zuverlässig erfüllt.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Primärkreislaufs erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Überprüfung der durchgeführten Nachweise, der Technischen Spezifikationen des KKB, sowie der Richtlinien HSK-R-15, HSK-R-18, HSK-R-23 und der Festlegung NE-14.

Die Systembegehungen und Druckprüfungen des Primärkreises wurden spezifikationsgemäss durchgeführt und zeigten keine meldepflichtigen Befunde.

Die Ergebnisse des Alterungsüberwachungsprogramms für die Komponenten des Primärkreislaufs wurden umfassend in einer Reihe von Steckbriefen dokumentiert. Dabei wurden die von der HSK

gestellten Anforderungen an die Überprüfung der Alterung erfüllt. Alle für den Primärkreis wesentlichen Alterungsmechanismen wurden untersucht und bewertet.

KKB konnte nachweisen, dass die Materialeigenschaften im Primärkreislauf an keiner Stelle in unzulässiger Weise beeinträchtigt wurden.

Die HSK bzw. der SVTI-N hat die eingereichten Nachweise zu Transienten- und Ermüdungsanalysen geprüft und beurteilt, und kann sich der Schlussfolgerung von KKB anschliessen, dass die Ermüdungsausnutzung im zulässigen Bereich liegt und somit die Komponenten den gestellten Anforderungen entsprechen. Die geführten Nachweise gelten für die bei der Auslegung geplante Betriebsdauer von 40 Jahren.

Im KKB-Konzept der Alterungsüberwachung der mechanischen Komponenten des Primärkreislaufs spielen das rechtzeitige Erkennen von Materialschädigungen, bevor sie zu einem Kühlmittelverlust führen oder die Komponentenintegrität gefährden können, und das frühzeitige Erkennen von Leckagen eine wichtige Rolle. Die Alterungsüberwachung ist geeignet, ihren Zweck zu erfüllen und entspricht den grundlegenden Anforderungen der HSK; doch sind in Zukunft weiterhin die notwendigen und die angemessenen Verbesserungen und Ergänzungen vorzunehmen (z.B. bei der Leckageüberwachung, der Qualifizierung von Prüfsystemen).

Unmittelbarer Ergänzungsbedarf besteht auf Grund jüngster Erkenntnisse im Hinblick auf die Vermeidung von Leckagefolgeschäden durch Borsäurekorrosion an ferritischem Stahl. Solche Stähle finden sich am Reaktordruckbehälter, am Druckhalter, an den Dampferzeugern und an den Schraubverbindungen von Flanschen und Mannlöchern. Jüngste Schadensbefunde in ausländischen Kernkraftwerken haben gezeigt, dass Primärkühlmittleckagen auch weit unterhalb der Limite der Technischen Spezifikationen für nicht-lokalisierte Leckagen zu sicherheitstechnisch bedeutsamen Schäden durch Borsäurekorrosion führen können und dass es schwierig sein kann, solche Leckagen durch visuelle Prüfungen rechtzeitig zu entdecken. Solche Leckagen können über längere Zeit unentdeckt oder unbeachtet bleiben, wie die Erfahrung in ausländischen Kernkraftwerken gezeigt hat.

Auch im KKB liegen Erfahrungen mit Borsäurekorrosion vor. Eine rückblickende Betrachtung lässt auch hier den Schluss zu, dass es Bedingungen gibt, unter denen es bei geringen Kühlmittleckagen zu einer schnellen Korrosion mit Abtragsraten von mehreren Zentimetern pro Jahr an der Aussenseite von Komponenten kommen kann. Eine kleine Leckage an Reservedurchführungen des RDB-Deckels im KKB 2 im Jahre 1999 wurde durch die Entdeckung von kristallisierten Borsäureablagerungen festgestellt. Über die Dauer der Leckage vor der Entdeckung liessen sich keine genauen Aussagen machen.

Im Gutachten von 1994 wurde KKB aufgefordert, zu überprüfen, ob ein empfindlicheres Messsystem zur Erkennung von Leckagen, insbesondere an den Durchführungen im Deckel und Boden des RDB, installiert werden sollte (Pendenz P22). In der Antwort verneinte KKB diese Notwendigkeit und begründete dies erstens mit der damals vorherrschenden Beurteilung der relevanten Leckagepfade an den Durchführungen und der Kinetik der beteiligten Schadensmechanismen und zweitens mit einer Prüfstrategie zur Erfassung von Schäden, bevor diese zu Leckagen führen. Daraus folgerte KKB, dass Risse in Deckeldurchführungen kaum ein kurzzeitiges Sicherheitsproblem darstellten. KKB etablierte auch eine Bilanzierung der Leckagewasser im Containment, auch wenn diese nicht zwischen Primärwasser und anderen Leckagewässern unterscheidet. Die HSK schloss daraufhin die Pendenz P22 im Mai 1998. Aus heutiger Sicht kann die HSK das zweite Argument (Prüfstrategie) immer noch als wichtigen Aspekt akzeptieren, dem ersten Argument (Kinetik des Schadensmechanismus) kann sie sich aber aufgrund der erwähnten neuesten Erkenntnisse nicht mehr anschliessen.

Aus Gründen der Sicherheitsvorsorge ist es geboten, dass in denjenigen Bereichen, bei denen Borsäurekorrosion möglich ist, auch sehr kleine Leckagen identifiziert und schnell gefunden werden. Die Leistungsfähigkeit der bestehenden Leckageüberwachung ist für derartige Leckagen nicht nachgewiesen. Dieser Nachweis einer systematischen Vorgehensweise zur Feststellung, Auffindung und Bewertung, insbesondere solcher Leckagen, die sich auch schleichend entwickeln können, ist zu erbringen.

Auflage PSÜ-A 6/6.5.1-1: KKB hat bis Ende 2004 den Nachweis zu erbringen, dass mit den bestehenden Mitteln Leckagen von Primärkühlmittel, insbesondere im Bereich der für Borsäurekorrosion empfindlichen Komponenten, auch wesentlich unterhalb der Limite der Technischen Spezifikationen rechtzeitig erkannt, lokalisiert und bewertet werden können. Sollte dieser Nachweis nicht möglich sein, ist bis zum gleichen Zeitpunkt ein Konzept zur Ertüchtigung der Leckageüberwachung vorzulegen.

6.5.2 Reaktordruckbehälter und Kerneinbauten

Der Reaktordruckbehälter ist ein dickwandiger, gegen hohen Druck ausgelegter zylindrischer Behälter mit einem halbkugelförmigen Boden und einem gewölbten, geflanschten Deckel. Der Deckel wird mit Gewindebolzen mit dem Druckbehälterflansch verschraubt. In der Deckelkalotte sind 36 Stützen für Steuerelemente und Durchführungen von Thermoelementen eingebaut. Im zylindrischen Teil befinden sich die Stützen der Hauptkühlmittel- und Sicherheitseinspeiseleitungen. Die Messlanzen für die Kerninstrumentierung werden durch 30 Stützen von unten in den Behälter eingeführt. Die im Reaktorkern befindlichen Kerneinbauten tragen den Reaktorkern, halten die Kerninstrumentierung und die Steuerelemente und leiten die Strömung des Reaktorkühlmittels.

Angaben des Gesuchstellers

Im Bewertungszeitraum wurden am Reaktordruckbehälter und an den Kerneinbauten folgende wichtigere Änderungen durchgeführt:

- Die Reaktordeckelaufbauten wurden durch laterale Abstützungen gegen Erdbeben gesichert
- Ersatz der Conoseal-Dichtungen der Thermoelement-Durchführungen auf dem Reaktordeckel
- Ersatz der Abschlusskappen der Reservesteuerelementdurchführungen im Reaktordruckbehälterdeckel.

Neben den Wiederholungsprüfungen gemäss der Festlegung NE-14 wurden am Reaktordruckbehälter auch einmalige und wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen auf Grund von Befunden und Vorkommnissen in anderen Anlagen oder in der eigenen Anlage durchgeführt. Im Folgenden werden nur diejenigen Prüfungen im Einzelnen betrachtet, die im Bewertungszeitraum eine Besonderheit darstellten.

Bei den Prüfungen gemäss der Festlegung NE-14 waren auf Grund der Prüfergebnisse mit Ausnahme eines Anzeigenbereichs bei Azimut 135° der Rundnaht im Kernbereich keine besonderen Massnahmen erforderlich. Die Anzeigen, von denen sich eine unter der Plattierung befindet, waren 1985 erstmals entdeckt und seitdem mehrmals, zuletzt 1999 kontrolliert worden. Sie haben sich im Rahmen der Messgenauigkeit nicht verändert. An Hand der Prüfdaten von 1999 wurden sie neu bewertet. In einer bruchmechanischen Analyse wurde ihre Zulässigkeit unter Berücksichtigung eines PTS (pressurized thermal shock) nachgewiesen. Solange die Anzeigen sich nicht verändern, ist die Integrität des Reaktordruckbehälters nicht gefährdet. Der Anzeigenbereich wird weiterhin nach dem gleichen Modus wie bisher kontrolliert.

In Reaktordruckbehältern französischer Anlagen sind wiederholt Unterplattierungsrisse gefunden worden. Dass solche auch in den Reaktordruckbehältern des KKB vorhanden sein könnten, wird vom KKB auf Grund des hier verwendeten Plattierungsverfahrens als sehr unwahrscheinlich angesehen. Unterplattierungsrisse sind bedeutsam bei einem PTS. Im Zusammenhang mit den PTS-Studien für das KKB wurde das Ultraschallprüfverfahren für die Unterplattierungszone optimiert.

Die Rundnähte des Bodens und die obere Rundnaht des Deckels, die früher wegen erschwerter Zugänglichkeit nicht geprüft worden waren, wurden im Berichtszeitraum in das Wiederholungsprüfprogramm aufgenommen und mit Ultraschall automatisiert geprüft. Damit wurde eine Folgependenz der Auflage 3.3a des HSK-Gutachtens von 1994 erledigt. KKB betrachtet nun die Anforderungen der Festlegung NE-14 an die Prüfpflicht als erfüllt.

Veranlasst durch Rissbefunde an RDB-Deckeldurchführungen aus dem Werkstoff Inconel 600 in französischen Anlagen, wurden die Deckeldurchführungsrohre im Bereich ihrer Einschweisnaht nach einer ersten Prüfung 1992 im Jahre 1993 vollständig mit einem Wirbelstromverfahren geprüft und in das Wiederholungsprüfprogramm aufgenommen. Die Bodendurchführungen wurden mit einem kombinierten Wirbelstrom- und Ultraschallverfahren im Jahre 1995 einmalig geprüft. In beiden Fällen ergaben sich keine nennenswerten Befunde. Nach Untersuchungen, durchgeführt von Westinghouse, haben im KKB die Deckeldurchführungen im Vergleich zu anderen Teilen aus Inconel 600 die relativ höchste Anfälligkeit für Spannungsrisskorrosion. Ihre Anfälligkeit liegt jedoch deutlich unter jener in ausländischen Anlagen, in denen Risse gefunden wurden; dies gilt auch für die in letzter Zeit aufgetretenen Umfangsrisse in Deckeldurchführungsrohren ausländischer Anlagen.

Die Wirbelstromprüfung der Sondenführungsrohre der Kerninstrumentierung wurde 1992 auf Grund von Schäden in einer ausländischen Anlage in das Wiederholungsprüfprogramm aufgenommen. Bei der Prüfung 2001 wiesen acht der dreissig Sondenführungsrohre messbaren Reibverschleiss auf. Das Reparaturkriterium wurde jedoch in keinem Fall erreicht.

Die unteren Kerneinbauten werden im Zehnjahresturnus mechanisiert mit einer Farbkamera visuell auf ihren Allgemeinzustand geprüft. Es liegen keine Befunde vor. Eine Änderung der Prüfpraxis ist nicht erforderlich.

Die automatisierten Prüfungen am Reaktordruckbehälter wurden mit modernen Prüfsystemen durchgeführt, für die zwischen 1992 und 1999 praktische Leistungsnachweise erbracht wurden. Diese wurden zunehmend im Sinne der sich entwickelnden europäischen Qualifizierungsmethodik durchgeführt.

Beim Lösen des RDB-Deckels im KKB 2 wurden im Jahre 1999 Borsäureablagerungen festgestellt. Oberflächenprüfungen zeigten Risse in den Lippendichtnähten zweier Abschlusskappen von Reser vedurchführungen. Die defekten Abschlusskappen sowie die Abschlusskappen der übrigen Reser vedurchführungen wurden in beiden Blöcken ersetzt. Die Schadensuntersuchung ergab als Ursache interkristalline Spannungsrisskorrosion. Der Grundwerkstoff lag in sensibilisiertem Zustand vor, was die Rissbildung ermöglichte. Die neuen Abschlusskappen sind aus einem Werkstoff gefertigt, der gegen Spannungsrisskorrosion resistent ist.

Auf Grund der vorgehend beschriebenen Schadensursache wurden im Jahre 2002 an verschiedenen austenitischen Teilen der RDB-Deckeldurchführungen metallografische Untersuchungen durchgeführt, um eine mögliche Sensibilisierung des Grundwerkstoffes festzustellen. Alle untersuchten Grundwerkstoffe liegen in lösungsgeglühtem Zustand vor. Bei den Mischnähten zwischen Flanschen und Durchführungsrohren weist das Gefüge der Flanschwerkstoffe im Bereich der Wärmeeinflusszone eine geringfügige Sensibilisierung auf. Da diese jedoch nicht den ungünstigen Umgebungsbe-

dingungen (Spaltgeometrie, O₂-Gehalt) ausgesetzt sind, ist Spannungsrisskorrosion dort nicht zu erwarten.

Die Untersuchungsergebnisse des Bestrahlungsprobensatzes N aus dem Jahre 1998 zeigten, dass im Block 2 nach wie vor der Schuss C (Schmiedering auf Kernhöhe) in Bezug auf Neutronenversprödung führend ist. Die an diesem Werkstoff nach der Bestrahlung mit einer Fluenz von 4.340×10^{19} n/cm² gemessene Verschiebung der Referenztemperatur RT_{NDT} beträgt 69⁰ C. Die gemessene Hochlagenenergie liegt deutlich über dem geforderten Minimalwert. An der am höchsten belasteten Stelle der Reaktordruckbehälter-Innenwand wird die erwähnte Fluenz erst nach rund 47 Volllastjahren (ca. 52 Betriebsjahre) erreicht werden. Die vorliegenden Ergebnisse lassen keine Einschränkungen für einen sicheren Weiterbetrieb erkennen.

Nach 40 Betriebsjahren (36 Volllastjahren) wird an der maximal belasteten Stelle der RDB-Innenwandoberfläche eine Fluenz von 3.4×10^{19} n/cm² erwartet. Basierend auf dem NRC Regulatory Guide 1.99 (Rev. 2) ergibt dies eine justierte Referenztemperatur RT_{NDT} von 65⁰ C. Diese Referenztemperatur liegt nur um 2⁰ C höher als der im Sicherheitsbericht angegebene Wert. Der Einfluss auf die An- und Abfahrkurven sowie die Temperatur bei Druckprüfungen ist somit unerheblich.

HSK-Beurteilung

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen am Reaktordruckbehälter wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Durch den Einbau von lateralen Abstützungen an den Reaktordeckelaufbauten konnte ein Schwachpunkt bei der Erdbebenauslegung eliminiert werden.
- Durch die neuen Conoseal-Dichtungen an den Thermoelementdurchführungen werden die Einsatzzeit und damit auch die Strahlenbelastung des Montagepersonals während den Stillstandszeiten erheblich reduziert.
- Durch den Ersatz der Abschlusskappen der Reservedurchführungen aus einem Werkstoff, der gegen Spannungsrisskorrosion resistent ist, wurde eine potentielle Schadensquelle eliminiert.

Die Wiederholungsprüfungen des Reaktordruckbehälters werden wie folgt beurteilt:

Der von der Festlegung NE-14 für den Reaktordruckbehälter geforderte Prüfumfang wird nach den im Berichtszeitraum erreichten Erweiterungen von der HSK als erfüllt betrachtet. Noch bestehende Einschränkungen, wie die von den Deckel- und Bodendurchführungen verursachten, sind nicht oder technisch schwierig zu überwachen und werden toleriert.

Die wiederkehrenden Prüfungen nach der Festlegung NE-14 haben im Berichtszeitraum keine sicherheitstechnisch bedeutsamen Anzeigen ergeben. Zwei bemerkenswerte Anzeigen an der RDB-Rundnaht im Kernbereich wurden soweit geklärt, dass sie als zulässig beurteilt werden konnten. Sie werden in angemessener Weise weiterverfolgt. Für die Anzeige Nr. 15, die unter der Plattierung lokalisiert wurde, ist bei den zukünftigen Prüfungen, dem jeweiligen Stand der Technik entsprechend, eine verbesserte Charakterisierung anzustreben.

Das Prüfverfahren für die Unterplattierungszone des RDB wurde im Zusammenhang mit den PTS-Studien für das KKB optimiert und das den Studien zu Grunde gelegte Nachweisvermögen an Testkörpern verifiziert. Die Prüfung im KKB 2 zeigte jedoch, dass plattierungsbedingte Anzeigen stören und die erforderliche Prüfempfindlichkeit nicht überall eingehalten werden kann.

KKB wird das Prüfverfahren zur Erkennung von Fehlern in der Unterplattierungszone der RDB-Wandung für die Diskriminierung nicht relevanter Anzeigen und für die Bestimmung der Fehlertiefenaus-

dehnung bis 2005 auf der Basis von Laborversuchen optimieren und bis Ende 2009 im Rahmen des künftigen Prüfsystem-Qualifizierungsprogramms qualifizieren.

Die Deckel- und Bodendurchführungsrohre sowie die Sicherheitseinspeisestutzen sind aus dem Werkstoff Inconel 600 und damit empfindlich auf Spannungsrisskorrosion. Alle diese Teile wurden im Berichtszeitraum geprüft. Die Prüfungen ergaben keinen Hinweis auf Spannungsrisskorrosion. In der Revisionsabstellung 2003 wurden die Deckeldurchführungen im Bereich der Einschweissnaht wiederkehrend mit einem Wirbelstromverfahren geprüft. Veranlasst durch Schadensbefunde in ausländischen Anlagen in jüngster Zeit hat KKB den Prüfumfang, der regulär nur die peripheren Durchführungspositionen vorsieht, auf alle Durchführungen erweitert. Die Prüfung ergab wiederum keinen Hinweis auf vorhandene Spannungsrisskorrosion.

Das Wiederholungsprüfprogramm für den Deckel, das ein System von visuellen Prüfungen der Deckeloberfläche und der Durchführungsrohre von aussen einschliesst, wird von der HSK zurzeit als ausreichende Vorkehrung zur rechtzeitigen Schadenserkenkung am Deckel betrachtet. In Anbetracht der Schadensbefunde in ausländischen Anlagen in letzter Zeit und der fortschreitenden Alterung werden in naher Zukunft jedoch Anpassungen erforderlich sein. Insbesondere müssen durch die Prüfungen alle zu betrachtenden Leckagepfade in den Durchführungen kontrolliert werden. Prüfsysteme, die dies leisten, wurden in letzter Zeit entwickelt und qualifiziert.

An den Bodendurchführungen wurde kein Hinweis auf Spannungsrisskorrosion gefunden. Die Einschweissnähte wiesen eine grössere Zahl von Herstellungsfehlern auf, für die der Nachweis der Zulässigkeit geführt wurde. Die Bodendurchführungen werden in Anbetracht dieses günstigen Prüfergebnisses und der als relativ gering prognostizierten Empfindlichkeit für Spannungsrisskorrosion sowie der internationalen Erfahrung vorläufig lediglich visuell kontrolliert. Die internationale Erfahrung wird aufmerksam verfolgt. Für den Fall, dass weitere Prüfungen notwendig würden, steht ein qualifiziertes Prüfsystem zur Verfügung. In jüngster Zeit ist an einem ausländischen Druckwasserreaktor eine Leckage an den RDB-Bodendurchführung aus Inconel 600 aufgetreten.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 11/6.5.2-1: Schadensbefunde an RDB-Deckel- und Bodendurchführungen in ausländischen Anlagen in jüngster Zeit haben wichtige Erfahrungen vermittelt. Die Wiederholungsprüfprogramme für die RDB-Deckel- und Bodendurchführungen sind unter Berücksichtigung vorliegender weltweiter Erfahrungen dem Stand der Technik anzupassen. KKB wird aufgefordert, der HSK bis Ende 2004 einen Vorschlag zu unterbreiten.

Die Sicherheitseinspeisestutzen aus Inconel 600 werden wiederkehrend geprüft.

Für die austenitischen Lippendichtschweissnähte an den Flanschen der Deckeldurchführungsrohre bestand ein Programm für wiederkehrende Prüfungen nach dem Eindringverfahren. Mit diesem konnte die Leckage von 1999 an zwei Dichtschweissnähten der Kappen von Reservedurchführungen nicht verhindert werden. Veranlasst durch die Leckagen, hat KKB die Eindringprüfungen durch intensive visuelle Prüfungen auf Borsäureablagerungen ersetzt. Die HSK stimmt zu, dass hiermit Schäden durch Borsäurekorrosion wirksamer vorgebeugt wird.

KKB hat im Berichtszeitraum die am RDB eingesetzten Prüftechniken, dem Stand der Technik entsprechend, ständig verbessert und auf den praktischen Nachweis ihrer Leistungsfähigkeit Wert gelegt.

Die visuellen Wiederholungsprüfungen an den Kerneinbauten werden als ausreichend erachtet.

Das Alterungsüberwachungsprogramm für den Reaktordruckbehälter und die Kerneinbauten wurde gemäss den Anforderungen der HSK durchgeführt und die Ergebnisse für das KKB 2 in zwei Steck-

briefen dokumentiert. Neben Materialermüdung und Versprödung ist Spannungsrissskorrosion an Nickelbasis-Legierungen (Inconel 600) und an sensibilisierten Austeniten von Bedeutung. Borsäurekorrosion kann als Folgeschaden von Primärwasserleckagen an ferritischen Stählen auftreten.

Die Wahrscheinlichkeit des Auftretens von Rissen in den Deckeldurchführungen aus Inconel 600 wird vom Betreiber als gering eingeschätzt. Diese Beurteilung beruht auf metallographischen Untersuchungen und auf einem Modell, in welches die Betriebstemperatur des RDB-Deckels als wesentlicher Parameter eingeht. In so genannten "hot head"-Anlagen mit Deckeltemperaturen von über 310°C wurden in letzter Zeit eine Reihe von Rissbefunden festgestellt. Für "cold head"-Anlagen wie KKB sagt das Modell eine viel geringere Rissbildungswahrscheinlichkeit voraus. Die zugrundegelegte Deckeltemperatur von 302°C für KKB beruht auf Berechnungen der Firma Westinghouse und Analogiebetrachtungen zu anderen Anlagen, nicht auf Messwerten.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 12/6.5.2-2: KKB hat den Nachweis zu erbringen, dass die von Westinghouse berechnete Deckeltemperatur mit einem für diesen Zweck validierten Verfahren bestimmt wurde. Dabei ist die Validierung des Verfahrens der HSK bis Mitte 2004 darzulegen. Sollte dies nicht möglich sein, ist eine repräsentative Betriebstemperatur des RDB-Deckels mittels Temperaturmessungen an verschiedenen Orten des Deckels zu bestimmen, um die Angabe von 302°C zu verifizieren.

Die Frage der Leckageüberwachung des RDB-Deckels wird in Kap. 6.5.1 behandelt.

Die HSK bzw. der SVTI-N hat die eingereichten Nachweise zu dem Bestrahlungsprobenprogramm und den Werkstoffuntersuchungen an den RDB-Deckeldurchführungen geprüft. In Ihrer Beurteilung schliesst sich die HSK der Bewertung von KKB an. Das Bestrahlungsprobenprogramm für die Versprödung des RDB-Stahls wird im KKB noch weiter fortgeführt und entspricht dem Stand der Technik.

In den Berichtszeitraum fällt auch die Studie zum sog. "Pressurized Thermal Shock (PTS)". Diese wurde bereits im Gutachten von 1994 behandelt.

6.5.3 Hauptkühlmittelleitungen und Reaktorhauptpumpen

Die Hauptkühlmittelleitungen bestehen aus dem heissen Strang mit der Leitung vom Reaktordruckbehälter bis zum Dampferzeuger und dem kalten Strang mit dem Pumpenbogen und dem Stück zwischen der Reaktorhauptpumpe und dem Reaktordruckbehälter.

Die Reaktorhauptpumpen sind Zentrifugalpumpen mit konstanter Drehzahl. Sie haben die Aufgabe das Hauptkühlmittel durch den Reaktor und die Dampferzeuger umzuwälzen.

Angaben des Gesuchstellers

Im Bewertungszeitraum wurden an den Hauptkühlmittelleitungen und Reaktorhauptpumpen sowie den zugehörigen Technischen Spezifikationen folgende wichtigere Änderungen durchgeführt:

- Ersatz der dampferzeugerseitigen Rohrbögen im Heissstrang und im Pumpenbogen der Hauptkühlmittelleitungen
- Ersatz von Teilen der Isolation der Hauptkühlmittelleitungen
- Austausch der Statoren an den Reaktorhauptpumpenmotoren
- Einbau von Ölauffangvorrichtungen bei den Motoren der Reaktorhauptpumpen als Brandschutzmassnahme

- Im Rahmen des Projektes REQUA (Seismische Requalifikation) wurden bei den Reaktorhauptpumpen die Abstützungen modifiziert und Hubbegrenzer eingebaut.
- Einbau von neuen Temperaturmessstellen in den Rohrleitungen des Reaktorkühlkreislaufs
- Bei den Technischen Spezifikationen wurden die Anforderungen an die Betriebsbereitschaft der Reaktorhauptpumpen für den Anlagenzustand "heiss abgestellt" (AZ 4) mit einer Wartungsklausel versehen.

Im Wiederholungsprüfintervall (10 Jahre), das im Jahre 1994 endete, konnten die Prüfanforderungen der Festlegung NE-14 wegen werkstoffbedingter Einschränkungen der Prüfbarkeit nicht erfüllt werden. Durch den Ersatz eines Teiles der Hauptkühlmittelleitungen infolge des Dampferzeugeraustauschs im Jahre 1999 wurde ihre Prüfbarkeit verbessert. Im laufenden Prüfintervall wird die Festlegung NE-14 erfüllt. Im Jahre 1999 wurden der Heissstrang und das Leitungsstück des Kaltstrangs zwischen dem Reaktordruckbehälter und der Reaktorhauptpumpe der Hauptkühlmittelleitungen sowie die Reaktorhauptpumpengehäuse mit einer ferngesteuerten Unterwasserkamera visuell von innen auf ihren Allgemeinzustand hin untersucht. Es wurden keine Schäden festgestellt. Die Prüfung soll mittelfristig als "reguläre Prüfung" eingeführt werden. In den geprüften Bereichen gibt es keine wesentlichen Anzeigen.

Die Reaktorhauptpumpen werden gemäss der im KKB praktizierten vorbeugenden Instandhaltungsstrategie regelmässig inspiziert. Ausser dem planmässigen Austausch von Komponententeilen mussten in den Jahren 1995 und 1999 Dichtungen der Reaktorhauptpumpen wegen Leckagen ersetzt werden. Wegen eines Erdschlusses in der Statorwicklung des Motors der Reaktorhauptpumpe B wurden anschliessend im 1-Jahres-Turnus bei allen Motoren die Statoren ersetzt und umfangreiche Instandhaltungsmassnahmen durchgeführt.

Aus Sicht des Betreibers sind die beschriebenen Alterungsmechanismen entweder unproblematisch oder werden mit der bestehenden Überwachungs- und Instandhaltungsmassnahmen rechtzeitig festgestellt. Korrosionsprobleme sind nur in einem Einzelfall an einem Hauptbolzen der Reaktorhauptpumpen durch leckendes Primärwasser aufgetreten.

Im Berichtszeitraum wurden Leck-vor-Bruch(LvB)-Nachweise für die Hauptkühlmittelleitungen und die Gehäuse der Reaktor-Hauptpumpen durchgeführt. Die hochbeanspruchten Bereiche wurden anhand von Spannungsanalysen und der Werkstoffeigenschaften ermittelt. Die beiden am höchsten beanspruchten Stellen befinden sich im Heissstrang einerseits an der Schweissnaht zum Stutzen des RDB und andererseits an der Schweissnaht zwischen dem geraden Rohr und dem Krümmer. Die Pumpengehäuse sind aus austenitischem gegossenem Duplexstahl ASTM SA351 Grade CF8 gefertigt, die geschmiedeten Rohre aus dem Werkstoff ASTM SA351 TP316 und die Rohrkrümmer aus dem Werkstoff ASTM SA351 Grade CF8M. Duplexstähle neigen bei Betriebstemperaturen im Bereich von 290°C bis 325°C zu thermischer Versprödung was zu einer reduzierten Bruchzähigkeit bei gleichzeitig erhöhter Streckgrenze führen kann. KKB führte den Nachweis, dass ein vollständiger Bruch der Hauptkühlmittelleitungen und der Pumpengehäuse ausgeschlossen werden kann. Dazu wurden Leck-vor-Bruch-Nachweise für die geraden Rohrteile, die Pumpengehäuse und die Rohrkrümmer geführt. Die LvB-Nachweise basierten auf dem in den USA entwickelten Verfahren, wie es unter anderem im NUREG-1061, Vol.3, beschrieben ist. In einem ersten Schritt wurde aufgrund konservativ angenommener Werkstoffdaten der Nachweis geführt, dass die Integrität der Umfangschweissnähte in den Hauptkühlmittelleitungen sichergestellt ist und ein mögliches Leck durch die vorhandenen Leckageerkennungsmethoden erkannt werden kann. Ein vergleichbarer Nachweis liegt auch für die Gehäuse der Reaktorhauptpumpen vor. Mit den beim Dampferzeugerwechsel im Block 1

entfernten Rohrbögen war es möglich, in einem zweiten Schritt die aktuellen Werkstoffeigenschaften des Rohrbogenmaterials zu bestimmen und zwar im Zustand einer thermischen Versprödung von 175'000 Betriebsstunden (entsprechend 20 Volllastjahren) und gefahrenen Temperaturen von 284 bis 316°C. Die gemessenen Werkstoffwerte bestätigten die ursprünglich angenommenen Eigenschaften. In einem dritten Schritt analysierte KKB die Integrität der Längsnähte der verbleibenden Rohrbogen unter Berücksichtigung der "as built"-Abmessungen und gealterten Werkstoffeigenschaften. Zusätzliche Werkstoffproben an Originalmaterial aus dem Block 2 bestätigten die ursprünglich als konservativ angesetzten Werte ebenfalls.

KKB kommt zum Schluss, dass mit den geführten Nachweisen die Empfehlungen und Kriterien des Berichtes NUREG-1061 eingehalten sind und damit die Bedingungen für ein Leck-vor-Bruch-Verhalten der Hauptkühlmittelleitungen und Gehäuse der Reaktor-Hauptpumpen erfüllt sind. Auf Grund der durchgeführten Werkstoffuntersuchungen stellt KKB weiter fest, dass die temperaturbedingte Werkstoffversprödung einen Sättigungswert erreicht hat und deshalb thermische Versprödung für den weiteren Betrieb der Anlage kein Problem darstellt. Es wird dabei vorausgesetzt, dass die im KKB vorhandenen Leckageerkennungsmethoden in der Lage sind, eine nicht lokalisierbare Leckage von 1 gpm (3,785 Liter/min) aus den Hauptkühlmittelleitungen und den Pumpengehäusen sicher und frühzeitig zu erkennen.

HSK-Beurteilung

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen an den Hauptkühlmittelleitungen und Reaktorhauptpumpen wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Mit dem Einbau neuer Teile in die Hauptkühlmittelleitung konnten mehrere Schweissnähte eliminiert werden, die mit Ultraschall nicht prüfbar waren. Die neuen Schweissnähte können nun mit einem automatisierten Prüfverfahren aussagekräftig und personendosissparend geprüft werden.
- Mehrere Rohrbogen aus austenitischem Stahlguss wurden durch geschmiedete Bögen ersetzt, die für thermische Versprödung nicht anfällig sind.
- Der Einbau von neuen Temperaturmessstellen in die Rohrleitungen des Reaktorkühlkreislaufs ermöglicht eine genauere Messung der Temperaturverteilung über den Rohrquerschnitt. Damit können Temperaturschichtungen in den Rohrleitungen schnell erkannt werden.
- Durch den Einbau von Ölauffangvorrichtungen bei allen Reaktorhauptpumpenmotoren wird durch das Auffangen und Ableiten von Leckageöl aus potenziellen Leckstellen ein Ölbrand am heissen Pumpengehäuse verhindert. Damit wurde ein Teilaspekt aus der Pendenz P31 erledigt.
- Die Modifizierung der Abstützungen der Reaktorhauptpumpen ist eine Folgemassnahme der im Rahmen des Projektes REQUA durchgeführten Berechnungen.

Seit dem Ersatz eines Teils der Hauptkühlmittelleitungen im Jahre 1999 wird die Wiederholungsprüfung gemäss Festlegung NE-14 erfüllt. In den geprüften Bereichen, dies sind ausschliesslich Schweissnähte an stranggepressten Rohren, gibt es keine wesentlichen Anzeigen. Die Teile der Hauptkühlmittelleitungen aus austenitischem Stahlguss, insbesondere die Längsnähte der Krümmer, wurden jedoch seit der Inbetriebnahme nie volumetrisch geprüft, und ihre Prüfung ist auch für die Zukunft nicht vorgesehen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 13/6.5.3-1: Im KKB liegen Prüfergebnisse von KKB 1 zu zerstörungsfreien und zerstörenden Prüfungen an Teilen der Hauptkühlmittelleitung vor, die der HSK bis Mitte 2004 darzulegen sind (Übersicht der Messungen, Bewertung). Kann aufgrund der vorhandenen Prüfergebnisse

kein ausreichender Nachweis erbracht werden, um den rissfreien Zustand der Schweissnähte in austenitischen Gussteilen der Hauptkühlmittelleitungen zu verifizieren, sind an Teilen, die beim Dampferzeugeraustausch herausgetrennt wurden und die für in der Leitung verbliebene Teile repräsentativ sind, zerstörungsfreie und zerstörende Prüfungen in Bezug auf Rissbildung durchzuführen.

Das Alterungsüberwachungsprogramm wurde gemäss den HSK-Anforderungen durchgeführt und die Ergebnisse für das KKB 2 wurden in zwei Steckbriefen dokumentiert. Im Berichtszeitraum wurden Untersuchungen zur Materialermüdung durch Druck- und Temperaturtransienten und zur thermischen Versprödung durchgeführt, die bestätigen, dass diese Alterungsmechanismen für eine Betriebszeit von 40 Jahren unproblematisch sind. Für die Reaktorhauptpumpen sind die Instandhaltung und die damit verbundene visuelle Kontrolle der Flanschpartie von besonderer Bedeutung. KKB trägt dem mit einer festgelegten vorbeugenden Instandhaltungsstrategie Rechnung, die auf kürzeren Intervallen aufbaut als die Wiederholungsprüfungen. Verbesserungen in der Alterungsüberwachung können zukünftig durch die Verwendung von Manipulatoren oder ferngesteuerten Unterwasserkameras für Inneninspektionen in den schwer prüfbaren Rohrleitungsabschnitten und den Pumpengehäusen erreicht werden.

Die Teile der Hauptkühlmittelleitungen, die aus Duplexstahl gefertigt sind, unterliegen thermischer Versprödung. Die Verifikation ihrer Werkstoffwerte auf der Basis von aktuellem Material aus den Blöcken 1 und 2 des KKB bestätigte die ursprünglich in den LvB-Nachweisen angenommenen Eigenschaften in Bezug auf die Streck- und Bruchgrenze als auch hinsichtlich der Bruchzähigkeit. Die Spannungsanalysen und bruchmechanischen Berechnungen zeigten, dass auf der Basis des amerikanischen Verfahrens gemäss NUREG-1061 das Versagen in Form eines doppelendigen Bruchs in den betrachteten Bauteilen der Hauptkühlmittelleitungen und den Pumpengehäusen ausgeschlossen werden kann. Damit wurde der Nachweis der strukturellen Integrität für die Hauptkühlmittelleitungen und Pumpengehäuse geführt. Andere Schadensmechanismen wie Spannungsrisskorrosion, hochzyklische Ermüdung (z.B. Vibrationen) und Wasserschlag wurden dabei als nicht signifikant erkannt, insbesondere unter Berücksichtigung der Fahrweise der Anlage. Die angewendeten Methoden für die LvB-Nachweise entsprechen dem Stand der Technik in den USA und damit denen des Lieferlandes. Die HSK hat die erbrachten Nachweise und die verwendeten Nachweismethoden geprüft. Die Pendenzen P4 und P7a sowie die entsprechenden Nachforderungen der HSK sind damit abgeschlossen. Die geführten Nachweise gelten für eine Betriebsdauer von 40 Jahren.

Gemäss den vorgelegten Dokumenten bilden die geführten LvB-Nachweise die technische Begründung zur Elimination gewisser Auswirkungen von Rohrbrüchen an den Hauptkühlmittelleitungen und Pumpengehäusen, wie sie in der ursprünglichen Auslegung der Anlage Beznau 1 und 2 unterstellt wurden. Es ist für die HSK nicht vollständig ersichtlich, inwieweit KKB in dieser Hinsicht von den Resultaten der LvB-Nachweisen Gebrauch gemacht hat. Berichtet wird über die Berücksichtigung der Strahlkräfte aus dem Referenzleck (10 gpm) im Rahmen der Untersuchungen der Folgen von Brüchen hochenergetischer Leitungen im Containment auf sicherheitsrelevante Systeme (Pendenz P7a). Im Sicherheitsbericht Kap. 14.6.4 ist ein Bruchquerschnitt von 0,1 F als Basis für die Auslegung erwähnt. Für andere in den geführten LvB-Nachweisen angesprochene Auswirkungen wie asymmetrische Lasten auf und im Reaktordruckbehälter besteht keine abschliessende Aussage.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 14/6.5.3-2: *KKB hat bis Mitte 2004 darzulegen, inwieweit die Erkenntnisse der geführten LvB-Nachweise in eine Modifikation der Auslegungsbasis eingeflossen sind. Insbesondere sind dabei die Effekte von fluiddynamischen Lasten auf den Reaktorkern sowie die Standfestigkeit und Strukturintegrität der Komponenten des Primärkreislaufs anzusprechen.*

Im Zusammenhang mit den LvB-Nachweisen von nicht lokalisierten Leckagen aus dem Primärkreis ist die rechtzeitige Erkennung Voraussetzung. Damit kann sichergestellt werden, dass die Anlage auch bei einem auftretenden Leck rechtzeitig abgefahren werden kann. Eine eingehende Diskussion über die Empfindlichkeit der Leckageerkennungsmethoden wird in Kap. 6.5.1 geführt.

6.5.4 Druckhaltesystem

Das Druckhaltesystem besteht im Wesentlichen aus:

- dem Druckhalter (DH) mit Heizstäben und Sprühdüsen
- der Druckausgleichsleitung mit dem Anschluss an den Heissstrang B der Hauptkühlmittelleitung
- zwei Druckhalter-Sprühventilen und einem Hilfssprühventil
- drei Druckhalter-Sicherheits- und -Isolierventilen (Fabrikat SEBIM)
- den Abblaseleitungen nach den SEBIM-Ventilen
- dem Druckhalter-Entlastungstank
- der elektrischen Anspeisung der Heizstäbe
- der Instrumentierung (Druck, Niveau)

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Mit dem Druckhaltesystem wird der Druck im Reaktorkühlsystem geregelt. Die Druckregelung erfolgt mittels Signalen des Reaktorschutz- und Regelsystems entweder durch elektrische Heizung oder durch Sprühen von Hauptkühlmittel aus dem Kaltstrang in den Dampfraum des Druckhalters.

Angaben des Gesuchstellers

Im Bewertungszeitraum sind am Druckhaltesystem sowie den zugehörigen Technischen Spezifikationen folgende wichtigere Änderungen erwähnenswert:

- Austausch der Bolzen und Muttern am Druckhaltermannloch
- Da Ersatzteile für die vorhandenen Teile der Druckhalter Heizung nicht mehr beschafft werden konnten, wurden folgende Teile ersetzt:
 - die alten, bei den Backup-Heizgruppen A und B verwendeten Leistungsschütze durch kompakte, qualifizierte Leistungsschalter
 - die Leistungselektronik der geregelten Heizgruppe C.
- Ersatz der Sprühventile inkl. der Ventilsteuerung und Sprühleitungen: Bei dieser Änderung wurden die ursprünglichen pneumatisch angetriebenen Sprühventile durch neue, elektrisch betätigte Magnetregelventile mit softwaregestützter Regelung ersetzt. Dabei wurde auch der äussere Mindestmengen-Bypass eliminiert und durch einen inneren Bypass (Bohrung im Ventilkegel) ersetzt. Gleichzeitig wurden die DH-Sprühleitungen und die Druckausgleichsleitung sowie die zugehörigen Unterstützungen nach heute gültigen Kriterien qualifiziert und bestehende Unterstützungen zum Teil durch neue ersetzt.
- Alle Einstellwerte für das Öffnen der DH-Sicherheits-/Isolierventile wurden um 0,5 bar herabgesetzt.

- Im Rahmen des Projekts NANO wurde im Jahre 1992 die Niederdruck-Sicherheitseinspeiseleitung von der Druckhalterausgleichsleitung abgetrennt und stillgelegt. Das offene Stutzenende wurde mit einer Verschlusskappe verschweisst. Die Schweissverbindung wurde mit einem Backing-Ring (Schweissbadsicherung) hergestellt, und der Backing-Ring wurde belassen. Daher kann bei dieser Schweissnaht eine Anfälligkeit für Spaltkorrosion nicht ausgeschlossen werden. Die Bauvorschrift ASME Code Section III-NB verbietet es, Backing-Ringe in Rohrleitungen zu belassen, lässt es in Behältern aber unter gewissen Bedingungen zu. Den blindgesetzten Stutzen interpretiert KKB als Behälter und vertritt die Auffassung, dass der Backing-Ring belassen werden kann. KKB hat einen Prüfbarkeitsnachweis für die Naht mit Backing-Ring vorgelegt. Die Schweissnaht wird im Rahmen des Wiederholungsprüfprogrammes periodisch geprüft. Backing-Ringe befinden sich auch noch an einer Schweissnaht im Restwärmesystem (siehe Kap. 6.7.3) und an einer Naht der Niederdruck-Sicherheitseinspeiseleitung (siehe Kap. 6.7.5).

KKB betrachtet die Wiederholungsprüfanforderungen der Festlegung NE-14 über die letzten zehn Jahre als erfüllt. Die Mischnaht am Stutzen des Druckhalters zur Druckausgleichsleitung wurde allerdings nur mit einem Oberflächenverfahren geprüft. Ihre erste volumetrische Prüfung fand im Revisionsstillstand 2003 statt.

In deutschen Siedewasseranlagen wurde Mitte der neunziger Jahre an den Wärmeeinflusszonen von Schweissnähten in austenitischen Rohrleitungen Spannungsrisskorrosion festgestellt. Dies war unerwartet, da der verwendete Werkstoff als resistent gegen Spannungsrisskorrosion galt. Mit einem Sonderprogramm sollte festgestellt werden, ob ein unerwarteter Schadensmechanismus auch unter den Druckwasserbedingungen des KKB vorhanden war. Es wurden im KKB 1 an der Sprühleitung 18 und im KKB 2 19 austenitische Schweissnähte mit Röntgendurchstrahlung geprüft. Dabei wurden Anzeigen gefunden. Wegen Rissverdacht wurde im KKB 1 ein Rohrleitungsstück mit drei Schweissnähten herausgeschnitten und untersucht. Es zeigte sich, dass es sich bei den Anzeigen um fertigungsbedingte Quetschfalten mit geringer Tiefenausdehnung handelte und nicht um betriebsinduzierte Fehler. Es wurden daher keine weiteren Massnahmen getroffen.

Im Druckhaltersystem liegen keine wesentlichen Befunde aus Wiederholungsprüfungen vor.

Während der Inbetriebnahme nach der Revisionsabstellung 2001 wurden sechs Heizstäbe der Gruppe A unbeabsichtigt trocken überhitzt, so dass sie bleibend ausfielen. Die Funktionstüchtigkeit der Druckregelung ist auch ohne diese Stäbe weiterhin gewährleistet. Es ist geplant, die defekten Heizstäbe spätestens im Jahr 2005 zu ersetzen.

Die Instandhaltung des Druckhaltesystems ist unproblematisch. Der Instandhaltungsaufwand konnte durch den Ersatz der Druckhalter-Sprühventile stark reduziert werden.

Die in den eingereichten Steckbriefen beschriebenen Alterungsmechanismen sind aus Sicht des Betreibers entweder nicht sicherheitsrelevant oder werden mit den bestehenden Überwachungsmaßnahmen rechtzeitig festgestellt.

Ein besonderes Überwachungsprogramm wurde an der Druckhalterausgleichsleitung und der Sprühleitung während zwei Betriebzyklen (1996/1997 und 1998/1999) durchgeführt. Anlass dazu waren Informationen aus verschiedenen ausländischen Anlagen, wonach in diesen Rohrleitungen infolge thermischer Schichtung höhere Ermüdungsausnutzungen auftreten könnten als bei der Auslegung mit den Auslegungstransienten berechnet. Um das Ausmass der zusätzlichen Ermüdung infolge thermischer Schichtung bestimmen zu können, wurden diese Rohrleitungen mit Thermoelementen instrumentiert. Die Mess- und Auswertberichte zeigten, dass im KKB 2 im Bereich der Druckhalter-

ausgleichs- und der DH-Sprühleitung eine ermüdungsrelevante thermische Schichtung ausgeschlossen werden kann.

KKB kommt zu dem Schluss, dass das Druckhaltesystem unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Instandsetzung, Wiederholungsprüfungen und durchgeführten Nachweise alle Anforderungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb erfüllt.

HSK-Beurteilung

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen am Druckhaltesystem wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Die neu eingebauten, modifizierten Bolzen für den DH-Mannlochdeckel können hydraulisch vorgespannt werden und haben gegenüber den alten Bolzen ein vergrössertes Flankenspiel, womit die Gefahr von Beschädigungen und Anfressen eliminiert wird.
- Durch die Modernisierung der elektrischen Ausrüstung der Druckhalterheizung ist die Zuverlässigkeit des Druckhaltersystems erhöht worden.
- Durch den Ersatz der Druckhalter-Sprühventile entsprechend dem heutigen Stand der Technik konnte der Wartungs- und Instandsetzungsaufwand für diese Armaturen stark gesenkt und die Funktionssicherheit erhöht werden. Auch die früher oft aufgetretenen Stopfbüchsen- und Flanschleckagen werden mit den neuen Ventilen eliminiert. Mit der gleichzeitigen Requalifikation der zugehörigen Rohrleitungen und dem Ersatz von Abstützungen wurden Schwachpunkte bei der Erdbebbensicherheit beseitigt.
- Die Ansprechtoleranz bei den jährlichen Funktionsprüfungen an den DH-Sicherheits-/Isolierventilen war mit 0,5 bar knapp angesetzt und verlangte häufige Nachjustierungen. Durch eine Absenkung des Nenn-Ansprechdrucks um 0,5 bar und einer Erhöhung der Ansprechtoleranz auf ± 1 bar wird dies vermieden. Auf das Systemverhalten hat dies keinen Einfluss.

Der belassene Backing-Ring an der Verschlusskappennaht des blindgesetzten Stutzens an der Druckhalterausgleichsleitung ist nach der Bauvorschrift ASME Code Section III-NB nicht zulässig. Ein Grund, weshalb Backing-Ringe unerwünscht sind, ist die Neigung zu Spaltkorrosion. Die HSK kann sich der von KKB gebotenen Argumentation, dass der abgeblindete Stutzen als Behälter zu betrachten ist, nicht anschliessen. Für die Backing-Ringe im Restwärmesystem (siehe Kap. 6.7.3) und in der Niederdruck-Sicherheitseinspeisung (siehe Kap. 6.7.5) gilt die gleiche Aussage. KKB 2 wird die Backing-Ringe bis spätestens 2005 entfernen.

Der nach Festlegung NE-14 geforderte Wiederholungsprüfumfang wurde im Betrachtungszeitraum mit kleinen Abweichungen erfüllt, die inzwischen beseitigt wurden. Bei den Wiederholungsprüfungen nach NE-14 und den Zusatzprüfungen wurden keine Befunde festgestellt, die für die Integrität der Komponenten des Druckhaltesystems von Bedeutung sind. Insbesondere hat das durchgeführte Sonderprüfprogramm keine Hinweise auf Spannungsrisskorrosion in den austenitischen Rohrleitungen ergeben. Dies deckt sich mit Prüfergebnissen von anderen Druckwasserreaktoren. In der Revisionsabstellung 2003 wurden die Mischnaht am Stutzen des Druckhalters zur Druckhalterausgleichsleitung und alle Rundnähte der Ausgleichsleitung automatisiert mit Ultraschall geprüft. Alle diese Schweissnähte sind frei von Fehlerbefunden.

Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des Druckhaltesystems durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant.

Das Alterungsüberwachungsprogramm wurde gemäss den HSK- Anforderungen durchgeführt. Die Ergebnisse sind für das KKB 2 in drei Steckbriefen mit Stand von 1997 und 1998 dokumentiert. Es wurde eine Reihe von relevanten Alterungsmechanismen für die verschiedenen Teile des Druckhaltesystems erkannt, die durch die Instandhaltungs- und Prüfprogramme erfasst und deren Auswirkungen behoben werden können. In den Steckbriefen definierte Ergänzungsmassnahmen wurden im Berichtszeitraum erfolgreich durchgeführt. Die Steckbriefe entsprechen aufgrund der Befunde und Änderungen am Druckhaltesystem in den letzten Jahren nicht mehr dem aktuellen Stand. Sie werden von KKB spätestens 2005 revidiert.

KKB wird den Einfluss der nicht funktionstüchtigen Heizstäbe in Bezug auf die Integrität des Druckhalters bis zum Sommer 2004 ermitteln. Zudem wird KKB prüfen, ob die Trockenüberhitzung der sechs Heizstäbe im Jahre 2001 alterungsrelevant ist. Unabhängig davon wird KKB die defekten Heizstäbe spätestens im Jahr 2005 austauschen.

6.5.5 Dampferzeuger

Die Dampferzeuger sind stehende U-Rohrwärmetauscher mit integrierten Wasserabscheidern und Dampftrocknern. Das erwärmte Hauptkühlmittel durchströmt die Heizrohre und überträgt die im Reaktor aufgenommene Wärme an den Sekundärkreislauf und kühlt sich dabei ab.

Angaben des Gesuchstellers

Im Bewertungszeitraum wurden an den Dampferzeugern folgende wichtigere Änderungen durchgeführt:

- Ersatz der Dampferzeuger,
- Ersatz der Dampferzeugerabschlammung,
- Ersatz der Dampferzeugerisolation,
- Inbetriebnahme einer Frischdampf-Aktivitätsüberwachung mittels N-16-Detektoren zur Dampferzeuger-Leckageüberwachung (Heizrohrbruch).

Die ursprünglichen Dampferzeuger, die im Jahre 1999 durch neue ersetzt wurden, wiesen wegen vieler verschlossener Heizrohre eine ungünstige Leistungsbilanz, einen hohen Prüfaufwand und einen überdurchschnittlichen Instandhaltungsaufwand auf. Wegen Plattierungsrissen in den Wasserkammern und wegen Degradation der Heizrohre musste wiederkehrend mit vergrössertem Umfang und in verkürzten Intervallen geprüft werden.

Die 1999 eingebauten Dampferzeuger wurden gemäss dem neuesten Stand der Technik hergestellt. Für die Berohrung wurde das Material Inconel 690 TT eingesetzt und damit eine hohe Korrosionsbeständigkeit erreicht. Die neuen Dampferzeuger sind besser prüfbar und befundfrei. Ihre Instandhaltung erfolgt gemäss den Empfehlungen des Herstellers und zeigte im Berichtszeitraum keine Probleme. Neben der Instandhaltung und den Wiederholungsprüfungen wird auch die Untersuchung von Schlammproben von der Rohrbodenreinigung zur Beurteilung von Korrosionsgefahren eingesetzt. Aufgrund der erst kurzen Betriebsdauer ist Ermüdung in absehbarer Zeit kein Problem. Beschädigungen durch Fremdkörpereintrag werden mithilfe des Körperschallüberwachungssystems vermieden.

HSK-Beurteilung

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen an den Dampferzeugern wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Durch den Ersatz der beiden Dampferzeuger kann die Anlage wieder mit der nominellen Leistung betrieben werden. Die neuen Dampferzeuger wurden gemäss dem neusten Stand der Technik hergestellt. Für die Berohrung wurde ein Material mit hoher Korrosionsbeständigkeit eingesetzt (Inconel 690 TT). Dadurch wurde die Sicherheit erhöht. Der Instandsetzungsaufwand und die Strahlenbelastung des Personals haben sich stark reduziert. Mit dem DE-Ersatz wurde auch die Pendumenz P5 (Plattierungsrisse in den Wasserkammern) gegenstandslos.
- Mit dem Einbau einer neuen Dampferzeuger-Abschlammung wurde die Abschlammkapazität und Reinigungseffizienz erhöht. Ausserdem erlaubt das neue System eine teilweise Rückgewinnung der Wärme und eine Wiederbenutzung des Abschlammwassers.
- Der Einbau einer Frischdampf-Aktivitätsüberwachung mittels N-16-Detektoren macht die schnelle Erkennung einer Dampferzeuger-Heizrohrleckage möglich.

Die neuen Dampferzeuger sind besser prüfbar als die alten und frei von wesentlichen Fehlerbefunden.

Die Instandhaltung erfolgte vorbeugend gemäss KKB-Programm und zeigte nur wenig ungeplante Massnahmen.

Das Alterungsüberwachungsprogramm wurde bereits für die alten, schadensanfälligen Dampferzeuger gemäss den Anforderungen der HSK durchgeführt und sowohl für die alten wie für die neuen Dampferzeuger in Steckbriefen dokumentiert. Die Schadenserfahrung mit den alten Dampferzeugern wurde in Verbesserungen für die neuen Dampferzeuger umgesetzt. Die praktische Alterungsüberwachung ist aus Sicht der HSK durch die Wiederholungsprüfprogramme, die Instandhaltung, die Transientenüberwachung und weitere Massnahmen wie die erwähnten Schlammuntersuchungen gewährleistet.

6.5.6 Armaturen der Primärkreis isolation

Vom Primärkreislauf bestehen Verbindungsleitungen mit Isolationsarmaturen zu folgenden Systemen oder Systemkomponenten:

- Ladeleitung (siehe Kap. 6.7.6)
- Ablass- und Hilfsablassleitungen (siehe Kap. 6.7.6)
- Leitungen des Restwärmesystems (Vor- und Rücklauf) (siehe Kap. 6.7.3)
- Sicherheitseinspeiseleitungen (siehe Kap. 6.7.5)
- Notstand-Kaltabfahrleitung (siehe Kap. 6.7.3)
- Primäres Probenentnahmesystem (siehe Kap. 6.14)
- RDB-Entlüftungsleitung

Angaben des Gesuchstellers

Die Armaturen und zugehörigen Rohrleitungsabschnitte werden in den entsprechenden Systemen behandelt. Die Instandhaltung der Armaturen ist in die KKB-Instandhaltungsprogramme eingebunden und bereitet keine Probleme.

HSK-Beurteilung

Die Beurteilung der Primärkreis-Isolationsarmaturen mit dazugehörigen Rohrleitungen erfolgt in den Kapiteln der jeweiligen Systeme.

Für die RDB-Entlüftungsleitung wurde zusammen mit der Druckhalterentlastung im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms ein separater Steckbrief erstellt. Dieser weist für die Isolationsarmaturen der RDB-Entlüftung eine zustandsorientierte Instandhaltung aus. Auf der anderen Seite sieht die Instandhaltungsstrategie des KKB für langlebige, sicherheitsrelevante Komponenten eine präventive Instandhaltung vor. Diese Abweichung kann toleriert werden, wenn der Alterungsprozess der Komponente messbar oder bewertbar ist. Im Falle von Isolationsarmaturen kann eine empfindliche Leckageüberwachung Hinweise auf den Zustand der Komponenten geben. Die HSK hat 2003 festgestellt, dass die bestehende Leckageüberwachung der RDB-Deckelentlüftungsleitung nicht den Vorgaben des Alterungsüberwachungsprogramms entspricht und zu verbessern ist.

6.6 Containment und zugehörige Systeme

6.6.1 Containment

Sicherheitstechnische Aufgaben des Containments

Unter Containment wird hier die Stahldruckschale einschliesslich der Durchdringungen verstanden, die als Sicherheitshülle den Reaktorkühlkreislauf umgibt; die Containment-Isolationsarmaturen werden in Kap. 6.6.3 behandelt. Das Containment hat die Funktion, bei Auslegungsstörfällen- insbesondere beim Kühlmittelverluststörfall LOCA- das ausströmende Wasser-Dampfgemisch aufzufangen und allfällig freigesetzte radioaktive Stoffe zurückzuhalten. Das Containment ist in der Sicherheitsklasse 2 und der Erdbebenklasse I klassiert.

Zur Unterstützung der Containment-Funktion sind folgende Hilfssysteme notwendig:

- die Containment- Umluftkühlung
- das Containment- Sprühsystem
- die Containmentisolation
- die Ringraumunterdruckhaltung

Angaben des Gesuchstellers

KKB beurteilt das Containment auf der Grundlage des Sicherheitsberichts, der Technischen Spezifikationen, der HSK-Richtlinien, der Festlegung NE-14, von Anlagenunterlagen und von KKB-Vorkommisberichten.

Im Bewertungszeitraum wurden am Containment folgende wichtigere Änderungen durchgeführt:

- Im Rahmen des Projektes NANO wurden für das nachgerüstete Notstand-Speisewassersystem, das nachgerüstete Notstandsperrwassersystem und das modifizierte Sicherheitseinspeisesystem die erforderlichen Durchdringungen erstellt.
- Für das System der gefilterten Druckentlastung (SIDRENT) wurden die Durchdringungen erstellt.
- Für das Notspeisewassersystem wurden im Rahmen des Projektes ERGES zwei neue Durchdringungen erstellt.
- Der Auslegungsdruck des Containments wurde auf 3.1 bar erhöht.
- Im Rahmen des Austausches der Dampferzeuger wurde ein Blechsegment der Grösse 6.2 x 5.4 Meter für den Transport der Dampferzeuger herausgeschnitten und anschliessend wieder eingeschweisst.
- Containmentdurchführungen für Prozessleitungen mit kleinen Durchmessern wurden zur Verhinderung des Ausknickens der Rohrleitungen bei Dichtheitsprüfungen durch Stützsterne im Betoncontainment abgestützt.
- Durchführungen von nicht mehr benötigten Rohrleitungen wurden verschlossen.

KKB hat für den Bewertungszeitraum die durchgeführten Wiederholungsprüfungen, Inspektionen und die Instandhaltung am Containment zusammengestellt und bewertet sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben.

Der integrale Leckratentest ILRT des Containments (Prüfungstyp A) wird im KKB in Zehnjahresintervallen durchgeführt. Dies bildet gegenüber dem in anderen Anlagen vorgeschriebenen Intervall von vier Jahren eine Ausnahme, die durch die Leckageüberwachung des Ringraums gerechtfertigt wird. Der ILRT des Berichtszeitraums fand im Jahre 1999 nach dem Dampferzeugerwechsel statt. Die gemessene Leckrate betrug ein Sechstel der zulässigen. Die lokalen Dichtheitsprüfungen an Durchführungen einschliesslich Schleusen, Transportöffnungen und Kompensatoren (Prüfungstyp B) wurden gemäss den Technischen Spezifikationen durchgeführt und ergaben zusammen mit den Dichtheitsprüfungen an Isolationsarmaturen (Prüfungstyp C) einen zulässigen Summenwert der lokalen Leckraten.

Infolge der Heraufsetzung des Prüfüberdrucks von 2,62 auf 3,1 bar wurden bei der lokalen Dichtheitsprüfung von Rohrdurchführungen vom Containment in den Ringraum drei Prozessrohre verbogen und ihre Kompensatoren lateral ausgelenkt. Die Dichtheit blieb jedoch erhalten. Eine Prozessleitung wurde umgelegt, eine Reserveleitung wurde verschlossen und eine Leitung konnte zurückgebogen werden. Als Folge dieses Vorkommnisses wurden an allen gefährdeten Prozessleitungen Stützsterne zur Verringerung der Knicklänge angebracht.

An den Dichtungen der Hauptschleusen traten mehrmals Leckagen auf. Ursachen dazu waren Materialmängel und eine nicht optimale Konstruktion der Tordichtung. Die Anforderungen an die Schleusendichtungen wurden neu von KKB in einer Spezifikation festgelegt. Der Ersatz der Tordichtungen in beiden Blöcken ist bis Ende 2004 vorgesehen.

Im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms wurden am Containment Inspektionen auf Basis des AÜP-Leitfadens für Bautechnik durchgeführt. Das Containment ist in den einbetonierten Bereichen im Spalt zwischen Stahlhülle und Beton anfällig auf Korrosion. Obwohl in Block 2 keine Korrosionsangriffe festgestellt wurden, werden vom Betreiber Massnahmen in beiden Blöcken vorgesehen. Für Block 2 sind dies insbesondere Feuchtigkeitsmessungen mittels Troxler-Sonde und die Verbes-

serung der Fugenabdichtungen im Ringraum. Die Korrosionsproblematik wird durch ein Arbeitsteam aktiv verfolgt.

Für das Containment wurden Requalifikationsrechnungen durchgeführt, mit geänderten Annahmen für die Massenfreisetzung bei einem doppelendigen Frischdampfleitungsbruch. Es resultierte ein Überdruck, der um ca. 18% über dem ursprünglichen Auslegungsdruck des Containments lag, aber deutlich unterhalb dem heute gültigen Auslegungsdruck von 3,1 bar.

Seit dem Sommer 2000 überwacht KKB die Ringraumdichtheit als Indikator für die Dichtheit des Containments. Dazu wird täglich eine Bilanz der Luftmassen im Ringraum erstellt, wobei vor allem der Absolutdruck, die Temperatur im Ringraum und die zum Containment abgepumpte Luftmasse, aber auch allfällige Betätigungen der Containmentschleusen berücksichtigt werden. Die bisherigen Beobachtungen zeigten, dass die festgestellte Leckage nicht durch die Stahldruckschale und deren Durchdringungen, sondern fast ausschliesslich durch die äusseren Absperrungen und Abdichtungen in den Ringraum eindringt.

Massnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Containmentschleusen sind festgelegt und terminiert. KKB kommt zum Schluss, dass das Containment die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb erfüllt.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Containments erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, sowie der Richtlinie HSK-R-15 und der Festlegung NE-14.

- Die Erstellung von neuen Containmentdurchdringungen war für die Einbindung der neuen Systeme NANO, ERGES und SIDRENT in die Anlage notwendig. Die Arbeiten wurden entsprechend der HSK geprüften Spezifikationen durchgeführt und vom SVTI überwacht.
- Der Erhöhung des Auslegungsdrucks für das Containment hat die HSK zugestimmt. Die notwendigen Nachweise wurden geprüft und akzeptiert.

Die wiederkehrenden Dichtheitsprüfungen Typ A und B wurden gemäss den Technischen Spezifikationen durchgeführt und ergaben zulässige Leckraten. Eine weitergehende Stellungnahme zu den Prüfungen des Typs B erfolgt im Kap. 6.6.4 zusammen mit der Stellungnahme zu den Prüfungen des Typs C.

Die Massnahmen zur Behebung der Schwachstellen im Bereich der Containmentdurchführungen von Prozessleitungen mit kleinem Durchmesser wurden von der HSK akzeptiert. Die entsprechenden Nachweise wurden geprüft.

Die Massnahmen zur Vermeidung von Leckagen der Schleusendichtungen werden von der HSK begrüsst. KKB wird die geplanten Massnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Containmentschleusen bis Ende 2004 umsetzen.

Die Stahldruckschale wird im KKB im Alterungsüberwachungsprogramm der Bautechnik und der Maschinentechnik behandelt. Der entsprechende Bautechnik-Steckbrief behandelt den Grundwerkstoff, für welchen die Flächenkorrosion als ein relevanter Alterungsmechanismus erkannt wurde. KKB hat Massnahmen zur Bearbeitung der Korrosionsproblematik eingeleitet und teilweise bereits umgesetzt. Korrosionsangriffe in geringem, nicht sicherheitsrelevantem Umfang wurden bisher nur im KKB 1 gefunden, während KKB 2 frei ist von entsprechenden Korrosionsangriffen.

Das Containment stellt eine mechanische Komponente der Sicherheitsklasse 2 dar und erfüllt die Funktion eines Druckbehälters. Der gesamte AÜP-Steckbrief der Stahldruckschale enthält neben den

Grundmaterialien auch die Schweissnähte und die mechanischen Elemente der Containmentdurchführungen, die nicht bei den Prozessrohren der bereits behandelten Systeme miterfasst sind. Die HSK stellt fest, dass die Gesamtheit der AÜP-Dokumentation der Stahldruckschale den Anforderungen an das Alterungsüberwachungsprogramm für mechanische Komponenten genügt.

Bei der Überwachung der Ringraumdichtheit hat die HSK gefordert, dass Massnahmen getroffen werden, falls die Ringraumleckage längerfristig über 13 m^3 pro Tag bleiben würde. Dies war bisher nicht der Fall.

Die HSK kommt aufgrund der dargelegten Betriebserfahrungen, der Ergebnisse der Prüfungen und der durchgeführten Anlagenänderungen sowie auch der Instandhaltungsmassnahmen zu dem Schluss, dass das Containment seine Funktion erfüllt.

6.6.2 Containment-Umluftkühlung

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Das Containment-Umluftsystem kühlt die Containment-Atmosphäre im Leistungsbetrieb und beim An- und Abfahren. Zusätzlich zu dieser betrieblichen Aufgabe hat das System die Aufgabe, den nach einem Kühlmittelverluststörfall oder nach einem Bruch einer Frischdampf- bzw. Speisewasserleitung in das Containment austretenden Dampf zu kondensieren und dadurch Druck und Temperatur abzubauen. Das Containment-Umluftsystem ist im Containment installiert und besteht aus vier z. T. unterschiedlichen Einheiten; nämlich aus drei Containment-Kühlfluchteinheiten und einer Containment-Kühlluft-/Filtereinheit. Die Containment-Kühlfluchteinheiten bestehen aus einem Kühler und einem Wasserabscheider in einem gemeinsamen Gehäuse, an dem der Umluftventilator angeschlossen ist. Die Containment-Kühlluft-/Filtereinheit weist zusätzlich einen kombinierten Nebel-/Wasserabscheider und einen Schwebstofffilter zur Rückhaltung von radioaktiven Aerosolen auf. Die vier Kühlfluchteinheiten fördern in einen gemeinsamen Sammelkanal, von wo aus die Luft über ein System von Vertikalkanälen mit Stellklappen in das Containment verteilt wird. Die vier Containment-Kühlfluchteinheiten werden mit Aarewasser gekühlt und sind der SK 2 und EK I zugeteilt. Eine Containment-Kühlfluchteinheit und die Containment-Kühlluft-/Filtereinheit sind 1E klassiert, während die übrigen Kühlfluchteinheiten 0E klassiert sind. Im Leistungsbetrieb ist das Containment-Umluftsystem normalerweise mit zwei betrieblichen Containment-Kühlfluchteinheiten in Betrieb. Alle vier Containment-Umluftventilatoren werden bei Anforderung der Sicherheitseinspeisung automatisch gestartet

Zur Containment-Umluftkühlung gehören ferner auch zwei Regelstabantriebsventilatoren.

Angaben des Gesuchstellers

KKB beurteilt die Containment-Umluftkühlung auf der Grundlage des Sicherheitsberichts, der Technischen Spezifikationen, von Anlagenunterlagen und von mehreren Versuchsberichten.

Im Bewertungszeitraum wurden am Containment-Umluftsystem keine sicherheitstechnisch wichtigen mechanischen Änderungen durchgeführt.

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten und insbesondere die Einhaltung der Technischen Spezifikationen, die durchgeführten Wiederholungs- und Funktionsprüfungen am Containment-Umluftsystem zusammengestellt und bewertet, sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben. Ausserdem hat KKB die Instandhaltung des Systems in den Fachbereichen Maschinentechnik und Elektrotechnik dargelegt und bewertet.

Die Komponenten der Containment-Umluftkühlung sind nicht wiederholungsprüfpflichtig. An den Motoren der vier Kühlluftseinheiten werden jeweils vor dem Abfahren der Anlage vor einer Revisionsabstellung Schwingungsmessungen durchgeführt.

Der Nachweis der Betriebsbereitschaft erfolgt durch den Betrieb des Systems und durch Funktionsprüfungen. Gemäss den Technischen Spezifikationen wird monatlich ein Funktionstest der beiden in 1E klassierten Containment-Kühlluftseinheiten durchgeführt. Sowohl diese Tests als auch die alle 24 Monate vorgeschriebenen Prüfungen des korrekten Funktionierens der SE-Auslösung wurden ohne Befund durchgeführt. Ferner werden stündlich die Betriebsparameter der in Betrieb befindlichen Aggregate anhand einer Checkliste überprüft und festgehalten

Ausser den üblichen Wartungsarbeiten wie Wälzlagerkontrolle und -Schmierung sowie auch Kontrolle und Einstellung der Lüftungsklappen werden die Kühler bei jeder Revision luft- und wasserseitig gereinigt.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung wird dieses Systems nicht erfasst. Eine ausreichende Alterungsüberwachung ist mit der betrieblichen Überwachung, Prüfung und Instandhaltung sichergestellt.

Die Umluftkühler werden mit Aarewasser gekühlt, so dass die Lufttemperatur im Containment im Sommer auf Grund der hohen Kühlwassertemperatur ihr Maximum erreicht. Im Jahre 1999 wurden Versuche zur Abklärung der Kühlleistung der Umluftkühler bei Leistungsbetrieb durchgeführt, die zeigen, dass die Kühlkapazität zweier Kühleinheiten mit trockener Luft nur etwa 2/3 des Auslegungswertes erreicht. Zur Verbesserung der Situation wurde eine Optimierung der Kühlwasserströme vorgenommen, so dass den Umluftkühlern bei hohen Aarewassertemperaturen eine grössere Kühlwassermenge zur Verfügung steht. Ausserdem wird im Leistungsbetrieb zwischen Mai und Oktober in der Praxis der dritte Ventilator in Betrieb genommen.

Für den Betrieb nach einem Störfall wurde unter Berücksichtigung der in diesem Fall herrschenden Bedingungen (höhere Temperatur und Dampf in der Containment-Atmosphäre) rechnerisch nachgewiesen, dass die Kühlleistung doppelt so hoch ist wie die der Auslegung zugrunde gelegte Kühlleistung.

1999 wurde eine Studie betreffend "Thermische Belastbarkeit der Motoren der Umluftkühler-Ventilatoren im Zusammenhang mit der Druckerhöhung im Containment" durchgeführt. Das Ergebnis zeigte, dass die neu gewickelten Motoren der zwei klassierten Ventilatoren für den Betrieb bei erhöhtem Containmentdruck geeignet sind.

KKB kommt zum Schluss, dass die Containment-Umluftkühlung ihre sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllt.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Systems zur Containment-Umluftkühlung erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKB, sowie der Richtlinie HSK-R-15.

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand der Containment-Umluftkühlung ab:

- Die Ausrüstungen standen während des Bewertungszeitraums ständig in Betrieb bzw. in Betriebsbereitschaft und wurden gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben gemäss HSK-R-15 keinen Befund.
- Instandhaltungsmassnahmen lagen im Rahmen der üblichen Wartungsarbeiten.

- Durch die geänderte Betriebsweise des Primären Nebenkühlwassersystems im Hinblick auf die Containment-Umluftkühlung und den Betrieb des dritten Umluftventilators im Leistungsbetrieb, reicht die Kühlleistung auch bei sommerlichen Temperaturen des Aarewassers aus. Für die Sicherheitsfunktion der Containment-Kühlung und Druckabbau nach einem Störfall ist ausreichend Kühlleistung vorhanden.

Die HSK kommt aufgrund der Ergebnisse der Prüfungen und der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen sowie der von KKB durchgeführten Versuche und Studien zum Schluss, dass das System die Anforderungen an den sicheren Betrieb erfüllt.

6.6.3 Containment-Sprühsystem

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Das Containment-Sprühsystem hat bei einem Kühlmittelverluststörfall oder einem Bruch der Frischdampf- oder Speisewasserleitung die Aufgabe, den Druck im Primärcontainment und die Temperatur möglichst schnell durch Kondensation des ausgetretenen Dampfes abzusenken. Das Containment-Sprühsystem weist zwei parallel geschaltete Sprühpumpen auf, die im Nebengebäude A aufgestellt sind. Diese fördern Borwasser aus dem Borwasser-Vorratstank (BOTA) über je einen zugeordneten Schieber über eine gemeinsame Druckleitung zu mehreren Förderringleitungen, die im Primärcontainment-Dom angeordnet sind und in denen Sprühdüsen installiert sind. Wenn der Borwasservorrat im BOTA erschöpft ist, kann Borwasser aus dem Rezirkulationssumpf angesaugt und in die Sprühleitung gefördert werden. Das Containment-Sprühsystem ist seinen Aufgaben entsprechend der SK 2 und EK I zugeordnet. Das Containment-Sprühsystem und das Containment-Umluftsystem (Kap. 6.6.2) sind zueinander teilweise ergänzend und diversitär. Die Betriebsbereitschaft der Sprühpumpen wird periodisch geprüft. Das System wird auch zum Füllen der Reaktorgrube benutzt.

Mit der Inbetriebnahme der Notstandssysteme entfiel die frühere zweite Funktion der Sprühpumpen, die Niederdruck-Sicherheitseinspeisung.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat zur Beurteilung des Systems den Sicherheitsbericht, die Technischen Spezifikationen, Anlagenunterlagen, SVTI-Festlegungen, Inspektions- und Vorkommnisberichte herangezogen.

Im Bewertungszeitraum wurden am Containment-Sprühsystem folgende sicherheitstechnisch wichtigen mechanischen Änderungen durchgeführt:

- 1992 wurden in beiden Blöcken Feuerlöschwasserstutzen eingebaut.
- 1993 wurde in KKB 1 bzw. 1991 in KKB 2 die Testleitung des Systems in mehreren Schritten saniert. Zum einen wurde in die Leitung eine Drosselblende zur Einstellung des Nenndurchflusses beim Test eingebaut, zum anderen wurde im Zusammenhang mit der NANO-Nachrüstung die Funktion der Isolationsarmatur der Testleitung einer anderen Armatur zugewiesen und diese durch ein besser geeignetes Fabrikat ersetzt.
- 1995 wurde in beiden Blöcken die Rückschlagklappe in der Druckleitung modifiziert, damit sie in offener Stellung, zum Füllen der Reaktorgrube, arretiert werden kann.
- 2000 wurde in KKB 2 bzw. 1999 in KKB 1 in die Testleitung, aufgrund eines Vorkommnisses, eine Mehrstufenblende eingebaut. Dadurch wurden die bis anhin vorhandenen starken Leitungsvibrationen eliminiert.

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten und insbesondere die Einhaltung der Technischen Spezifikationen, die Instandhaltung, die durchgeführten Wiederholungs- und Funktionsprüfungen am Containment-Sprühsystem zusammengestellt und bewertet, sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben.

Die Wiederholungsprüfungen wurden als System- und Komponentenbegehungen und als Sichtprüfungen an Armaturen, Pumpen und Unterstützungen durchgeführt. Es gab keine Befunde.

Während des Berichtszeitraums gab es keine Anforderungen des Containment-Sprühsystems. Der Nachweis der Betriebsbereitschaft erfolgt durch Funktionsprüfungen. Gemäss den Technischen Spezifikationen wird monatlich ein Probelauf der Sprühpumpen mit Mindestmenge sowie Funktionstest der Sprühventile durchgeführt. Alle sechs Monate wird ein Probelauf der Sprühpumpen mit Nenndurchfluss und Funktionstest der Sprühventile vorgenommen. Alle Tests wurden mit einer Ausnahme ohne Befund durchgeführt. Hierbei handelte es sich um den Abriss eines Entlüftungsventils infolge von Leitungsvibrationen anlässlich eines Tests. Daraufhin wurde die Drosselblende in der Testleitung, wie bereits erwähnt, durch eine Mehrstufenblende ersetzt.

Die Sprühpumpen werden regelmässig gewartet. Bei Inbetriebsetzung und früherem Betrieb der Pumpen traten, bedingt durch die ursprüngliche Ausführung der Stopfbüchsen, häufig Borwasser-Leckagen auf, die wiederum durch Bildung von Borkristallen zur Beeinträchtigung der Funktion der Pumpen führten. Durch den Ersatz der Stopfbüchsen durch Gleitringdichtungen aus Wolframkarbid 1973 gingen die Leckagen etwas zurück, wurden jedoch nicht völlig eliminiert. Zudem traten dadurch stärkere Vibrationen auf. Erst nach der Wahl der des geeigneteren Gleitringwerkstoffs Siliziumkarbid im Jahr 1996 werden keine Leckagen mehr festgestellt.

Im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms wurde der Steckbrief dieses Systems erstellt. Als Alterungsmechanismen kommen Materialermüdung und rissbildende Korrosionsarten in Frage, die jedoch als nicht relevant eingestuft werden. Der Betreiber erachtet die bestehenden Überwachungs- und Instandhaltungsmassnahmen als ausreichend.

KKB kommt zum Schluss, dass das Containment-Sprühsystem seine sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren zuverlässig erfüllt.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Containment-Sprühsystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKB, sowie den Richtlinien HSK-R-15, HSK-R-18 und der Festlegung NE-14.

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen am Containment-Sprühsystem wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Die Feuerlöschwasserstutzen ermöglichen die Beherrschung mehrerer auslegungsüberschreitender Störfallzenarien.
- Die Sanierung der Testleitung erfolgte im Anschluss an die Installation der Notstandssysteme und diente der Verbesserung der Prüfungen der Pumpen.
- Die Modifikation der Rückschlagklappe vereinfacht die Vorbereitungen zum Füllen der Reaktorgrube. Die Rückschlagklappe kann nach der Modifikation in offener Stellung arretiert werden. Früher musste dazu die Rückschlagklappe ausgebaut werden.

- Durch den Einbau der Mehrstufenblende wurden die starken Leitungsvibrationen der Testleitung eliminiert. Dadurch wurde die Anfälligkeit zu vibrationsinduzierten Schäden eliminiert und die Zuverlässigkeit des Systems erhöht.

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand des Containment-Sprühsystems ab:

Während des Berichtszeitraums war keine Anforderung des Systems zu verzeichnen. Die Ausrüstungen standen während des Bewertungszeitraums ständig in Betriebsbereitschaft und wurden gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben gemäss HSK-R-15 keinen Befund. Das System wird als Reaktorgruben-Füllsystem benutzt und arbeitete einwandfrei.

Bei den gemäss der Festlegung NE-14 durchgeführten Wiederholungsprüfungen wurden keine relevanten Befunde festgestellt.

Die Instandhaltungsmassnahmen lagen im Rahmen der üblichen Wartungsarbeiten.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung wurde der Steckbrief für das Containment-Sprühsystem gemäss den Anforderungen der HSK erstellt. Er enthält neben den anderen mechanischen Komponenten auch den Borwasservorratstank. Die in Frage kommenden Alterungsmechanismen, unter anderem Spannungsrisskorrosion an Rohrleitungsschweissnähten, wurden bisher im KKB nicht beobachtet. Da in ausländischen Anlagen jedoch vereinzelt Fälle von Spannungsrisskorrosion in vergleichbaren Systemen aufgetreten sind, wird dieser Mechanismus auch zukünftig im Rahmen der Daueraufgabe der Alterungsüberwachung zu beachten sein.

Die HSK kommt aufgrund der dargelegten Betriebserfahrungen, der Ergebnisse der Prüfungen und der durchgeführten Anlagenänderungen sowie auch der Instandhaltungsmassnahmen zum Schluss, dass das System die Anforderungen an den sicheren Betrieb erfüllt.

6.6.4 Containmentisolation

KKB hat wie alle Schweizer Kernkraftwerke eine doppelte Umschliessung der Komponenten des Reaktorkühlsystems und ihrer verbindenden Rohrleitungen:

- Die innere Umschliessung erfolgt durch die Stahldruckschale, welche das Containment (Primärcontainment) umschliesst.
- Die äussere enganliegende und gasdichte Umschliessung erfolgt durch die mit Stahlblech ausgekleidete Sicherheitsgebäudehülle, welche den Ringraum (Sekundärcontainment) und mit diesem die Stahldruckschale umschliesst.

Innere und äussere Umschliessung bilden zusammen mit ihren Hilfssystemen das Containmentsystem. Im Kernkraftwerk Beznau wird auch der Begriff "Sicherheitsgebäude" als Synonym von "Containmentsystem" verwendet, wie z. B. bei der Benennung des Systems zur Sicherheitsgebäude-Absperrung.

Bei Prozessleitungen, die das Containment durchdringen, gelten die Leitungsabschnitte zwischen dem Sicherheitsgebäude und der letzten ausserhalb des Sicherheitsgebäudes gelegener Absperrvorrichtung als Teil des Containments. Diese Prozessleitungen, die beim Kühlmittelverlust-Störfall und bei anderen Störfällen einen potenziellen Pfad für die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung bieten können, werden in einem solchen Störfall durch die Absperrvorrichtung (Isolationsarmaturen) abgesperrt. Die Isolationsarmaturen sind in jeder Prozessleitung grundsätzlich hintereinander

geschaltet und so angeordnet, dass sie sich innerhalb des primären Containments (innere Isolationsarmatur) und ausserhalb des sekundären Containments (äussere Isolationsarmatur) befinden.

Die Armaturen der Containmentisolation sind der Sicherheitsklasse 2 und der Erdbebenklasse I zugeordnet. Fernbediente Antriebe sind in ihrer Schliessfunktion 1E klassiert.

Die Containmentisulationsarmaturen sind entsprechend der an sie gestellten systemtechnischen Anforderungen ausgelegt. Ihre Dichtheit und ihre Betriebsbereitschaft werden in periodischen Prüfungen nachgewiesen. Die Basis für derartige Prüfungen lehnt sich an die Regeln des Herstellerlandes des Kernkraftwerkes an. In diesem Falle handelt es sich um eine US amerikanische NRC Regulation (10 CFR, Part 50, Appendix J, "Primary Reactor Containment Leakage Testing for Water-Cooled Power Reactors"). Sie gilt im Zusammenhang mit den entsprechenden Technischen Spezifikationen der Anlage KKB und der Festlegung NE-14.

Angaben des Gesuchstellers

Als Dokumente der PSÜ hat KKB zum Thema Containmentisolation den Sicherheitsbericht (Kap. 5.4) und den Betriebserfahrungsbericht vorgelegt. Isolationsarmaturen sind darin wie folgt definiert:

- eine Absperrarmatur, die (a) normal offen ist und bei Auslösung der Sicherheitsgebäude-Absperrung automatisch geschlossen wird oder die (b) selbsttätig schliesst.
- eine fern- oder von Hand bediente Absperrarmatur, die normal geschlossen ist und deren Verbleiben in geschlossener Stellung durch administrative oder technische Massnahmen sichergestellt ist.

Eine Auflistung der Isolationsarmaturen des KKB sowie deren Konfiguration ist im Sicherheitsbericht Tab. 5.4-1 und Abb. 5.4-1 angegeben.

Zum Nachweis der Betriebsbereitschaft der Isolationsarmaturen legt KKB dar, dass diese durch den Betrieb selbst und durch periodische Prüfungen (Dichtheitstests vom Typ-C) erfolgt. Die Häufigkeit und der Umfang der Prüfungen sind in Technischen Spezifikationen festgelegt. Sie sollen den Forderungen der Festlegung NE-14 entsprechen.

Im Bewertungszeitraum wurden zwei relevante Änderungen der Technischen Spezifikationen zur Containmentisolation durchgeführt:

- Seit 1996 müssen die Isolationsarmaturen der Leitungen zwischen dem Sicherheitsgebäude-Entwässerungstank und dem Containmentsumpf in der Normalstellung geschlossen sein. (Pendenz P21, Kap.2.1.2)
- Seit 1996 sind die Schliesszeiten der motorgetriebenen Isolationsarmaturen generell auf 120 s begrenzt.

KKB kommt zu dem Ergebnis, dass die vorgeschriebenen Prüfungen durchgeführt wurden und dass der Umfang der vorgeschriebenen Prüfungen und die Prüfintervalle angemessen sind.

Die Betriebserfahrung, d.h. das Isolationsverhalten der Absperrarmaturen, wird von KKB als gut bezeichnet. KKB weist darauf hin, dass grosse Isolationsklappen besonders behandelt werden. Dadurch wird sichergestellt, dass sie bei Aufnahme des Leistungsbetriebs dicht sind. Evtl. Leckagen während des Leistungsbetriebes werden durch das Ringraumüberwachungssystem erfasst.

Zu den Wiederholungsprüfungen der Isolationsarmaturen legt KKB dar, dass die Anforderungen des Wiederholungsprüfprogramms (WP-M-034 für KKB2) für Typ-C-Tests (Dichtheitstests) bei Prozess-

leitungen, welche offen in das Primärcontainment oder in den Dampfbereich des Reaktorkühlsystems münden, erfüllt wurden. Zur Beurteilung der Testergebnisse zieht KKB die Gesamtheit der Typ-B- und -C-Tests heran und kommt zu dem Ergebnis, dass die gemessenen Leckagen 30-50% geringer waren als die gemäss Technischen Spezifikationen zulässigen. Ebenfalls fehlen Anzeichen für einen Trend in Richtung ungünstiger Befunde. Weiterhin können Prüfzyklus und -umfang als angemessen betrachtet werden.

In Bezug auf Instandhaltung erwähnt KKB den Austausch der beiden Rückschlagarmaturen 10/20JSI 1025 und 1026, die während des Brennelementwechsels 1998 erfolgte. Mit der anschliessenden routinemässigen Dichtheitsprüfung wurde die Dichtheit der Armaturen bestätigt und die HSK-Pendenz 96-018 erfüllt. An der Rückschlagklappe 20JSI 1025 (erster Primärabschluss) wurde die Aufhängung des Klappentellers modifiziert und damit das Problem, dass sie 1999 nicht vollständig schloss, gelöst. Alle übrigen typengleichen Armaturen arbeiten problemlos.

Für die Alterungsüberwachung der Containment-Isolationsarmaturen teilt der Betreiber mit, dass die Alterung in systembezogenen AÜP-Steckbriefen erfasst wird und verweist auf die Betrachtungen bei den jeweiligen Prozesssystemen.

Als Anlagenänderungen werden von KKB neben den in den jeweiligen BEB-Kapiteln beschriebenen Änderungen vier Armaturen erwähnt, die als durch "Pressure Locking" gefährdet eingestuft wurden. Diese Armaturen wurden während der Revision 2001 mit einer Gehäusebruchsicherung versehen. Zur Erledigung der HSK-Pendenz MSU-Punktes 2.1.3 (siehe Kap.) bezüglich der Isolation der Lüftungs-Durchdringungen G-1/2/3 wurde eine Änderung ausgearbeitet, die vorsieht, dass allfällige Leckagen kontrolliert über Aktivkohlefilter in den strahlenschutzmassig überwachten Abluftschacht abgeleitet werden.

Zusammenfassend stellt KKB in seiner Bewertung fest, dass

- das Isolationsverhalten der Absperrarmaturen der Sicherheitsgebäude-Absperrung im Allgemeinen als gut bezeichnet werden könne,
- Störungen, wenn überhaupt, bei Funktionstests und nicht beim betriebsmässigen Einsatz festgestellt worden seien,
- es bewährte Praxis sei, die Komponenten regelmässig zu warten, ggf. instand zu setzen oder zu ersetzen,
- die Funktionsbereitschaft in geplanten Prüfintervallen nachgewiesen würde,
- die Ausrüstungen der Sicherheitsgebäude-Absperrung zu mehr als 80 % aus der Originalausrüstung bestünden; der Rest sei im Rahmen von Nachrüstungsprojekten eingebaut worden. Die typischen Konstruktionsmerkmale würden durchwegs dem heutigen Stand der Technik entsprechen,

weder Austauschaktionen grösseren Umfangs noch Praxisänderungen vorgesehen seien.

Beurteilung der HSK

Die HSK-Beurteilung der Containmentisolation erfolgt anhand des Sicherheitsberichts und des vorgelegten Betriebserfahrungsberichts. Sie legt die Technischen Spezifikationen des KKB, die Festlegung NE-14 des SVTI und die US amerikanischen NRC Regulation (10 CFR, Part 50, Appendix J, "Primary Reactor Containment Leakage Testing for Water-Cooled Power Reactors") zu Grunde. Zusammen mit den Typ-C-Tests (Dichtheitsprüfung der Isolationsarmaturen) werden hier auch die

Dichtheitsprüfungen an Durchführungen der Stahldruckschale wie Schleusen, Transportöffnungen, elektrischen Durchführungen und Kompensatoren (vgl. 6.6.1) beurteilt (Typ-B-Tests).

Die HSK hat geprüft, ob sie den Ausführungen des Betreibers in Bezug auf das Betriebsverhalten (Betriebsbereitschaft, Technische Spezifikationen, Betriebserfahrung), Wiederholungsprüfungen, Instandhaltung, Alterungsüberwachung, Anlagenänderungen und deren zusammenfassende Bewertung zustimmen kann. Bis auf Ausnahmen bei den Wiederholungsprüfungen, bei der Erfüllung des Einzelfehler-Kriteriums und beim Alterungsüberwachungsprogramm, auf die im Folgenden detailliert eingegangen wird, ist dies der Fall. Abschliessend nimmt die HSK zu den relevanten Pendenzen aus dem HSK-Gutachten von 1994 Stellung.

Der 10 CFR, Part 50, Appendix J legt für Wiederholungsprüfungen den Prüfumfang, die Prüffrequenz und den Prüfdruck fest. Für den Umfang der Typ-C-Tests von Isolationsarmaturen lautet eines der Kriterien " ... are required to close automatically upon receipt of a containment isolation signal ... " (Opt. A, II H2).

In der Festlegung NE-14 lautet demgegenüber abweichend vom App. J das Kriterium für den Testumfang "...die offen in das Containment oder in den Dampfbereich des Reaktorkühlsystems münden". Bei der Umsetzung der Festlegung NE-14 wird zudem der Begriff des Dampfbereiches zu eng gefasst, da man sich am Normalbetrieb orientiert, wo nur wenige Leitungen in den Dampfbereich münden. Die Containment-Isolation ist aber für den Kühlmittelverlust (LOCA) und andere Störfälle vorgesehen. Da der limitierende LOCA der Querbruch einer Hauptkühlmittelleitung ist, kann das Reaktorniveau somit an der Unterkante der Hauptkühlmittelleitung liegen. Leitungen, deren Anschlüsse tiefer liegen als die Unterkante der Hauptkühlmittelleitung, gibt es nicht. Demnach fallen also alle Leitungen des Reaktorkühlsystems (RKS) in den Prüfumfang. Die HSK fordert somit eine Erweiterung des Prüfumfanges auf die Containment-Isolationsarmaturen aller Leitungen des Reaktorkühlsystems. Ausserdem ist der Prüfumfang auf die Containment-Isolationsarmaturen des Sicherheitsgebäude-Entwässerungstanks und des Druckhalter-Entlastungstanks auszudehnen, da diese Tanks offen zum Containment sind oder nach "feed and bleed"-Betrieb offen sein können. Damit wird dann das o. g. Kriterium des App. J " ... are required to close automatically upon receipt of a containment isolation signal ... " weitgehend erfüllt.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 15/6.6.4-1: Der Prüfumfang der Typ-C-Tests ist auf alle Leitungen auszudehnen, die in das Reaktorkühlsystem münden, sowie die Leitungen des Druckhalter-Entlastungstanks und des Sicherheitsgebäude-Entwässerungstanks sind zu berücksichtigen. KKB reicht bis Ende 2004 ein Konzept bei der HSK ein.

Der Prüfumfang für Typ-C-Tests wird in den Technischen Spezifikationen pauschal angegeben. Zur Vermeidung von Unklarheiten fordert die HSK, dass eine Aufzählung aller Isolationsarmaturen, die dem Typ-C-Test unterliegen, in die Tabelle 36-2 der Technischen Spezifikationen von KKB aufgenommen werden.

Bezüglich der Prüffrequenz stellt die HSK fest, dass die Anforderung des App. J mit einer Zeitspanne von nicht grösser als 2 Jahren vom KKB erfüllt wird, da die Technischen Spezifikationen für derartige Tests eine Prüffrequenz von nicht mehr als 18 Monaten fordern. Diese Frequenz von 18 Monaten ist somit konform mit dem App. J. Die HSK fordert, dass diese Prüffrequenz nach Erfüllung der Pendenz PSÜ-P 16/6.6.4-2 dann auf alle Containment-Isolationsarmaturen, die dem Typ-C-Test unterliegen, anzuwenden ist.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 16/6.6.4-2: In den Technischen Spezifikationen Beznau sind eindeutige und vollständige Angaben über den Prüfumfang, die Prüffrequenz und den Prüfdruck der Typ-C-Tests festzuschreiben. Sie sind diesbezüglich bis Ende 2004 zu überarbeiten.

Bezüglich der Typ-B-Tests weichen die Forderungen des App. J über die Festlegungen in den Technischen Spezifikationen (TS Beznau, PA 36.1.20) in Bezug auf Prüfdruck und Prüffrequenz ab. Die HSK fordert daher neben einer Überprüfung auch eine Präzisierung und Anpassung der Technischen Spezifikationen an den App. J.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 17/6.6.4-3: Der Prüfdruck und die Prüffrequenz der Typ-B-Tests sind bis zum 30.06.2004 zu präzisieren und an 10 CFR 50 App. J anzupassen sowie in den Technischen Spezifikationen festzuhalten. Bei Abweichungen zum 10 CFR 50 App. J sind diese im Detail zu begründen.

Die Änderung der Technischen Spezifikationen im Hinblick auf die normal geschlossene Stellung der Isolationsarmaturen aus dem Containment-Sumpf und -Entwässerungstank schliesst einen Freisetzungspfad ist eine Erkenntnis aus dem Störfall TMI, wo auf diesem Weg Radioaktivität freigesetzt wurde.

Mit der Änderung der Technischen Spezifikationen, die Isolationsarmaturen aus dem Containment-Sumpf und -Entwässerungstank im Normalbetrieb geschlossen zu halten, wird ein möglicher Freisetzungspfad für Radioaktivität im Falle eines LOCA's unterbunden.

Bei der Festlegung der Schliesszeit-Begrenzung von Motorarmaturen auf 120 s in den Technischen Spezifikationen wurde berücksichtigt, dass

- die pneumatischen Armaturen generell kürzere Schliesszeiten haben und somit die Schliesszeitbegrenzung der Motorarmaturen von vornherein erfüllen, und
- in den ersten 120 s nach einem LOCA noch keine wesentliche Radioaktivität in das Containment freigesetzt wird.

Die Leitungen der Lüftungsdurchdringungen G -1/2/3 stellen eine Abweichung von der NRC Regulation 10 CFR, Part 50, App. A (General Design Criteria) dar, indem – zwischen den Isolationsarmaturen – eine offene Entlüftung in den Ringraum (Sekundär-Containment) vorhanden ist und folglich das Einzelfehler-Kriterium bezüglich der Isolation nicht erfüllt ist. Im Normalbetrieb ist diese Entlüftung zur Überwachung der Dichtigkeit sinnvoll, jedoch nicht im Störfall. In der Zwischenzeit ist ein Konzept entwickelt worden, nach dem bei einer Containment-Isolation die Entlüftungsventile automatisch geschlossen werden. Das allfällige Schliessversagen der Entlüftungsventile soll durch ein "fail closed"-Verhalten bei Ausfall der Steuerspannung unwahrscheinlich gemacht werden. Die Leckage der Lüftungskappen soll passiv über Aktivkohlefilter entlastet werden. Da die Containment-Zuluft und -Abluft im Leistungsbetrieb geschlossen bleibt, kann dort auch die (neu) geschlossene dritte Handarmatur gleicher Bauart berücksichtigt werden. Die HSK hält dieses Konzept grundsätzlich für geeignet. KKB wird die Änderung in der Revision 2005 umsetzen

Die Primärcontainment-Durchdringungen der Probenahmeleitungen vom Druckhalter-Entlastungstank (A2) und vom Sicherheitsgebäude-Entwässerungstank (A3) zum Gasanalysator verfügen nur über eine automatisch schliessende Isolationsarmatur und sind somit nicht Einzelfehlersicher ausgeführt.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 18/6.6.4-4: Die Primärcontainment-Durchdringungen der Probenahmeleitungen vom Druckhalter-Entlastungstank (A2) und vom Sicherheitsgebäude-Entwässerungstank (A3) zum Gasanalysator sind so auszuführen, dass das Einzelfehlerkriterium erfüllt wird. Die entsprechenden Arbeiten sind spätestens in der Revision 2005 durchzuführen.

Die Primärcontainment-Durchdringungen der Probenahmeleitungen zur radiologischen Überwachung der Primärcontainmentluft, welches auch zur Überwachung und Lokalisierung von Primärwasserleckagen eingesetzt werden, verfügen nur über je eine Isolationsarmatur und erfüllen damit das Einzelfehlerkriterium der Richtlinie HSK-R-101 nicht. (Siehe auch Kap. 6.15)

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 19/6.6.4-5: Die Primärcontainment-Durchdringungen der Probenahmeleitungen (G2) zur radiologischen Überwachung der Primärcontainmentluft, welche auch zur Zeit zur Überwachung und Lokalisierung von Primärwasserleckagen eingesetzt werden, sind so auszuführen, dass sie das Einzelfehlerkriterium erfüllen und dem Stand der Technik entsprechen. Für den Fall, dass die genannten Leitungen für beide Zwecke nicht mehr genutzt werden, sind sie zurückzubauen. Die entsprechenden Arbeiten sind spätestens in der Revision 2006 durchzuführen.

Die wichtigsten Containment-Isolationsarmaturen sind im Alterungsüberwachungsprogramm der jeweiligen Systeme erfasst. Es sind jedoch nicht alle das Containment durchdringenden Systeme oder Systemstränge mit Steckbriefen erfasst. KKB wird dies nachholen und im Alterungsüberwachungsprogramm eine systematische Behandlung aller für die Containment-Dichtheit erforderlichen mechanischen Komponenten bis Ende 2004 durchführen.

Die Pendenz P21 aus dem HSK-Gutachten von 1994 wurde durch Einführung der entsprechenden Massnahme und deren Berücksichtigung in den Technischen Spezifikationen (siehe oben) erfüllt.

Die Pendenz P17, die die Realisierung einer einzelfehlersicheren elektrischen Versorgung der Isolationsarmaturen der Zu- und Abluftleitung des Ringraum-Spülluftsystems forderte, wurde 1995 abgeschlossen.

Auch 1995 wurde der Nachweis erbracht, dass die Integrität der Containmentdurchdringungen des RR-Rückpumpsystems bei einem Sicherheitserdbeben gewährleistet ist. Dieser Nachweis wurde von der HSK im Rahmen der Pendenz P18 akzeptiert (Kap. 2.1.2).

Die HSK kommt zum Schluss, dass das Containment-Isolationssystem seine Sicherheitsfunktion zuverlässig erfüllt. Mit der Umsetzung der in diesem Gutachten erwähnten Verbesserungsmassnahmen (PSÜ-Pendenzen) wird sich die Zuverlässigkeit der Containment-Isolation weiter erhöhen.

6.6.5 Ringraum-Unterdruckhaltung

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Die Aufrechterhaltung des Unterdruckes im Ringraum (RR) gegenüber der Atmosphäre vermeidet die Freisetzung von Radioaktivität in die äussere Umgebung aus allfälligen Leckagen des Primärcontainments. Dieser Unterdruck wird durch Rückfördern von RR-Luft in das Primärcontainment über das Rückpumpsystem innerhalb der vorgegebenen Grenzen gehalten. Zwei bezüglich aktiver Komponenten redundante und gleich aufgebaute Stränge mit je einem Kompressor (Wasserringpumpe), einem Aktivkohle- und Schwebestoff-Filter sowie den erforderlichen Rohrleitungen und Armaturen sind dazu innerhalb der kontrollierten Zone im Nebengebäude B vorhanden. Die Filtereinheiten schützen die Kompressoren aus Instandhaltungsgründen vor allfälliger Kontamination. Im Leistungsbetrieb kann der Unterdruck mit einem Kompressor aufrechterhalten werden. Die Klassierung des Rückpumpsystems ist aufgrund seiner Sicherheitsrelevanz der SK 3 und EK I zugeordnet.

Das Ringraum-Spülluftsystem gewährleistet unter anderem Schutz gegen einen unzulässigen Druckanstieg im RR. Es besteht aus einem Strang mit einem Schwebstoff- und einem Aktivkohlefilter und einem Abluftventilator, welcher die Abluft zum Kamin fördert, sowie einer kurzen Zuluftleitung von der Atmosphäre her durch die Reaktorgebäudefwand in den Ringraum. Das RR-Spülluftsystem ist wäh-

rend des Reaktorleistungsbetriebes abgeschaltet und isoliert. Die Inbetriebnahme während der Revision zur Frischluftversorgung im RR für das dort arbeitende Personal erfolgt manuell. Bei Überdruck im Ringraum wird das System automatisch aktiviert und übersteuert allfällige Signale der Containment-Isolation. Das Spülluftsystem ist der SK 3 und der EK I zugeordnet sowie 1E klassiert.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat zur Beurteilung des Systems den Sicherheitsbericht, die Technischen Spezifikationen, Anlagenunterlagen sowie die SVTI-Festlegungen herangezogen.

Im Bewertungszeitraum wurden am RR-Unterdruckhaltungssystem folgende sicherheitstechnisch wichtigen mechanischen Änderungen durchgeführt:

- 1996 wurde in beiden Blöcken die als entbehrlich nachgewiesene RR-Lüftung (Heiz- und Kühlaggregate) ausgebaut.
- 1996 wurde in beiden Blöcken aufgrund einer HSK-Pendenz je eine zusätzliche, qualifizierte Ringraumdruckmessung installiert.
- 1996 wurde in den Technischen Spezifikationen die Anforderung für alljährliche Messung der Fördermenge der RR-Kompressoren festgelegt.
- 1998 wurde die nachzuweisende minimale Fördermenge der RR-Kompressoren aufgrund einer Neuberechnung des mutmasslichen Druckverlaufs im RR nach einem Kühlmittelverluststörfall tiefer angesetzt.
- 2002 wurden in beiden Blöcken die Gehäuse der Filter vor den RR-Kompressoren durch neue ersetzt.

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten und insbesondere die Einhaltung der Technischen Spezifikationen, die durchgeführten Wiederholungs- und Funktionsprüfungen am RR-Unterdruckhaltungssystem zusammengestellt und bewertet, sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben. Ausserdem hat KKB die Instandhaltung des Systems dargelegt und bewertet.

Die Betriebsbereitschaft der RR-Unterdruckhaltung wird gemäss den Technischen Spezifikationen monatlich durch den Test der RR-Spülluftklappen und den Test und Betriebswechsel der RR-Kompressoren nachgewiesen. Zudem wird alle 12 Monate die erforderliche Fördermenge der RR-Kompressoren nachgewiesen. Darüber hinaus wird täglich, anhand der zurückgepumpten Luftmenge, die Leckrate des Sekundärcontainments bestimmt. Vor jedem Aufheizen der Reaktoranlage erfolgt eine Kontrolle der Armaturenstellung gemäss einer Checkliste.

Die Wiederholungsprüfungen wurden als Sichtprüfungen an Armaturen durchgeführt. Es gab im Bewertungszeitraum keine Befunde.

Das Betriebsverhalten des RR-Rückpumpsystems wird als gut bezeichnet. Die mittlere Luftleckage in den Ringraum wird überwacht. Die Laufzeit der RR-Kompressoren beträgt im Durchschnitt weniger als zwei Stunden pro Woche. Im Mai 1997 führte der Ausfall eines der RR-Kompressoren zu einem meldepflichtigen, unklassierten Vorkommnis.

Die Instandhaltung war bislang, aufgrund der mangelhaften Dichtheit von Absperrklappen des RR-Rückpump- und -Spülluftsystems relativ aufwändig. Diese Klappen wurden während deBW 2002 durch luftdichte Komponenten ersetzt. Weil die RR-Kompressoren etwas störanfällig sind, wird eine Einheit in Reserve am Lager vorgehalten. Dadurch kann bei Ausfall eines RR-Kompressor dieser

rasch ersetzt werden, sodass der Betrieb erfahrungsgemäss nicht beeinträchtigt wird. Alle Schalttafeln der RR-Kompressoren wurden erneuert, sodass der Zustand der elektrischen Ausrüstung neuwertig ist.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung wurden die Steckbriefe des Systems noch nicht erstellt. Bisher sind keine Alterungsschäden aufgetreten.

1997 wurde die in den Technischen Spezifikationen seit dem Jahr 1996 geforderte minimale Fördermenge der RR-Kompressoren nicht erreicht. Daraufhin wurde die Anforderung der Technischen Spezifikationen an das System überprüft. Die Berechnung zeigte, dass eine geringere Fördermenge zulässig ist. Die Technischen Spezifikationen wurden aufgrund der Ergebnisse der Berechnung geändert.

KKB kommt zu dem Schluss, dass die RR-Unterdruckhaltung ihre sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren zuverlässig erfüllt. Durch die Reservehaltung eines Kompressors am Lager ist die Verfügbarkeit des Systems gewährleistet.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung der RR-Unterdruckhaltung erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKB, sowie der Richtlinien HSK-R-15, HSK-R-18 und der Festlegung NE-14.

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen am System der RR-Unterdruckhaltung wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Durch den Einbau von einer zusätzlichen, qualifizierten Ringraumdruckmessung wurde die Verfügbarkeit der Messung unter Störfallbedingungen sichergestellt.
- Die Filtergehäuse der saugseitigen Schwebestoff- und Aktivkohlefilter vor den RR-Kompressoren sind nun aus rostfreiem Stahl, wodurch eine Korrosionsschädigung ausgeschlossen werden kann.

Die Reduktion der Anforderungen an die minimal zulässige Fördermenge der RR-Kompressoren in den Technischen Spezifikationen wurde durch die HSK mit positivem Ergebnis überprüft. Der heute gültige Minimalwert für die Fördermenge gewährleistet die Einhaltung der Dosislimiten gemäss der Richtlinie HSK-R-11.

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand der Ringraum-Unterdruckhaltung ab:

- Die Ausrüstungen standen während des Bewertungszeitraums, mit einer Ausnahme ständig in Betriebsbereitschaft, wurden bei Bedarf in Betrieb gesetzt und gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft.
- Um eine Überforderung des RR-Rückpumpsystems bei einem Leck an den aufblasbaren Schleusendichtungen zu verhindern, hat die HSK im Gutachten von 1994 die Absperrbarkeit der Druckluft durch ein Handventil in der äusseren Schleusenkammer gefordert. Mit der Nachrüstung im KKB 1 1994 und im KKB 2 1995 konnte die Pendenz P9 (Kap. 2.1.2) geschlossen werden.
- Bei den gemäss der Festlegung NE-14 durchgeführten Wiederholungsprüfungen gab es keine relevanten Befunde.

Die HSK kommt aufgrund der dargelegten Betriebserfahrungen, der Ergebnisse der Prüfungen und der durchgeführten Anlagenänderungen sowie auch der Instandhaltungsmassnahmen zu dem Schluss, dass das RR-Unterdruckhaltungssystem die Anforderungen an einen sicheren Betrieb erfüllt.

6.7 Sicherheitssysteme

6.7.1 Reaktorabschaltung und Hilfseinrichtungen der Steuerelemente

Sicherheitstechnische Aufgabe des Systems

Die Reaktorabschaltung unterbricht die Kernspaltungsreaktion und somit die Leistungsproduktion innert kurzer Zeit. Sie bringt den Reaktor durch das Einfallenlassen der Steuerelemente in den heissunterkritischen Zustand. Die Unterkritikalität wird anschliessend zusätzlich durch Borierung des Reaktorkühlmittels sichergestellt, welche im Kap. 6.7.6 behandelt wird.

Zur Auslösung der Reaktorschnellabschaltung wird die Stromversorgung der Steuerelementantriebe unterbrochen. Dies erfolgt durch das Öffnen der Reaktortrip-Schalter. Für Prüfzwecke sind parallel zu den Reaktortrip-Schaltern Bypassschalter eingebaut. Die Reaktortrip- und Bypassschalter werden durch Auslösesignale aus dem Reaktorschutzsystem und dem Notstandschutzsystem angesteuert. Die Reaktortrip- und Bypassschalter sind 1E-klassiert. Aus dem Notstandschutzsystem erfolgt die Abschaltung der Stromversorgung zusätzlich diversitär durch die Unterbrechung des Erregerstromkreises der Motor/Generatorgruppen für die Gleichstromversorgung der Steuerelementantriebe.

Zur Steuerung, Bedienung und Überwachung der Steuerelemente werden im Weiteren die folgenden Einrichtungen benötigt:

- Die Steuerelementantriebe: Elektromechanische Einrichtungen zum schrittweisen Bewegen, zum Halten und zum Einfallenlassen der Steuerelemente.
- Die Steuerelementantriebs-Steuerung (RCS): Steuert die Steuerelementantriebe aufgrund der Signale aus dem Regelsystem (Kap. 6.7.2.1) und der manuellen Betätigung aus dem Hauptkommandoraum (HKR).
- Das Steuerelement-Positionsanzeigesystem (RPI): Dient zur Messung der Stabpositionen und zur Bildung der Signale "Stab am Boden" und zur Anzeige dieser Parameter im HKR.
- Das Gleichstromsystem für die Steuerelementantriebe, bestehend aus zwei Motor / Generatorgruppen mit nachgeschalteten Transformatoren und Gleichrichtern.

Diese Systeme, die funktionell unabhängig von den Einrichtungen zur Reaktorschnellabschaltung sind, sind 0E-klassiert. Das RCS und das RPI sind sicherheitsbezogen.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat die Systeme auf der Grundlage des Sicherheitsberichtes, der Technischen Spezifikationen und von Prüfvorschriften der einzelnen Systeme beurteilt.

Zu den Erfahrungen im Bewertungszeitraum sind die folgenden Aspekte besonders hervorgehoben:

Das ursprüngliche RCS mit dem RPI wurden 1992 im Block 1 und 1993 im Block 2 durch eine teils speicherprogrammierbare, teils festverdrahtete Leittechnik ersetzt. Eine Änderung der Technischen Spezifikationen war dazu nicht notwendig.

Nach deren Inbetriebsetzung wurden im RCS und im RPI aufgrund von Erkenntnissen aus Instandhaltungsarbeiten, von Vorkommnissen und meldepflichtigen Vorkommnissen verschiedene Verbesserungsmaßnahmen getroffen. 1999 erfolgte beim RPI eine Änderung zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Anzeigen "Stab am Boden", wobei diese Signale von den Endpositionsspulen und nicht mehr von der analogen Positionsmessung abgeleitet werden. Eine erst kürzlich getroffene

Massnahme ist der Ersatz von Relais im RCS durch kontaktlose elektronische Relais im Jahre 2002 (Block 1) und 2003 (Block 2).

Die Steuerspannungs-Versorgung der Tripschalter im Block 2 wurde im Jahre 2003 verbessert. Die gleiche Verbesserungsmassnahme wird im Jahre 2004 im Block 1 umgesetzt. KKB plant ausserdem, das Gleichstromsystem für die Steuerelementantriebe wegen schwieriger Ersatzteilbeschaffung in nächster Zeit zu ersetzen.

An allen Systemen und Komponenten werden Wiederholungsprüfungen und Wartungsarbeiten nach festgelegten Programmen durchgeführt, um die Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit zu erhalten. Dazu gehört auch der periodische Ersatz von Komponenten mit Verschleiss- und Alterungsmerkmalen, z.B. Elektrolytkondensatoren und Lüfter.

Der Nachweis der Betriebsbereitschaft gemäss den Technischen Spezifikationen wird anhand der entsprechenden Vorschriften durchgeführt. Dazu werden Funktionsprüfungen an den Reaktortrip-Schaltern sowie an den Steuerelementen im Zusammenhang mit dem RCS und dem RPI durchgeführt.

Im Berichtszeitraum konnte nie ein Nichtöffnen der Reaktortrip-Schalter im Prüf- oder im Anforderungsfall festgestellt werden. Hingegen kam es 1996 im Block 1 zweimal zu einer Fehlauflösung (sicherheitsgerichtet) eines Reaktortrip-Schalters, einmal während eines monatlichen Funktionstests und einmal während dem Hochfahren der Anlage. Nach Abklärung der Ursache wurden als Massnahme verbesserte Kontrollen eingeführt. Die materialtechnische Alterung der Reaktortrip-Schalter wird mit dem Alterungsüberwachungsprogramm verfolgt.

KKB kommt zum Schluss, dass die Systeme und Komponenten zur Reaktorabschaltung gesamthaft betrachtet ihre Funktion zuverlässig erfüllen. Insbesondere gilt dies für die Sicherheitsfunktion der Reaktortrip-Schalter. Allerdings kam es zu Fehlauflösungen (Verminderung der Anlagenverfügbarkeit), denen mit zusätzlichen Instandhaltungsmassnahmen begegnet wurde. In den 1992 und 1993 neu eingebauten Systemen RCS und RPI traten Störungen auf. Die daraufhin durchgeführten Massnahmen zur Verbesserung der Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit verliefen erfolgreich.

HSK-Beurteilung

Die Beurteilung der HSK bezieht sich auf die Sicherheitsrelevanz dieser Systeme und die entsprechend geforderte Zuverlässigkeit und Qualität. Das eigentliche Sicherheitssystem ist die Reaktorabschaltung mit den Reaktortrip-Schaltern als Hauptkomponenten. Die Information des Operators über die Stellung der Steuerelemente durch das RPI ist für die Sicherheit von Bedeutung, insbesondere weil das Signal "Stab am Boden" im Anforderungsfall die erfolgreiche Reaktorabschaltung anzeigt. Die Zuverlässigkeit des RCS, welches zur Reaktor-Leistungsregelung benötigt wird, trägt im Sinne des Defence-in-Depth-Prinzips zur Anlagensicherheit bei.

Zum Reaktorschnellabschaltsystem verlangte die HSK im Gutachten von 1994, dass nicht nur die Stellung der Reaktortrip-Schalter, sondern auch die Stellung der Bypass-Schalter im Hauptkommandoraum anzuzeigen ist (Pendenz P10, Kap. 2.1.2). Nach der Realisierung dieser Nachrüstung im Jahr 1996 schloss die HSK die Pendenz P10.

Das Fehlöffnen von Reaktortrip-Schaltern, welche zur ungewollten Abschaltung des Reaktors führten, wurde untersucht. Es war ersichtlich, dass der festgestellte Fehler nicht zu einer Verhinderung der Auslösung hätte führen können. Zur Verhinderung unnötiger Transienten wurde die Kontrolle der Reaktortrip-Schalter verbessert.

Beim Ersatz des Reaktorschutz- und Regelsystems (Kap. 6.7.2.1) im Jahre 2000 im Block 1 und 2001 im Block 2 wurden die Einrichtungen zur Reaktorschnellabschaltung funktionell unverändert belassen, wobei jedoch die Ansteuerung der Reaktortrip- und Bypass-Schalter und die entsprechenden Prüfeinrichtungen teilweise durch neue Ausrüstungen ersetzt wurden.

Der Ersatz des RCS und des RPI wurde von der HSK in einem Freigabeverfahren beaufsichtigt, wobei vor allem die Eignung der neuen Leittechnik zur Erfüllung der vorgesehenen Funktionen bewertet wurde. Die Wiederholungsprüfungen und Instandhaltungsarbeiten wurden anhand von Inspektionen mitverfolgt und die HSK konnte sich davon überzeugen, dass diese gemäss den Prüfprogrammen sorgfältig durchgeführt wurden. Erkenntnisse aus diesen Prüfungen führten zu Anpassungen an beiden Systemen.

Zu Beginn der Betriebszeit des RCS und des RPI traten Störungen auf, deren Behebung von der HSK mitverfolgt, kommentiert und bewertet wurde. Dabei forderte die HSK Verbesserungsmassnahmen und konnte 1995 feststellen, dass daraufhin ein Grossteil der Störungen beseitigt werden konnten. Erwähnenswert ist, dass der speicherprogrammierte Teil des RCS und RPI keine Störungen verursachte, und dass das RCS auf Störungen im festverdrahteten Teil stets auslegungsgemäss auslösegerichtet reagierte, z.B. durch Lastrückschub auf ein fehlerhaftes Stabfallsignal. Die 1999 geänderte Anzeige "Stab am Boden" für jeden Stab bedeutete eine Änderung in der Auslegung gegenüber dem ursprünglichen System. Dadurch wurde jedoch die Zuverlässigkeit dieser Anzeige verbessert wurde. Aus heutiger Sicht können die sicherheitsbezogenen RCS und RPI als zuverlässig betrachtet werden.

Die HSK kommt zum Schluss, dass die Zuverlässigkeit der Reaktorschnellabschaltung durch die dafür vorgesehenen Einrichtungen, die durchgeführten Systemverbesserungen und den entsprechenden Prüf- und Instandhaltungsmassnahmen sichergestellt ist. Die wiederkehrenden Prüfungen und Instandhaltungsmassnahmen sind angemessen.

6.7.2 Sicherheitsleittechnik

Übersicht

Die Sicherheitsleittechnik umfasst diejenigen leittechnischen Systeme und Einrichtungen, welche Sicherheitsfunktionen oder sicherheitsbezogene Funktionen ausführen. Es bestehen dazu mehrere, weitgehend voneinander unabhängig aufgebaute und in unterschiedlicher Technik realisierte leittechnische Systeme, insbesondere das Reaktorschutz- und Regelsystem mit den zugeordneten Komponentensteuerungen, das Notstandschutzsystem und das Überdrucktransienten-Schutzsystem, sowie die Leittechnik des Notspeisewassersystems (Kap. 6.7.2.4).

Das Reaktorschutzsystem bildet zusammen mit dem Regelsystem eine in einheitlicher Technik aufgebaute leittechnische Anlage, das Reaktorschutz- und Regelsystem. Dieses wird im Folgenden gesamthaft behandelt (Kap. 6.7.2.1). Die zur Ausführung der sicherheitsrelevanten Funktionen dem Reaktorschutz- und Regelsystemsystem zugeordneten Komponentensteuerungen bilden hingegen ein eigenes leittechnisches System (Kap. 6.7.2.3).

Das Notstandschutzsystem und das Überdrucktransienten-Schutzsystem gehören leittechnisch zusammen (Kap. 6.7.2.2).

Diese leittechnischen Systeme haben in der Regel jeweils ihre eigene unabhängige Instrumentierung zur Prozess- und Komponenten-Überwachung. Die zugehörigen Messeinrichtungen unterliegen je-

doch einem gemeinsamen Instandhaltungsprogramm und werden daher gesamthaft behandelt (Kap. 6.7.2.5).

Zur Instrumentierung gehört ausserdem die aus zwei Messsystemen mit überlappenden Messbereichen und unterschiedlicher Messwertverarbeitung bestehende Nuklearinstrumentierung (Kap. 6.7.2.6). Die Instrumentierung wird auch zur Anzeige von Prozesswerten im HKR und im NLS verwendet, insbesondere auch für die Störfallinstrumentierung (Kap. 6.8.4).

Im Folgenden werden die aufgeführten Systeme im Einzelnen behandelt.

Zur Sicherheitsleittechnik gehört ebenfalls die Leittechnik von Systemen und Einrichtungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung. Dieser Teil der Sicherheitsleittechnik wird systembezogen erfasst und in den entsprechenden Kapiteln behandelt. Dazu gehören:

- die Leittechnik zur Umschaltung des Eigenbedarfs auf die Notstromversorgung (Kap. 6.9.3)
- die Einrichtungen zur kontinuierlichen Aktivitätsüberwachung (Kap. 6.15) und
- die Brandmeldeanlagen (Kap. 6.11).

6.7.2.1 Reaktorschutz- und Regelsystem

Sicherheitstechnische Aufgaben und Aufbau

Das Reaktorschutz- und Regelsystem (RSS) weist vier Funktionsbereiche auf: die Reaktorschnellabschaltung, die Aktivierung der Sicherheitsausrüstungen, Funktionen zur Begrenzung und Überwachung sowie Funktionen zur Regelung.

Die Reaktorschnellabschaltung und die Aktivierung der Sicherheitsausrüstungen sind Sicherheitsfunktionen zur Erfüllung der Schutzziele Unterkritikalität, Kernkühlung, Aktivitätsrückhaltung und Integrität des Sicherheitsgebäudes.

Die Regelungen sind betriebliche Funktionen. Sie halten während des bestimmungsgemässen Betriebs die Anlageparameter in den vorgegebenen Bereichen. Die Begrenzungs- und Überwachungsfunktionen dienen dazu, im Leistungsbetrieb und bei Störungen die Werte von Anlageparametern zu begrenzen oder in die vorgegebenen Bereiche zurückzuführen. Die Regelungs-, Begrenzungs- und Überwachungsfunktionen sollen das Ansprechen des Reaktorschutzsystems vermeiden. Den Regelungs-, Begrenzungs- und Überwachungsfunktionen sind insbesondere folgende Systeme bzw. übergeordnete Funktionen zugeordnet, die in anderen Kapiteln dieses Gutachtens behandelt werden:

- das Restwärmesystem mit der Nachwärmeabfuhr-Regelung (Kap. 6.7.3)
- das Chemie- und Volumenregelsystem mit der Lade-, Ablass- und Ausgleichstank-Niveau-Regelung (Kap. 6.7.6)
- die Leistungsregelung (Kap. 6.10.1)
- die Reaktordruck- und -Niveauregelung (Kap. 6.10.2)
- das Speisewassersystem mit der Dampferzeuger-Niveauregelung und die Speisewasserbehälter-Ausgleichsregelung (Kap. 6.10.3)
- das Frischdampfsystem mit der Frischdampfabblassregelung (Kap. 6.10.4).

Das RSS ist in einer rechnerbasierten Technik aufgebaut. Es umfasst das Reaktorschutzsystem, zwei Regelungsrechner und zwei Melderechner.

Im Reaktorschutzsystem sind die leittechnischen Schutzfunktionen implementiert. Es ist vierfach redundant und räumlich separiert aufgebaut. Jede Redundanz enthält zwei voneinander unabhängig arbeitende Rechereinheiten. Die Leittechnikfunktionen sind in zwei Gruppen aufgeteilt, welche durch eine der beiden Rechereinheiten ausgeführt werden. Damit wird erreicht, dass die Rechereinheiten nie gleichzeitig dieselbe Kombination von Eingangssignalen verarbeiten. Dies ist eine Auslegungsmassnahme, um den gleichzeitigen Totalausfall aller Redundanzen durch einen "Common-Cause"-Fehler zu vermeiden. Das Reaktorschutzsystem ist ein Sicherheitssystem und dementsprechend 1E-klassiert.

In den Regelungsrechnern sind die Regelungsfunktionen sowie die Begrenzungs- und Überwachungsfunktionen implementiert. Beide Regelungsrechner sind zueinander redundant, jedoch nicht räumlich separiert, wobei ein Rechner im Eingriff und der andere in Bereitschaft ist. Die Regelungsrechner sind sicherheitsbezogen und 0E-klassiert.

Die zwei Melderechner zur Aufbereitung von Daten zur Anzeige und Alarmierung sind zueinander redundant und räumlich separiert. Die Melderechner sind sicherheitsbezogen und 0E-klassiert.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat das Reaktorschutz- und Regelsystem auf der Grundlage des Sicherheitsberichts, sowie aufgrund der Konzept- und Auslegungsdokumente und Prüfvorschriften beurteilt.

Das neue RSS wurde im Rahmen des Projektes PRESSURE im Jahre 2001 im Block 2 eingebaut (im Block 1 ein Jahr früher). Diese Erneuerung drängte sich aus Sicht von KKB hauptsächlich aufgrund der erschwerten Ersatzteilbeschaffung auf. Die verfahrenstechnischen Funktionen wurden mit Ausnahme einiger geringer Anpassungen beibehalten. Gegenüber den ursprünglichen leittechnischen Systemen weist das RSS einen höheren Redundanzgrad, eine verbesserte räumliche Separation sowie umfassende Prüf- und Überwachungsmöglichkeiten auf. Die Leittechnikschränke und die neuen Kabeltrassen sowie deren Verankerungen sind seismisch qualifiziert. Aufgrund der völlig neuen Struktur der leittechnischen Ausrüstungen erfuhren die entsprechenden Technischen Spezifikationen eine grundlegende Änderung. Unter Berücksichtigung der Merkmale der neuen Leittechnik wurden die begrenzenden Betriebsbedingungen, die Prüfanforderungen und -Intervalle neu festgelegt.

Zur Überprüfung und zum Erhalt des Qualitätszustandes sind verschiedenartige Massnahmen vorgesehen, wozu auf Basis der Konzeptsdokumentation des RSS entsprechende Anweisungen und Vorschriften durch KKB erstellt wurden. Das RSS ist weitgehend selbstüberwachend aufgebaut. Für nicht selbstüberwachte Teile wird die Betriebsbereitschaft durch wiederkehrende Prüfungen, die pro Redundanz z.T. während des Leistungsbetriebs durchgeführt werden können, nachgewiesen. Eine Funktionsprüfung mit Aktivierung der angesteuerten Sicherheitsausrüstungen erfolgt jeweils in der Revisionsabstellung. Bisher ergaben sich bei den wiederkehrenden Prüfungen keine Befunde. Allerdings ist ein durch die Selbstüberwachung erkannter Komponentenausfall (ein Einspeisemodul für die Stromversorgung) im Block 1 aufgetreten, worauf ein verbesserter Komponententyp in beiden Blöcken eingebaut wurde. Für die Instandhaltung von Hardware und Software wurden Verfahren und Massnahmen in Vorschriften festgelegt. Aufgrund von Erkenntnissen während der Inbetriebsetzung und ersten Betriebserfahrungen wurden einige Hard- und Softwareanpassungen bereits durchgeführt. Komponenten der leittechnischen Ausrüstungen, die Verschleiss- bzw. Alterungsmechanismen unterworfen sind (Lüfter, Elektrolytkondensatoren) wurden ins Instandhaltungsprogramm aufgenommen.

Für die eingesetzten leittechnischen Ausrüstungen liegen Nachweise generischer Typprüfungen, die von Gutachtern des Herstellerlandes durchgeführt wurden, vor. Die spezifischen Eignungsnachweise wurden anhand von Prüfprogrammen im Prüffeld des Lieferanten und bei der Inbetriebsetzung in der Anlage durchgeführt und dokumentiert.

KKB kommt zum Schluss, dass das nachgerüstete RSS seine Aufgaben voll erfüllt. Aufgrund der bisherigen wenn auch kurzen Betriebserfahrung zeichnet sich ab, dass das System sich entsprechend den Erwartungen als zuverlässig und benutzerfreundlich erweisen wird. KKB weist auch auf die guten Erfahrungen von vergleichbaren Systemen mit den gleichen leittechnischen Ausrüstungen in ausländischen Anlagen hin.

HSK-Beurteilung

Im HSK-Gutachten von 1994 wurde die ursprüngliche Sicherheitsleittechnik (Reaktorschnellabschalt-system, Safeguardsystem) nach den für die Leittechnik anwendbaren internationalen Normen beurteilt. Dabei wurden einige Mängel festgestellt, vor allem bezüglich Separation der Redundanzen und Prüfbarkeit. Als kurzfristige Massnahme verlangte die HSK die Verbesserung der Prüfbarkeit. Gemäss der entsprechenden Auflage 3.4 der Verfügung zur Betriebsbewilligung wurde im Jahre 1995 die Prüfbarkeit des ursprünglichen Safeguardsystems verbessert, womit die Auflage 3.4 erfüllt wurde. Im selben Jahr wurden die Druckschalter für das Anreagesignal "Containment-Druck hoch" durch einen anderen Typ ersetzt, mit welchem der Grenzwert tiefer gesetzt werden konnte. Der tiefere Grenzwert von 0,13 statt 0,26 bar wurde ebenfalls von der HSK im Gutachten 1994 verlangt (Pendenz P11, Kap. 2.1.2).

Im Gutachten von 1994 hielt die HSK zudem fest, dass bei einem Ersatz der ursprünglichen Sicherheitsleittechnik auf einen konsequenten redundanten Aufbau und eine entsprechende Separation zu achten ist. Es wird im Folgenden aufgeführt, ob dies berücksichtigt wurde und welche weiteren Verbesserungen mit dem neuen RSS gegenüber der ursprünglichen Sicherheitsleittechnik erreicht worden sind.

Zur Beurteilung der Eigenschaften, der Zuverlässigkeit und der Qualifikation des neuen RSS sowie dessen Betriebsverhalten werden die Erkenntnisse aus dem zugehörigen Freigabeverfahren herangezogen. Erstmals wurde in einem schweizerischen Kernkraftwerk ein Totalersatz eines leittechnischen Sicherheitssystems und eines betrieblichen Systems auf Basis einer rechnerbasierten Leittechnik durchgeführt. Die HSK zog zur Beurteilung Experten aus dem Herstellerland bei. Aus internationalen und den im Herstellerland angewendeten Normen und Richtlinien wurden die Akzeptanzkriterien für die Nachweisschritte hergeleitet. Besondere Aufmerksamkeit verlangten dabei u. a. die Beherrschung von Ausfällen in verschiedenen redundanten Teilsystemen aufgrund derselben Ursache (z.B. bei Verwendung der gleichen Software in verschiedenen Redundanzen), sowie die informationstechnische Sicherheit und die elektromagnetische Verträglichkeit. Das neue RSS weist folgende verbesserte Eigenschaften auf:

- Durch den vierfach redundanten und räumlich separierten Aufbau des Reaktorschutzsystems einschliesslich der entsprechenden Anspeisungen und der Kabelwege konnten die im HSK-Gutachten von 1994 festgestellten Lücken in der Separation geschlossen werden.
- Während im ursprünglichen System einige Messwerte nur zweifach redundant ausgeführt waren, sind nun alle Messkanäle mindestens dreifach redundant aufgebaut und mit einer gegenseitigen Überwachung versehen.

- Im neuen Regelsystem wird beim Ausfall eines Messkanals für die Regelung ein redundanter Messkanal automatisch zugeschaltet, sodass der Ausfall eines einzelnen Messkanals keine Störung des Anlagebetriebs verursacht und ein Ansprechen des Reaktorschutzsystems damit vermieden wird.
- Mit der Selbstüberwachung und den vorgesehenen Prüfeinrichtungen ist die Prüfbarkeit vollständig gegeben, wobei der Prüfaufwand – dank der Selbstüberwachung – gegenüber dem alten System reduziert werden konnte.

Die besonderen Merkmale der rechnerbasierten Leittechnik sind u. a. wie folgt berücksichtigt:

- Die Beherrschung eines Ausfalls gemeinsamer Ursache wurde bei der Auslegung dadurch berücksichtigt, dass jede Redundanz des Reaktorschutzsystems in zwei unabhängige diversitäre Teilsysteme aufgeteilt ist, dass das Regelsystem zwar teilweise die gleichen Messsignale verwendet, diese jedoch unabhängig vom Reaktorschutzsystem verarbeitet, und dass vom Reaktorschutzsystem unabhängige Handmassnahmen zur Steuerung der Sicherheitsausrüstungen vorhanden sind. Ausserdem sind im Notstandschutzsystem (Kap. 6.7.2.2) redundante Sicherheitsfunktionen in diversitärer Leittechnik vorhanden.
- Als Schutz vor unbefugten Eingriffen (informationstechnische Sicherheit) wurden die notwendigen datentechnischen Barrieren eingebaut, und es wurden angemessene administrative, bauliche und datentechnische Massnahmen bei den Instandhaltungseinrichtungen des RSS getroffen.
- Ein ausreichender Schutz gegen elektromagnetische Störungen wurde durch ein konsequent umgesetztes Abschirmungs- und Erdungskonzept erreicht. Als administrative Massnahme ist zudem der Einsatz von Funkgeräten in der Nähe der leittechnischen Einrichtungen verboten.

Die Nachweise der generischen Typprüfungen und die Auslegungsdokumente wurden vom Experten der HSK im Hinblick auf ihre Anwendbarkeit und Eignung für das RSS überprüft und als geeignet betrachtet. Die HSK und ihr Experte inspizierten die Prüfungen im Prüffeld und bei den Inbetriebsetzungen und überzeugten sich von der Vollständigkeit und Korrektheit der Prüfdokumentation. Insgesamt konnte festgestellt werden, dass der Nachweis für die Zuverlässigkeit des RSS erbracht wurde.

Ausserdem wurden die von KKB erstellten Anweisungen und Vorschriften zur Überprüfung und zum Erhalt des Qualitätszustandes von der HSK überprüft. Die HSK führte während der Erprobung und der Anwendung der Vorschriften Inspektionen durch. Änderungen in der Hardware oder in der Software unterliegen einem Freigabeverfahren durch die HSK. Die Prüfungen werden vorschriftsgemäss und im Einklang mit dem Stand der Technik durchgeführt.

Bei den Vorschriften zur Durchführung von Änderungen der Hard- und Software des Reaktorschutz- und Regelsystems und bei der Verwaltung der Dokumentation bestehen nach der Bewertung der HSK noch Lücken, die von KKB noch vor dem Stillstand 2005 geschlossen werden.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit dem neuen RSS die Zuverlässigkeit der Sicherheitsfunktionen und der sicherheitsrelevanten leittechnischen Funktionen stark verbessert wurde. Diese Verbesserungen betreffen insbesondere den Redundanzgrad, die Selbstüberwachung und Prüfbarkeit sowie die räumliche Trennung der Redundanzen. Der Nachweis zur Zuverlässigkeit des neuen RSS wurde erbracht. Dabei wurden die Besonderheiten der rechnerbasierten Leittechnik gemäss dem Stand der Technik angemessen berücksichtigt. Die von der HSK während des Freigabeverfahrens verlangten Massnahmen wurden bis auf oben erwähnte Ergänzung der Vorschriften abgeschlossen.

6.7.2.2 Notstandschutzsystem und Überdrucktransienten-Schutzsystem

Sicherheitstechnische Aufgaben

Das Notstandschutzsystem (NSS) führt die Notstandfunktionen aus und steuert die zugehörigen Sicherheitsausrüstungen. Das NSS dient zur Erfüllung wichtiger Sicherheitsfunktionen (Unterkritikalität, Kernkühlung, sekundärseitige Wärmeabfuhr, Integrität des Reaktorkühlsystems, Inventar des Reaktorkühlsystems) bei Einwirkungen von aussen (Erdbeben, Blitzschutz, äusserer Brand, Einwirkungen Dritter, Überflutung, Flugzeugabsturz) und bei Brand in Teilen der Anlage (interner Brand).

Ausserdem löst das NSS zusätzlich zum Reaktorschutzsystem Sicherheitsfunktionen bei internen Störfällen aus. U. a. löst das NSS die Reaktorschnellabschaltung diversitär und unabhängig vom Reaktorschutzsystem aus.

Das Überdrucktransienten-Schutzsystem (Overpressure Mitigation System OMS) verhindert einen unzulässigen Druck im Reaktor-Druckbehälter bei abgesenkter Temperatur, indem beim Überschreiten von bestimmten Druckgrenzwerten die Sicherheits- und Isolierventile des Druckhalter-Entlastungssystems automatisch geöffnet werden. Damit wird die Gefahr eines RDB-Spröbruchversagens verhindert. Das Druckhalter-Entlastungssystem mit den Sicherheits- und Isolierventilen wird im Kap. 6.5.4 behandelt.

Im weiteren Sinne gehören zum NSS auch die Steuerung, Überwachung und Bedienung der Notstandgebäude-Lüftungsanlagen und des Notstand-Dieselerators. Diese Systeme sind für die zuverlässige Funktionsweise und für die Überwachung der Notstandfunktionen erforderlich.

Das NSS und das OMS sind gemeinsam realisiert und in festverdrahteter selbstüberwachender Technik aufgebaut. Die Messwerterfassungen der beiden Systeme sind dreikanalig aufgebaut. Die Logik des Notstandschutzsystems ist zweisträngig, diejenige des Überdrucktransienten-Schutzsystems dreisträngig aufgebaut. Beide Systeme haben eine eigene Komponentensteuerung zur Ansteuerung der Sicherheitsausrüstungen. Das NSS greift teilweise auch in die Komponentensteuerung (Kap. 6.7.2.3) des Reaktorschutzsystems ein, wobei in der Komponentensteuerung die Signale aus dem NSS gegenüber denjenigen aus dem Reaktorschutzsystem Vorrang haben.

Das NSS, das OMS und die Lüftungsanlagen werden im Notstandleitstand bedient und überwacht. Für den Dieselerator ist im Notstandgebäude ein lokaler Dieselleitstand vorhanden. Das NSS und das OMS können unter gewissen Bedingungen auch vom Hauptkommandoraum aus bedient und überwacht werden.

Die Leittechnik des NSS, des OMS, der Notstandgebäude-Lüftungsanlagen und des Notstand-Dieselerators sind elektrisch 1E-klassiert sowie der Erdbebenklasse EK I zugeordnet.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat zur Beurteilung des Systems den Sicherheitsbericht, die Systemspezifikationen und -beschreibungen sowie die Technischen Spezifikationen und die Prüfvorschriften herangezogen.

Die Systeme wurden im Rahmen des Projektes NANO im Jahre 1992 im Block 2 in Betrieb genommen. (Für den Block 1 erfolgte dies im Jahre 1993).

Im NSS wurden seither verschiedene Änderungen zur Verbesserung von Anzeigen, Fehlererkennungen und Regelverhalten (Frischdampf-Abblaseregulung) durchgeführt. Nach der Ertüchtigung der Abblase-Absperrschieber im Jahre 1999 konnte der Grenzwert "Frischdampf-Druck tief" zum Schliessen dieser Armaturen erhöht werden. Dies wurde in den Technischen Spezifikationen nachgeführt.

Im Jahre 1999 wurden im Block 2 Änderungen durchgeführt (2000 im Block 1), um die für die neu eingebaute Leittechnik des nachgerüsteten Notspeisewassersystems (Kap. 6.7.2.4) notwendigen Signale auszukoppeln.

Im OMS wurden 1994 die Auslösegrenzwert-Kurven zum Öffnen der Druckhalter-Sicherheits- und Isolierventile angepasst und in den Technischen Spezifikationen nachgeführt.

Das NSS und das OMS sind weitgehend selbstüberwachend aufgebaut. Für nicht selbstüberwachte Teile wird die Betriebsbereitschaft durch wiederkehrende Prüfungen während der Revisionsabstellung oder während des Leistungsbetriebs nachgewiesen. Eine Funktionsprüfung mit Ansteuerung der zugehörigen Sicherheitsausrüstungen erfolgt jeweils in der Revisionsabstellung.

Die bisher durchgeführten Funktionsprüfungen zeigten jeweils das korrekte Verhalten der Systeme. Bei Anlagetransienten und bei Betriebsstörungen wurden die entsprechenden Notstandfunktionen immer korrekt ausgelöst. Fehler innerhalb des NSS lösten bisher keine Anlagentransienten oder Sicherheitseingriffe aus.

Die Anzahl der seit der Inbetriebnahme durch die Selbstüberwachung und die Wiederholungsprüfungen erkannten Ausfälle von Baugruppen der Leittechnik ist gering.

Eine elektronische Baugruppe zur Temperaturregelung in der Notstandgebäude-Lüftung weist elektromagnetisch induzierte Störungen auf. KKB liess daher einen verbesserten funktionsgleichen Typ dieser Baugruppe erstellen. Die verbesserte Baugruppe ist seit November 2003 im Einsatz.

Die elektrischen und leittechnischen Komponenten des NSS und des OMS wurden ins Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) aufgenommen.

KKB kommt aufgrund der bei Betrieb und Instandhaltung gesammelten Erfahrungen zum Schluss, dass die Bedingungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb des NSS erfüllt sind.

HSK-Beurteilung

In ihrem Gutachten von 1994 hatte die HSK das NSS und das OMS auf Basis der Richtlinie HSK-R-101 beurteilt und festgestellt, dass die anwendbaren Kriterien erfüllt sind. Die Auslegung hat seither nicht geändert. Es wurden jedoch Änderungen durchgeführt, welche die HSK anhand der durchgeführten Inspektionen und Freigabeverfahren überprüfte. Bei den durchgeführten Änderungen handelte es sich vor allem um Verbesserungen im Verhalten von Funktionen und um verbesserte Anzeigen.

Im Berichtszeitraum hatte die HSK Wiederholungsprüfungen öfters mit verfolgt. Sie konnte sich dabei jeweils davon überzeugen, dass die Prüfungen entsprechend den dafür erstellten Vorschriften durchgeführt wurden, und dass sich die Sicherheitsfunktionen jeweils korrekt verhielten. Die oben erwähnten Änderungen resultierten teilweise aus Abklärungen, welche die HSK aufgrund ihrer Inspektionen verlangt hatte.

Aufgrund der im Betriebserfahrungsbericht dargelegten geringen Anzahl von Ausfällen der einzelnen Leittechnik-Baugruppen betrachtet die HSK das NSS und das OMS aus heutiger Sicht insgesamt als sehr zuverlässig.

Die oben erwähnten elektromagnetisch induzierten Störungen bei einer elektronischen Baugruppe für die Lufttemperaturregelung beeinträchtigen die Sicherheitsfunktionen des Notstandschutzsystems nicht direkt. Die davon betroffene Temperaturregelung dient allerdings dazu, die Temperatur in den Leittechnik-Räumen und in den Räumen, in denen sich das Personal aufhält, innerhalb vorgegebener Grenzen zu halten und ist damit sicherheitsrelevant. Mit dem im November 2003 erfolgten Einbau

von neu entwickelten elektronischen Baugruppen mit besserer elektromagnetischer Verträglichkeit (EMV) ist die Voraussetzung für die Beseitigung dieser Schwachstelle geschaffen

Die Nachweise, die bis zur Inbetriebsetzung des NSS und des OMS erbracht wurden, sind aus heutiger Sicht noch gültig. Allerdings ist betreffend den Blitzschutz noch eine Schwachstelle der leittechnischen Verbindung zwischen dem Notstandgebäude und den übrigen Anlageteilen erkannt worden, deren Behebung in die Wege geleitet worden ist (Kap. 6.12).

Die HSK kommt aufgrund der bisherigen Betriebserfahrung zum Schluss, dass das NSS und das OMS ihre Aufgaben zur Erfüllung der Sicherheitsfunktionen zuverlässig ausführen.

6.7.2.3 Komponentensteuerungen

Sicherheitstechnische Aufgabe

Die Komponentensteuerungen dienen zur Steuerung von Komponenten der Sicherheitssysteme ausserhalb des Notstandgebäudes. Sie verarbeiten die Auslösesignale aus dem Reaktorschutzsystem und dem Notstandschutzsystem. Mit den Komponentensteuerungen werden die Komponenten der Sicherheitssysteme auch vom Hauptkommandoraum (HKR) aus angesteuert; der Zustand der Komponente (z.B. Stellung, Funktion, Störungen) wird überwacht und ebenfalls im HKR angezeigt (Rückmeldung). Die Komponentensteuerungen enthalten die jeweils notwendige Vorranglogik für die verschiedenen Steuersignale. Sie dienen ausserdem zum Schutz der Komponenten, z.B. vor Überlastungen (Aggregateschutz). Sie sind in konventioneller Relais-technik aufgebaut und 1E-klassiert.

Angaben des Gesuchstellers

Die meisten der ursprünglichen Relais wurden bereits vor dem Berichtszeitraum durch qualifizierte, erdbebenfeste, handelsübliche Relais ersetzt, um die Zuverlässigkeit der Komponentensteuerungen zu verbessern. Die Schraubsicherungen der elektrischen Anspeisung wurden durch Sicherungsautomaten mit erhöhter Kurzschlussfestigkeit ersetzt und es wurden Schrankstörlampen eingebaut, um ein allfälliges Auslösen dieser Sicherungsautomaten rasch zu erkennen.

Mit der Realisierung des neuen RSS wurden die Klemmleisten für die Anschlüsse der Signalkabel zu den Komponentensteuerungen teilweise erneuert. Während ursprünglich die Auslösesignale nur zum Teil redundant ausgeführt waren, wurden mit der Einführung des neuen RSS konsequent alle Auslösesignale aus dem Reaktorschutzsystem redundant ausgeführt.

Für diese Änderungen war keine Anpassung der Technischen Spezifikationen notwendig. Die ursprüngliche Funktionalität der Komponentensteuerungen ist erhalten geblieben. Die Massnahmen zur Überprüfung und zum Erhalt des Qualitätszustandes der Relais-Schränke (-Racks) und deren Ausrüstungen sind unter Berücksichtigung der erwähnten Änderungen wie folgt: Funktionelle Wiederholungsprüfungen erfolgen indirekt durch die funktionellen Prüfungen des Reaktorschutzsystems und durch die Prüfungen der angesteuerten Systeme. Im Übrigen werden die Relais periodisch ausgetauscht. Der Zyklus für diesen Austausch wurde aufgrund eines Prüfplanes festgelegt, nach welchem die einzelnen Relais-Typen in einem fortlaufenden Versuchsprogramm einer beschleunigten Alterung in einer Wärmebox unterworfen sind. Der Austausch-Zyklus wird dem Stand der Erkenntnisse angepasst. Die wenigen noch eingesetzten ursprünglichen Relais werden nach einem Instandhaltungsplan periodisch revidiert. Wegen sich häufender schlechter elektrischer Kontaktverbindungen bei den alten Klemmleisten in den Relais-Schränken wurde eine regelmässige Kontrolle eingeführt, um allfällige lose Verbindungen zu erkennen.

KKB kommt zum Schluss, dass sich die Relais-Schränke in einem hervorragenden Zustand befinden, und dass ein sicherer Betrieb der Komponentensteuerungen gewährleistet ist. Die Instandhaltung wird als zweckmässig betrachtet. Allerdings sieht KKB langfristig die Notwendigkeit, wegen der Straffung der Produktpalette beim heutigen Relaislieferanten weitere Relais-Typen neu zu qualifizieren. Dank einem ausreichenden Lagerbestand drängt sich diese Massnahme jedoch nicht sofort auf.

HSK-Beurteilung

In ihrem Gutachten von 1994 hatte die HSK die Komponentensteuerungen im Zusammenhang mit der Sicherheitsleittechnik bewertet. Dabei wies die HSK auf die nicht konsequent redundante Ausführung der Auslösesignalfade der Sicherheitsfunktionen hin.

Bei der Realisierung des neuen RSS wurden die Signalfade konsequent redundant in einer 1 aus 2-Auswahllogik ausgeführt. Die neuen Klemmleisten, die zum Anschluss der Kabel der Signale aus dem RSS eingebaut wurden, erlaubten es, die für die neue Leittechnik des RSS notwendigen EMV-Massnahmen, insbesondere bezüglich Anschluss der Kabelschirme, zu erfüllen. Die Entfernung alter Klemmleisten verbesserte die Übersichtlichkeit im inneren Aufbau der Relais-Schränke. Die Installation der Störlampen an den Relais-Schränken zur Anzeige einer Auslösung der Sicherungsautomaten für die elektrische Anspeisung erlaubt eine raschere Störungserkennung.

Mit den Funktionsprüfungen des RSS wird die korrekte Ansteuerung der Komponenten über die Signale der Sicherheitsfunktionen, mit den Funktionsprüfungen der Sicherheitssysteme wird die korrekte Funktionsweise der Handsteuerungen kontrolliert. Eine umfassende Prüfung der Komponentensteuerungen führte KKB im Block 2 im Jahre 2001 wegen den erwähnten Änderungen bei den Inbetriebsetzungsprüfungen des RSS durch. (Im Block 1 erfolgte dies im Jahre 2000.)

Für die neuen Relais erfolgte ein Freigabeverfahren nach der Richtlinie HSK-R-23. Die Qualifikation der neuen Relais wurde nachgewiesen. Das fortlaufende Prüfprogramm zur Prüfung der Relais Typen mittels beschleunigter Alterung betrachtet die HSK als geeignet, um die Einsatzdauer bis zum Austausch der Relais festzulegen. Die HSK wird über den Stand der Erkenntnisse des Programms, welches im AÜP (Kap. 5.5.2) integriert ist, regelmässig informiert.

Die HSK kommt zum Schluss, dass die Komponentensteuerungen ihre Aufgabe zuverlässig erfüllen. Ihre Qualifikation entsprechend der elektrischen Klasse 1E ist gegeben. Die angewendeten Instandhaltungsmassnahmen sind zweckmässig. Die Qualifizierung neuer Relais-Typen drängt sich wegen der ausreichenden Ersatzteilerhaltung zurzeit nicht auf. Die dazu bereits durch KKB eingeleitete Abklärung wird dennoch begrüsst.

6.7.2.4 Leittechnik des Notspeisewassersystems

Sicherheitstechnische Aufgabe

Das Notspeisewassersystem (Kap. 6.7.4.1) wurde als zusätzliches System für die sichere Dampferzeuger-Bespeisung nachgerüstet. Die zugehörige Sicherheitsleittechnik dient zur Aktivierung dieses Systems und verwendet teilweise Anreagesignale aus dem Notstandschutzesystem.

Die Messwertaufbereitung und der Logikteil der Leittechnik sind redundant im Notstandgebäude aufgebaut. Die Komponentensteuerungen und die Vorort-Bedientafel befinden sich im Notspeisewassergebäude.

Die Leittechnik des Notspeisewassersystems ist 1E-klassiert und gehört zur Erdbebenklasse EK I. Sie wurde mit den gleichen rechnerbasierten leittechnischen Ausrüstungen wie das RSS realisiert,

allerdings mit teilweise anderen Baugruppen, insbesondere für die Ansteuerung der Komponenten. Sie ist vom RSS unabhängig und ohne datentechnische Verbindungen zu diesem aufgebaut.

Angaben des Gesuchstellers

Das Notspeisewassersystem und dessen Sicherheitsleittechnik wurden im Rahmen des Projektes ERGES im Jahre 1999 im Block 2 in Betrieb genommen. Im Block 1 erfolgte die Inbetriebnahme im Jahre 2000. Die Technischen Spezifikationen wurden entsprechend ergänzt.

Die Leittechnik des Notspeisewassersystems ist weitgehend selbstüberwachend aufgebaut. Die nicht selbstüberwachenden Teile unterliegen Wiederholungsprüfungen. Die automatischen Leittechnikfunktionen einschliesslich der Ansteuerung der Komponenten (Notspeisewasserpumpe und zugehörige Armaturen) des Notspeisewassersystems werden in der Revisionsabstellung zusammen mit den Funktionen des Notstandschutzsystems geprüft. Die entsprechende Vorschrift wurde hierfür erweitert. Die Handsteuerung der Komponenten wird bei den Probeläufen im Notspeisewassersystem mitgeprüft.

Bei einer Probelauf-Prüfung im Jahre 2000 im Block 2 kam es zu einem Pumpen-Startversagen, welches auf eine unterdimensionierte Absicherung des Steuerkreises der Pumpensteuerung zurückzuführen war. Daraufhin wurden diese Steuerkreise verbessert und zudem in die Selbstüberwachung mit einbezogen.

Im Rahmen der Instandhaltung wurden im Jahre 2002 Einspeisemodule der Stromversorgung vorsorglich ersetzt. Diese Massnahme war vorher bereits beim RSS durchgeführt worden, nachdem dort im Block 1 ein Komponentenausfall aufgetreten war.

Die notwendigen Eignungsnachweise wurden im Rahmen des Projektes ERGES während des zugehörigen Freigabeverfahrens erbracht. Die eingesetzten leittechnischen Einrichtungen sind typgeprüft und erfüllen die spezifischen Anforderungen hinsichtlich Umgebungsbedingungen.

KKB kommt zum Schluss, dass die Leittechnik des Notspeisewassersystems, seit der Verbesserung der Steuerkreise der Pumpensteuerung, ihre Aufgaben zuverlässig erfüllt.

HSK-Beurteilung

Zur Beurteilung der Zuverlässigkeit und der Qualifikation der Leittechnik und deren Betriebsverhalten werden die Erkenntnisse aus dem zugehörigen Freigabeverfahren herangezogen. Die zum Einsatz kommende leittechnische Ausrüstung, eine frei programmierbare rechnerbasierte Leittechnik, wurde erstmals in einem schweizerischen Kernkraftwerk eingesetzt. Die HSK liess sich bei der Beurteilung durch einen Experten aus dem Herstellerland beraten. Besonders beachtet wurde dabei das Verifikations- und Validationsverfahren. Wegen dem teilweisen Einbau im Notstandgebäude musste auf adäquate Blitzschutz- und EMV-Massnahmen sowie auf die Einhaltung der Separationskriterien geachtet werden.

Die HSK beaufsichtigte die Konzeption und den Einbau des neuen Systems im Rahmen des Freigabeverfahrens und vergewisserte sich, dass die Anforderungskriterien an die Leittechnik erfüllt wurden. Die HSK inspizierte die Prüffeld- und die Inbetriebsetzungsprüfungen und konnte feststellen, dass die Prüfungen gemäss Plan durchgeführt wurden. Einige erkannte Mängel, z.B. bei der Separation der Kabel, wurden noch vor der Inbetriebnahme behoben.

Zur oben erwähnten Verbesserung bei der Ansteuerung der Notspeisewasserpumpe nahm die HSK Stellung und konnte sich von der Korrektheit des Umbaus überzeugen.

Die Wiederholungsprüfvorschriften wurden bei der Inbetriebsetzung erprobt, um deren Eignung sicherzustellen. Dies wurde von der HSK mitverfolgt. Die HSK nahm später an einigen Wiederholungsprüfungen teil und konnte sich davon überzeugen, dass diese vorschriftsgemäss durchgeführt wurden und die korrekte Funktionsweise der Leittechnik zeigten.

Die Qualifikationsnachweise wurden während des Freigabeverfahrens erbracht. Es liegen Typprüfungen für die eingesetzten Ausrüstungen vor, welche die spezifischen Anforderungen bezüglich Umgebungsbedingungen, EMV, Blitzschutzmassnahmen und seismischer Belastung erfüllen.

Die HSK kommt zum Schluss, dass die Leittechnik des Notspeisewassersystems dem neusten Stand der Technik entspricht und eine hohe Zuverlässigkeit aufweist. Die Wiederholungsprüfungen und die Instandhaltungsprogramme sind angemessen.

6.7.2.5 Instrumentierung

Sicherheitstechnische Aufgaben

Unter der Instrumentierung werden im Folgenden die Drucktransmitter und die Temperaturfühler verstanden, welche zum Messen von Prozesswerten (Druck, Füllstand, Durchfluss und Temperatur) eingesetzt werden. Die Prozesssignale werden vor allem zur Bildung der Anregesignale in Sicherheitsfunktionen, zu Regelungsfunktionen, zur Anzeige im HKR und im NLS verwendet.

Die Messwertgeber, die dem RSS, dem NSS, der Leittechnik des Notspeisewassersystems und der Störfallinstrumentierung zugeordnet sind, sind 1E-klassiert. Die Messwertgeber, die betrieblichen Systeme, die z.B. den sicherheitsbezogenen Regelungen zugeordnet sind, sind 0E-klassiert.

Angaben des Gesuchstellers

Im Berichtszeitraum sind die Drucktransmitter zur Messung von Druck, Niveau und Durchfluss stark erweitert worden. Ein Teil der Temperaturfühler der Sicherheitssysteme wurde bereits vor dem Berichtszeitraum durch qualifizierte Typen ersetzt. 1992 wurden im Block 2 (und 1993 im Block 1) bestehende Drucktransmitter und deren Messleitungen ersetzt und diejenigen des NSS neu eingebaut. Im Jahre 2001 wurden im Block 2 Drucktransmitter als Ersatz für bestehende Druckschalter neu eingebaut und die Technischen Spezifikationen entsprechend angepasst (2000 im Block 1). Für das Notspeisewassersystem wurden ebenfalls neue Drucktransmitter eingebaut. KKB erwähnt im BEB ausserdem den Ersatz von Positionsgebern und Strom/Positionswandlern.

Bei den Wiederholungsprüfungen werden Mess- und Kalibrierarbeiten durchgeführt, um eine ausreichende Genauigkeit der Messungen sicherzustellen. Die Drucktransmitter und die Temperaturfühler wiesen im Berichtszeitraum eine gute Stabilität und Genauigkeit auf. Bei den 1E-klassierten Drucktransmittern und Temperaturfühlern gab es nur eine sehr geringe Anzahl von Ausfällen.

Die Prüf- und Instandhaltungsarbeiten erfolgen nach den entsprechenden Vorschriften. Die Prüfintervalle für die 1E-klassierten Komponenten sind in den Technischen Spezifikationen festgelegt. Die Erkenntnisse aus der Erarbeitung des Alterungsüberwachungsprogrammes wurden bei den Vorschriften für die Wiederholungsprüfungen und für die Instandhaltungsarbeiten berücksichtigt.

KKB kommt zum Schluss, dass die eingebauten Komponenten dem Stand der Technik entsprechen und mit hoher Zuverlässigkeit arbeiten.

HSK-Beurteilung

Die Messwertgeber müssen ihre Funktion unter den vorgegebenen Umgebungs- und Störfallbedingungen zuverlässig erfüllen. Für die 1E-klassierten Typen der Messwertgeber müssen dafür Qualifikationsnachweise auf Basis der nach dem Stand der Technik geltenden Normen erbracht werden. Durch Prüfungen und Instandhaltungsarbeiten muss sichergestellt werden, dass die Qualifikation aufrechterhalten bleibt.

Im Rahmen der Freigabeverfahren der Projekte INA, ERGES und PRESSURE erfolgten auch die Freigaben für die dabei neu eingebauten Transmitter. Die funktionelle Eignung (vor allem Messbereichsumfang und Genauigkeit) im Zusammenhang mit den zugehörigen Systemen (RSS, NSS, Notspeisewassersystem) wurde als angemessen beurteilt.

Für die neu eingebauten Drucktransmitter wurden die erforderlichen Qualifikationsnachweise erbracht, welche zeigen, dass sie unter den zu erwartenden Umgebungs- und Störfallbedingungen ihre Funktion zuverlässig erfüllen können. Ebenso liegen für die Temperaturfühler die entsprechenden Qualifikationsnachweise vor.

Bezüglich der Wiederholungsprüfungen und der vorgesehenen Instandhaltungsmassnahmen kann festgestellt werden, dass diese angemessen sind. Die jeweils erforderlichen Funktionsnachweise werden damit erbracht und die Zustandüberprüfung erfolgt im Einklang mit dem AÜP.

Die HSK kommt zum Schluss, dass die grösstenteils erneuerte Instrumentierung einen sehr guten Zustand aufweist, die gestellten Anforderungen mit hoher Zuverlässigkeit erfüllt und dass ein angemessenes Prüf- und Instandhaltungsprogramm angewendet wird.

Für die Temperaturfühler zur Messung der Kernaustrittstemperatur wird bezüglich deren Eignung als Bestandteil der Störfallinstrumentierung eine besondere Bewertung im Kap. 6.8.4 vorgenommen.

6.7.2.6 Nuklearinstrumentierung

Sicherheitstechnische Aufgaben

Die Nuklearinstrumentierung dient zur Neutronenflussdichtemessung im Reaktorkern. Die Detektoren sind ausserhalb des Kerns positioniert. Die Instrumentierung ist in drei Messbereiche, den Quell-, Zwischen- und Leistungsbereich, aufgeteilt und umfasst zwei unterschiedliche Messsysteme. Im Weitbereichsmesssystem erfolgt die Messung des Quell- und Zwischenbereichs mittels Spaltkammern, welche beide Messbereiche abdecken, sowie dem zugehörigen Auswertesystem. Für die Messung im Leistungsbereich sind Ionisationskammern und ein separates Auswertesystem eingesetzt.

Die Signale des Leistungs- und des Weitbereichs werden für den Reaktorschutz, die Regelung und für die Anzeigen verwendet. Die Weitbereichsmessung ist ausserdem Bestandteil der Störfallinstrumentierung (Kap. 6.8.4).

Die Nuklearinstrumentierung ist 1E-klassiert.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat die Nuklearinstrumentierung im Sicherheitsbericht, in der Dokumentation zur Erneuerung der Quell- und Zwischenbereichsmessung sowie in den zugehörigen Prüfvorschriften zur Nuklearinstrumentierung dargelegt.

Die ursprünglichen, voneinander unabhängigen je zweikanaligen Systeme mit je zwei Detektoren zur Quellbereichs- und zur Zwischenbereichsmessung wurden durch ein gemeinsames vierkanaliges

System mit vier Detektoren und einer speicherprogrammierbaren Messwertaufbereitung, das Weitbereichsmesssystem, ersetzt. Dazu wurde 1997 im Block 2 vorerst ein einzelner Weitbereichskanal eingebaut, um im Parallelbetrieb mit den bisherigen Systemen das neue System zu erproben. Das vierkanalige System wurde im Block 2 im Jahre 1998 (im Block 1 im Jahre 1999) eingebaut, wobei zwei Kanäle auf das ursprüngliche Reaktorschutzsystem aufgeschaltet wurden. Im Rahmen des Projektes PRESSURE wurden im Jahre 2001 im Block 2 (2000 im Block 1) alle vier Kanäle auf das neue RSS aufgeschaltet.

Die beiden Systeme werden gemäss den Technischen Spezifikationen periodisch während des Betriebs geprüft und kalibriert bzw. justiert. Die bisherigen Betriebserfahrungen mit dem neuen Weitbereichsmesssystem betrachtet KKB als erwartungsgemäss.

Im Leistungsmesssystem war in der Berichtsperiode eine geringe Anzahl von Ausfällen von elektrischen und elektronischen Baugruppen zu verzeichnen. Im Jahre 1999 wurde während der Kalibrierarbeiten ein ungewollter Reaktorleistungsrückschub ausgelöst. Da dies auf einen Mangel in der Vorgehensweise beim Kalibrieren zurückgeführt wurde, wurde die entsprechende Vorschrift verbessert.

KKB kommt zum Schluss, dass die Nuklearinstrumentierung die Anforderungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb erfüllt. Langfristig wird ein Ersatz für das Leistungs-Messsystem in Betracht gezogen.

HSK-Beurteilung

Für die neuen Weitbereichs-Detektoren wurden generische Qualifikationsnachweise durch den Hersteller im Rahmen des Freigabeverfahrens erbracht und es wurde durch Analysen nachgewiesen, dass diese den funktionellen und umgebungsbedingten Anforderungen im KKB entsprechen. Für das Leittechniksystem zur Messwertauswertung wurde eine Typprüfung durch einen Gutachter im Herstellerland durchgeführt, in welchem auch die Aspekte der speicherprogrammierbaren Technik berücksichtigt worden sind.

Der Einbau des neuen Weitbereichsmesssystems erfolgte einschliesslich des vorangehenden einkanaligen Parallelbetriebes nach einem mehrstufigen Freigabeverfahren, in welchem die HSK die Vollständigkeit der Nachweise und die funktionelle Eignung des Systems überprüft hatte. Die HSK hat die Inbetriebsetzung dieses Systems umfassend beaufsichtigt und dabei festgestellt, dass es seine Aufgaben voll erfüllt.

Die HSK hat stichprobenweise die Wiederholungsprüfvorschriften und die Instandhaltungsmassnahmen des Weitbereichssystems überprüft und konnte sich von der korrekten Durchführung der Arbeiten und vom guten Zustand des Systems überzeugen. Bezüglich der Wiederholungsprüfungen und der vorgesehenen Instandhaltungsmassnahmen kann daher festgestellt werden, dass diese angemessen sind. Die Zustandsüberwachung der Ausrüstungen erfolgt im Einklang mit dem AÜP.

Für die Leistungsbereichsmessung, welche noch durch die ursprüngliche Instrumentierung wahrgenommen wird, liegt eine sehr gute Betriebserfahrung vor, welche zeigt, dass das System seine Aufgaben in seiner Umgebung und unter den verlangten Bedingungen immer noch zuverlässig erfüllt. Ein Ersatz drängt sich zurzeit nicht auf.

Die HSK kommt zum Schluss, dass die Systeme zur Neutronenflussdichtemessung neuwertig bzw. in einem guten Zustand sind und die Anforderungen zuverlässig erfüllen.

6.7.3 Primärseitige Nachwärmeabfuhr mit dem Restwärmesystem

Sicherheitstechnische Aufgaben

Die Nachwärmeabfuhr aus dem heiss-abgestellten Reaktor und das Abkühlen des Primärkreislaufs erfolgen in der ersten Phase sekundärseitig über die Dampferzeuger (Kap. 6.7.4). Wenn infolge tiefer Reaktorkühlmittel-Temperatur (ca. 120–140 °C) der Wärmetransport über die Dampferzeuger nicht mehr signifikant ist, wird die Abkühlung der Anlage primärseitig fortgesetzt. Auch die Nachwärme des kalt-abgestellten Reaktors wird primärseitig abgeführt, solange sich Brennelemente im Reaktordruckbehälter befinden. Die Abfuhr der Nachzerfallswärme aus dem Kern und der im Reaktorkühlkreislauf gespeicherten Wärme ist eine Sicherheitsfunktion.

Dazu sind folgende Systeme und Einrichtungen vorhanden sowie Betriebsarten vorgesehen:

- das Restwärmesystem
- das Notkaltabfahren
- die "Bleed-and-Feed"-Fahrweise

Das Restwärmesystem ist für das Kaltabfahren des Reaktors und die längerfristige Nachwärmeabfuhr bestimmt. Dazu wird Reaktorkühlmittel aus dem heissen Strang eines Loops angesaugt, gekühlt und in den kalten Strang des anderen Loops zurückgefördert. Es weist zwei parallel geschaltete Restwärmepumpen und Restwärmekühler auf. Der Durchfluss durch die Restwärmekühler wird mit je einer Regelarmatur manuell eingestellt. Der Reaktorkühlmittel-Durchfluss wird über eine Regelarmatur in der Bypassleitung zu den Restwärmekühlern automatisch geregelt. Das Restwärmesystem übernimmt auch die Nachwärmeabfuhr aus dem Kern und dem Primärcontainment nach einem Kühlmittelverluststörfall.

Das Restwärmesystem ist der SK 1 und 2 und der EK I zugeordnet. Während des Leistungsbetriebs ist der SK2-Teil des Restwärmesystems vom Primärkreislauf isoliert. Die elektrischen Komponenten des Restwärmesystems sind 1E-klassiert. Die Regelungsrechner, welche die Regelfunktionen des Restwärmesystems ausführen, sind sicherheitsbezogen und 0E-klassiert.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat zur Beurteilung des Restwärmesystems den Sicherheitsbericht, die Technischen Spezifikationen, Anlagenunterlagen, HSK-Richtlinien, die Festlegung NE-14 und entsprechende KKB-Vorkommisberichte herangezogen.

Im Bewertungszeitraum wurden am Restwärmesystem folgende sicherheitstechnisch wichtige Änderungen durchgeführt:

- 1992 wurden in beiden Blöcken die temporären Temperaturmessstellen am Austritt der Restwärmekühler versetzt.
- Von 1992 bis 1993 wurden die Rohrleitungen und Halterungen des Systems in beiden Blöcken seismisch saniert.
- 1993 wurde im Block 2 eine der bisherigen Pumpen durch eine Spaltröhrepumpe ersetzt.
- 1995 (KKB 2) bzw. 1996 (KKB 1) wurden die 1E-klassierten Antriebe von Motorventilen ersetzt.
- 1999 wurde die Direktansteuerung ab MCC-Schrank der zur Regelung der Abkühlgeschwindigkeit bestimmten Armaturen in beiden Blöcken realisiert.

- 2001 wurden die vorerwähnten Armaturen (zur Regelung der Durchflussmenge) mit eigenen Sicherheitsventilen versehen.
- Die Regelungsrechner wurden im Block 2 im Jahre 2001 (im Block 1 im Jahre 2000) neu eingebaut und ersetzen die bisherigen Regelkreise. Die Regler für das Restwärmesystem wurden dabei grundsätzlich funktionsgleich übernommen.
- Im Jahre 1992 wurde die Niederdruck-Sicherheitseinspeiseleitung vom Restwärmesystem abgetrennt. Das offene Stutzenende an der Restwärmeleitung wurde mit einer Verschlusskappe verschweisst. Die Schweissverbindung wurde mit einem Backing-Ring (Schweissbadsicherung) hergestellt. Der Backing-Ring wurde belassen. Eine detaillierte Beschreibung des Sachverhalts erfolgt im Kapitel 6.5.4.
- In den Technischen Spezifikationen wurde im Jahre 1993 ergänzend die Betriebsbedingung für den Anlagenzustand "kalt-abgestellt" (AZ 5) geändert, indem bei belüftetem Druckhalter beide Nachwärmeabfuhrstränge in Betrieb sein müssen.

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten und insbesondere die Einhaltung der Technischen Spezifikationen, die Instandhaltung, die durchgeführten Wiederholungs- und Funktionsprüfungen am Restwärmesystem zusammengestellt und bewertet, sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben. Ausserdem hat KKB die Instandhaltung des Restwärmesystems in den Fachbereichen Maschinentchnik und Elektrotechnik dargelegt und bewertet.

Die Wiederholungsprüfungen bestanden aus System- und Komponentenbegehungen, Sichtprüfungen an Kühlern, Armaturen, Pumpen und Unterstützungen und aus zerstörungsfreien Volumen- und Oberflächenprüfungen von Rohrleitungsschweissnähten der Sicherheitsklasse 1. Eine Schweissnaht mit belassenem Backing-Ring wurde mit einem Durchstrahlungsverfahren geprüft. Die Sichtprüfungen ergaben Korrosionsbefunde an den beiden Restwärmekühlern und zwar primärwasserseitig und an den Bolzen. Während die primärwasserseitige Korrosion nicht weiter fortgeschritten ist, mussten die Bolzen ersetzt werden. KKB hat korrigierende Massnahmen getroffen und schliesst eine Fortsetzung der Schädigungen für die Zukunft aus. Darüber hinaus wurden keine relevanten Befunde festgestellt.

Die Betriebsbereitschaft der sicherheitsrelevanten motorangetriebenen Armaturen wurde gemäss den Technischen Spezifikationen monatlich geprüft. Darüber hinaus wurden anhand von Checklisten (Kommandoraum und Nebengebäude) die zu überprüfenden Parameter festgehalten. Alle vorgeschriebenen Prüfungen wurden ohne Befund durchgeführt.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung wird insbesondere der blindgesetzte Stutzen zwischen der Reaktorkühlmittleitung und der Isolationsarmatur JAC MOV 816 im Hinblick auf Spaltkorrosion periodisch überwacht.

Auf Verlangen der HSK wurde eine Abklärung durchgeführt, ob die Restwärmepumpen durch das Fehlen einer Mindestmengenleitung gefährdet seien. Die Untersuchungen im KKB bestätigten die Gefährdung nicht.

Auf Grund einer Meldung aus einer ausländischen Anlage bezüglich ermüdungsrelevanter Kalt-/Warmwasserschichtung am Zusammenschluss der Restwärmekühler-Bypass- und Austrittsleitung wurden 1999/2000 Temperaturmessungen durchgeführt. Es wurden keine Schichtungen festgestellt.

KKB kommt zum Schluss, dass das Restwärmesystem unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen und der ordentlichen Instandhaltung alle sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllt. Die neuen Spaltrohrpumpen waren anfänglich störanfällig.

Nach Verbesserungen an Laufrad und Lager konnte die Schwachstelle eliminiert werden. Mit den neuen Regelungsrechnern wurden die Bedienbarkeit erleichtert und das Reglerverhalten verbessert. Ein mögliches Auftreten von Spaltkorrosion am Blindstutzen wird periodisch überprüft.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Restwärmesystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKB, der Festlegung NE-14 sowie der Richtlinien HSK-R-06, HSK-R-15 und HSK-R-101.

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen am Restwärmesystem wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Durch die Versetzung der Temperaturmessstellen kann die Reaktorkühlmittel-Temperatur nun auch im SE-Rezirkulationsbetrieb (vorher nur im Restwärmebetrieb) gemessen werden. Dadurch gewinnt man eine für die Störfallbeherrschung relevante Messgrösse.
- Mit der seismischen Sanierung wurden die Abstützungen der Komponenten und Rohrleitungen nach neuesten Erkenntnissen bezüglich seismischen Anforderungen ertüchtigt. Damit ist die Integrität der Komponenten des Systems auch nach einem Sicherheitserdbeben gewährleistet.
- Durch den Ersatz der Restwärmepumpe JAC 005-B durch eine Spaltrohrpumpe, die wie ihre elektrische Zuleitung überflutungssicher ausgeführt wurde, ist auch im Block 2 die Verfügbarkeit dieser Pumpe nach einem LOCA gewährleistet. Damit konnte die Zuverlässigkeit der Nachwärmeabfuhr erhöht werden.
- Durch den Austausch der 1E-klassierten Antriebe von MOV-Armaturen im Primärcontainment wurden je sechs Armaturen des Systems pro Block für LOCA-Bedingungen ertüchtigt.
- Zur Regelung der Abkühlgeschwindigkeit z.B. bei Ausfall der Steuerluft kann die Aufgabe der Durchflusssteuerung anstelle der nicht qualifizierten pneumatischen Regelarmaturen am Kühler-Eintritt den qualifizierten motorangetriebenen Armaturen am Kühler-Austritt zugewiesen werden. Hierzu wurden in den entsprechenden MCC-Einschüben neue Überbrückungsschalter zum Anfahren von Zwischenstellungen eingebaut. Mit dieser Änderung wurde die Funktion der Regelung der Abkühlgeschwindigkeit für LOCA-Bedingungen ertüchtigt.
- Zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Loop-Niveaumessung wurden Ultraschallmessköpfe eingesetzt. Damit konnte die Pendenz P12 (Kap. 2.1.2) im Jahre 1996 abgeschlossen werden.
- Zur Behebung der während der Revisionsabstellung 1995 in KKB 2 festgestellten Gefahr von "Pressure Locking" (verursacht durch Druckaufbau in der im Gehäuse eingeschlossenen Flüssigkeit) wurden die vorerwähnten MOV mit Sicherheitsventilen nachgerüstet. Dadurch wurde die Zuverlässigkeit der Armaturen erhöht.
- Die neuen Regelungsrechner sind redundant aufgebaut. Beim Ausfall des aktiven Regelungsrechners durch einen Einzelfehler wird ohne Einfluss auf das Stellglied auf den anderen Rechner umgeschaltet. Dies bedeutet zunächst eine Erhöhung der Verfügbarkeit. Da jedoch die Regler nicht mehr wie im ursprünglichen System gerätetechnisch unabhängig sind, würde bei einem – allerdings unwahrscheinlichen – Totalausfall der Regelungsrechner die Restwärmeabfuhr beeinträchtigt. Wegen des Failsafe-Verhaltens der Reglerarmaturen würde die Kühlung jedoch nicht unterbrochen, sondern auf die höchste Abkühlrate eingestellt. Eine Handeinstellung des Durchflusses vor Ort wäre auch in diesem Fall mit den entsprechenden Armaturen noch möglich. Die Rege-

lungsrechner sind, obschon 0E-klassiert, mit den gleichen Geräten aufgebaut wie das 1E-klassierte Reaktorschutzsystem.

- Die Beurteilung und die daraus abgeleitete Massnahme des belassenen Backing-Rings an der Verschlusskappennaht des blindgesetzten Stutzens an der Restwärmeleitung erfolgt im Kapitel 6.5.4.

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung lassen sich folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand des Restwärmesystems ableiten:

Die Ausrüstungen wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben keine Befunde und insbesondere kein gemäss Richtlinie HSK-R-15 meldepflichtiges Vorkommnis. Im Bewertungszeitraum hat es keine Befunde gegeben, die zur Nichtverfügbarkeit der Nachwärmeabfuhrfunktion geführt hätten. Damit waren die Anforderungen der Technischen Spezifikationen bezüglich des Restwärmesystems immer erfüllt.

Die Wiederholungsprüfungen wurden gemäss der Festlegung NE-14 durchgeführt. Zu beachten sind die festgestellten Korrosionsschäden an den Restwärmekühlern. Die geschädigten Bolzen wurden im Jahre 1993 ausgetauscht. Nachdem die letzte visuelle Innenprüfung 1996 stattgefunden hatte, konnte im Jahre 2001 aus Gründen erhöhter Ortsdosisleistung ersatzweise nur eine Druckprüfung durchgeführt werden. Die weitere Entwicklung wird von KKB im regulären Prüfintervall aufmerksam mit visuellen Innenprüfungen verfolgt. Die übrigen Prüfergebnisse zeigten keine Befunde, die für die Integrität der geprüften Komponenten von Bedeutung sind.

Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des Restwärmesystems durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen (Störungsbehebungen, Reparaturen und Ersatz) waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei der ungeplanten Instandhaltung – es handelte sich um einen Lagerdefekt der Pumpe – war die Verfügbarkeit des Restwärmesystems betroffen. Die erkannte Schwachstelle der Spaltröhropumpen wurde durch gezielte Verbesserung der Konstruktion behoben.

Die elektrischen Komponenten des Restwärmesystems werden im Rahmen des generellen Instandhaltung- und Alterungsüberwachungsprogramms für die Instrumentierung, die Motoren und die Ventiltriebe gewartet. Im Berichtszeitraum waren keine ungeplanten Instandhaltungsmassnahmen für das Restwärmesystem zu verzeichnen.

Die Überprüfung der Alterungsüberwachung der mechanischen Komponenten des Restwärmesystems wurde gemäss den Anforderungen der HSK durchgeführt und in einem Steckbrief dokumentiert. Als Alterungsmechanismen kommen Materialermüdung, Spannungsrisskorrosion, Verschleiss an aktiven Komponenten, Borsäurekorrosion an den Restwärmekühlern und Spaltkorrosion an einem mit einem Blindflansch verschlossenen Stutzen in Frage. Die spezifische Situation des "Backing-Rings" in dem Stutzen wird im Steckbrief diskutiert.

Die HSK hat die Ergebnisse der Abklärungen hinsichtlich der Gefährdung der Restwärmepumpen durch das Fehlen einer Mindestmengenleitung geprüft und der Schlussfolgerung von KKB zugestimmt. Die bereits bewährte Betriebsvorschrift zur Inbetriebnahmephase der Pumpen wurde jedoch mit entsprechenden Hinweisen ergänzt. Der Regelungsrechner mit den Reglern zum Restwärmesystem wurde im Prüffeld des Lieferanten geprüft. Das auslegungsgemässe Verhalten der Regelstrecken wurde nachgewiesen und durch die Inbetriebsetzungsprüfungen bestätigt.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen die Auslegung des Restwärmesystems verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen

und der Ergebnisse der Funktions- und Wiederholungsprüfungen sowie auch der Betriebsergebnisse erfüllt das System seine Sicherheitsfunktion zuverlässig.

6.7.4 Sekundärseitige Nachwärmeabfuhr

Sicherheitstechnische Aufgaben der Funktion

Nach Abschaltung des Reaktors muss die im Primär- und Sekundärkreislauf gespeicherte Wärme und die Nachzerfallswärme abgeführt werden, um die Anlage in den heiss-abgestellten Zustand zu überführen, sie dort zu halten oder sie anschliessend abzukühlen. Normalerweise wird die Nachwärme über die Dampferzeuger (DE) durch Umleitung des Frischdampfs direkt in die Turbinen-Kondensatoren sowie auch durch Abblasen von überschüssigem Dampf an die Atmosphäre abgeführt. Bei Nichtverfügbarkeit der Hauptwärmesenke und des Hauptspeisewassersystems sind folgende Sicherheitssysteme für die kontrollierte Abfuhr der Nachwärme über die DE vorhanden:

- das Hilfsspeisewassersystem (LSN)
- das Notspeisewassersystem (LSE)
- das Notstandspeisewassersystem (LNA)
- das Frischdampf-Abblasesystem (LDA)
- die Frischdampf-Isolationsarmaturen und die DE-Isolation (LDF)

6.7.4.1 Hilfsspeisewassersystem (LSN)

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Das Hilfsspeisewassersystem versorgt die DE nach Abschaltung des Reaktors bei Ausfall des Hauptspeisewassersystems mit Kühlwasser. Es bespeist die DE beim heiss-abgestellten Reaktor, beim Anfahren und beim Abfahren der Anlage bis das Restwärmesystem in Betrieb genommen werden kann. Das Hilfsspeisewassersystem ist zweisträngig aufgebaut und weist eine Förderkapazität von 2 x 100 % für die Nachwärmeabfuhr ohne gleichzeitiges Abkühlen auf. Jede Pumpe saugt heisses Wasser aus je einem der beiden Hauptspeisewasserbehälter und ist je einem DE zugeordnet. Durch die Hilfsspeisewasserregler wird das Niveau der beiden DE über die Hilfsspeisewasserventile konstant gehalten. Entsprechend seiner Sicherheitsfunktion ist das Hilfsspeisewassersystem der SK 2, EK I zugeordnet und 1E klassiert. Nach Störfällen wird es durch das Reaktorschutzsystem oder das Notstandschutzsystem (NSS) automatisch in Betrieb gesetzt.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat zur Beurteilung des Systems den Sicherheitsbericht, die Technischen Spezifikationen, Anlagenunterlagen, HSK-Richtlinien, die Festlegung NE-14 und entsprechende KKB-Vorkommnisberichte herangezogen.

Im Bewertungszeitraum wurden am Hilfsspeisewassersystem folgende sicherheitstechnisch wichtige Änderungen durchgeführt:

- 1994 wurden in beiden Blöcken Anschlussstutzen zur Notbespeisung der DE mit Löschwasser angebracht. Zudem wurde 1999 die Steuerung der Pumpen erweitert, um die Stellung des Vor-Ort Wahlschalters im Hauptkommandoraum anzuzeigen.

- 2001 (KKB 1) bzw. 2002 (KKB 2) erfolgte eine Änderung der Pumpensteuerung. Damit wird der versehentlich zu frühe Start der Hilfsspeisewasserpumpen ohne Hilfsschmierung verhindert.
- 1995 wurden druckfeste Gehäuse um die Hilfsspeisewasserpumpen erstellt.
- Die Regelungsrechner wurden im Block 2 im Rahmen des Projektes PRESSURE im Jahre 2001 (im Block 1 im Jahre 2000) neu eingebaut und ersetzen die bisherigen Regelkreise. Darin wurde die DE-Niveauregelung funktionsgleich zu den ursprünglichen Reglern implementiert.

In den Technischen Spezifikationen wurden nach der Inbetriebnahme des neu erstellten LSE-Systems (vgl. Kap. 6.7.4.2) die zulässigen Nichtverfügbarkeitszeiten des Hilfsspeisewassersystems verlängert.

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten und insbesondere die Einhaltung der Vorgaben gemäss Technischen Spezifikationen, die durchgeführten Wiederholungs- und Funktionsprüfungen und die Instandhaltung am Hilfsspeisewassersystem zusammengestellt und bewertet, sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben.

Die Wiederholungsprüfungen wurden als System- und Komponentenbegehungen durchgeführt. Sie ergaben keine relevanten Befunde.

Die Betriebsbereitschaft der Hilfsspeisewasserpumpen wurde gemäss den Technischen Spezifikationen monatlich geprüft. Ferner wird der automatische Anlauf der Hilfsspeisewasserpumpen alle 12 Monate bei der Prüfung des Reaktorschutzsystems geprüft. Alle vorgeschriebenen Prüfungen wurden bis auf eine Ausnahme ohne Befund durchgeführt. Beim Befund handelte es sich um das Nichterreichen der spezifizierten Fördermenge bei der monatlichen Prüfung infolge einer klemmenden Rückschlagarmatur in der Druckleitung.

Im Bereich des Hilfsspeisewasserstutzens wurden während des Leistungsbetriebes Temperaturmessungen mit dem Ziel durchgeführt, die thermische Schichtung genauer zu erfassen und deren Auswirkungen auf die Ermüdungsausnutzung zu bestimmen. Dabei zeigte es sich, dass die festgestellte Schichtung nur einen unwesentlichen Beitrag zur Ermüdungsausnutzung liefert.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung wurden die Steckbriefe erstellt. Als Alterungsmechanismen kommen Erosionskorrosion und Materialermüdung in Betracht. Diese sind unproblematisch oder werden in ihren Auswirkungen mit den bestehenden Überwachungs- und Instandhaltungsmassnahmen rechtzeitig erkannt. Ebenfalls im Rahmen der Alterungsüberwachung wurde die Anzahl der Temperatur-Transienten überprüft. Sie entsprechen in etwa der spezifizierten Anzahl.

Nach der Errichtung der druckfesten Gehäuse der Hilfsspeisewasserpumpen (Projekt RASA) wurde mit zwei Versuchsprogrammen der Nachweis erbracht, dass sich in Bezug auf die Fördermenge keine Änderungen ergeben haben.

KKB kommt zum Schluss, dass das Hilfsspeisewassersystem unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen und der Instandhaltungsmassnahmen alle sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllt. Im Betrieb traten keine Probleme auf, die nicht mit der ordentlichen Instandhaltung bewältigt werden konnten.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Hilfsspeisewassersystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKB, der Festlegung NE-14, sowie der Richtlinien HSK-R-15 und HSK-R-101.

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen am Hilfsspeisewassersystem wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Durch die Einrichtung der Feuerlöschwasserstutzen und Anpassung der Pumpensteuerung wurde eine zusätzliche Accident Management Massnahme zur Beherrschung der Szenarien "Ausfall der Wärmesenke" und "Ausfall der Speisewasserversorgung" ermöglicht.
- Mit der Signalisierung des Ablaufs der Wartezeit zur Vorschmierung der Hilfsspeisewasserpumpen vor dem Start wurde eine Schwachstelle (Vorkommnis 1996) in der Pumpensteuerung behoben.
- Durch die Errichtung der druckfesten Gehäuse um die Hilfsspeisewasserpumpen wird die benachbarte elektrische Eigenbedarfsanlage vor den Folgen eines Rohrleitungsbruchs geschützt. Diese Verbesserung berührt die Eigenschaften des Hilfsspeisewassersystems nicht.
- Die Umgestaltung der Rohrleitungsanschlüsse wurde durch die zusätzlich errichteten Speisewassersysteme erzwungen und diente nicht der Verbesserung des beurteilten Systems.
- In den neuen Regelungsrechnern wird der Messwert für das DE-Niveau redundant erfasst und es erfolgt eine automatische Auswahl des Messwertes. Ein defekter Messkanal wird abgeschaltet.

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand des Hilfsspeisewassersystems ab:

Die gemäss der Festlegung NE-14 durchgeführten Wiederholungsprüfungen ergaben keine Befunde. Belegt sind auch visuelle Innenkontrollen an Armaturen und Pumpen.

Die Ausrüstungen wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben einen Befund der gemäss der Richtlinie HSK-R-15 zu einem meldepflichtigem Vorkommnis führte. Die Ursache des Vorkommnisses war eine defekte Rückschlagarmatur. Diese wurde modifiziert und instand gesetzt. Alle anderen im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des Hilfsspeisewassersystems durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen (Störungsbehebungen, Reparaturen und Ersatz) waren vorbeugend geplant.

Die durchgeführten Temperaturmessungen an den Hilfsspeisewasserleitungen zeigten, dass die Erhöhung der Ermüdungsausnutzung infolge Schichtung weniger als 1% beträgt und somit unbedenklich ist.

Die Überprüfung der Alterungsüberwachung wurde gemäss den Anforderungen der HSK durchgeführt und für eine Auswahl der mechanischen Komponenten in einem Steckbrief dokumentiert. Als Alterungsmechanismen kommt neben dem normalen Verschleiss von aktiven Komponenten und Erosion/Korrosion nur die Materialermüdung in Frage, welche nach den Ergebnissen der Temperaturmessungen unerheblich ist. Die Alterungsüberwachung ist durch die Instandhaltung und Wiederholungsprüfprogramme gewährleistet.

Die Regelungsfunktion wurde im Prüffeld des Lieferanten im Open-Loop-Betrieb geprüft, um das korrekte Verhalten der Regelstrecke nachzuweisen. Bei den Inbetriebsetzungsprüfungen in der Anlage wurde das korrekte Verhalten bestätigt.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen die Auslegung des Hilfsspeisewassersystems verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmass-

nahmen und der Ergebnisse der Funktions- und Wiederholungsprüfungen sowie auch der Betriebsergebnisse erfüllt das System seine Sicherheitsfunktion.

6.7.4.2 Notspeisewassersystem (LSE)

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Das Notspeisewassersystem (LSE) übernimmt bei Ausfall des Haupt- und des Hilfsspeisewassersystems die Versorgung der DE, um das Reaktorkühlsystem auf eine für die Zuschaltung des Restwärmesystems geeignete Temperatur abzukühlen. Die Wärmeabgabe erfolgt durch Einspeisen von Deionat in die DE und durch kontrollierte Abgabe von Dampf über die Abblase- oder die Sicherheitsventile an die Umgebung. Das System besteht im Wesentlichen aus einem Notspeisewassertank, einer Notspeisewasserpumpe und je einem Rohrleitungsstrang mit einem Stellventil mit Motorantrieb pro DE. Entsprechend seiner Sicherheitsfunktion ist das Notspeisewassersystem gemäss der SK 2, EK I und 1E ausgelegt. Nach Störfällen wird es automatisch in Betrieb gesetzt. Das Notspeisewassersystem und dessen Leittechnik (Kap. 6.7.2.4) wurden im Rahmen des Projektes ERGES am Ende der Revisionsabstellungen 1999 im Block 2 bzw. 2000 im Block 1 in Erfüllung der Auflage A5 aus dem Gutachten von 1994 (Kap. 2.1.2) in Betrieb genommen.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat das Notspeisewassersystem auf der Grundlage des Sicherheitsberichts, der Technischen Spezifikationen, von Anlagenunterlagen, von HSK-Richtlinien, der Festlegung NE-14 und von entsprechenden KKB-Vorkommnisberichten beurteilt.

In den Technischen Spezifikationen wurden 1999 bzw. 2000 bei der Inbetriebnahme des neu erstellten LSE-Systems die begrenzenden Betriebsbedingungen und Prüfanforderungen für dieses System festgelegt.

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten und insbesondere die Einhaltung der Technischen Spezifikationen, die Instandhaltung, die durchgeführten Wiederholungs- und Funktionsprüfungen am Notspeisewassersystem zusammengestellt und bewertet sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben.

Die Wiederholungsprüfungen werden als System- und Komponentenbegehungen und als Sichtprüfungen von Behältern, Armaturen und Abstützungen durchgeführt. Das System ist erst seit 1999 in Betrieb. Deshalb wurden erst wenige Prüfungen durchgeführt. Es ergaben sich keine Befunde.

Die Betriebsbereitschaft der Notspeisewasserpumpen (Mindestmenge) wurde gemäss den Technischen Spezifikationen monatlich geprüft. Zudem wird alle 24 Monate ein Einspeisetest mit der Notspeisewasserpumpe durchgeführt. Ferner wird der automatische Anlauf der Notspeisewasserpumpen alle 24 Monate bei der Prüfung des Notstand-Schutzsystems geprüft. Alle vorgeschriebenen Prüfungen wurden bis auf zwei Ausnahmen ohne Befund durchgeführt. Bei den Befunden handelte es sich um das Feststellen eines falsch dimensionierten Elektronikteils in der Pumpensteuerung (KKB 2), das bei der monatlichen Prüfung zum Versagen der Pumpe führte, und um die Feststellung einer Schwergängigkeit des Pumpen-Innenteils (KKB 1). Zu den vorerwähnten Vorkommnissen wurden durch KKB Massnahmen ergriffen, um den Vorgaben der Technischen Spezifikationen zu den begrenzenden Betriebsbedingungen (LCO) zu entsprechen.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung wurden die Steckbriefe noch nicht erstellt, die vorhandene betriebliche Überwachung wird als ausreichend beurteilt.

Die Wasserqualität des Deionatvorrats wird einmal jährlich geprüft. Es zeigten sich keine Befunde. KKB kommt zum Schluss, dass das Notspeisewassersystem unter Berücksichtigung der ordentlichen Instandhaltung alle sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllt.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Notspeisewassersystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKB, der Festlegung NE-14 sowie der Richtlinie HSK-R-15. Die Beurteilung der Leittechnik erfolgt im Rahmen der Sicherheitsleittechnik (Kap. 6.7.2).

Mit der Errichtung und Inbetriebnahme des Notspeisewassersystems wurde die Auflage 5 aus dem HSK-Gutachten von 1994 erfüllt. Diese Auflage forderte eine Verbesserung des Hilfsspeisewassersystems in der Weise, dass ausser der Nachwärmeabfuhr auch gleichzeitig eine Abkühlung der Anlage unter Berücksichtigung des Einzelfehlers ermöglicht wird. An Stelle einer Ertüchtigung des bestehenden Hilfsspeisewassersystems wurde das Notspeisewassersystem im Rahmen des Projektes ERGES im Jahre 1999 neu errichtet.

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand des Notspeisewassersystems ab:

Die Ausrüstungen wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben zwei Befunde, die gemäss Richtlinie HSK-R-15 zu meldepflichtigen Vorkommnissen führten. Die Ursachen für beide Befunde konnten auf die Auslegung zurückgeführt und eliminiert werden.

Die gemäss Festlegung NE-14 durchgeführten Wiederholungsprüfungen ergaben keine Befunde.

Die Erstellung des Steckbriefs für das Alterungsüberwachungsprogramm ist geplant. Aufgrund der erst kurzen Betriebsdauer des Systems ist die betriebliche Überwachung, Prüfung und Instandhaltung zurzeit zur Zustandsbewertung ausreichend.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den durchgeführten korrigierenden Instandhaltungsmassnahmen und aufgrund der Ergebnisse der Funktions- und Wiederholungsprüfungen sowie auch der Betriebsergebnisse das Notspeisewassersystem zusammen mit seiner Leittechnik seine Sicherheitsfunktion erfüllt.

6.7.4.3 Notstand-Speisewassersystem (LNA)

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Das Notstand-Speisewassersystem ist Teil des Notstandsystems und muss nach einer Einwirkung von aussen während mindestens 10 Stunden nach Störfalleintritt automatisch allein die Nachwärmeabfuhr sicherstellen, wenn das Haupt- und das Hilfsspeisewassersystem ausgefallen sind. Die Wärmeabgabe erfolgt durch Einspeisen von Deionat in die DE und durch kontrollierte Abgabe von Dampf über die Abblase- oder die Sicherheitsventile an die Umgebung. Das System besteht im Wesentlichen aus einem Notstand-Speisewassertank, einer Nachspeisung durch das Notstand-Brunnenwassersystem (LNB), einer Notstand-Speisewasserpumpe und einem Rohrleitungsstrang, der sich im Notstandgebäude in zwei Einspeiseleitungen mit je einem Speisewasserventil mit Motorantrieb pro DE aufteilt. Entsprechend seiner Sicherheitsfunktion ist das Notstand-Speisewassersystem gemäss der SK 2, EK I und 1E ausgelegt. Das Notstand-Speisewassersystem wurde zusammen mit den ent-

sprechenden Funktionen des Notstandsschutzsystems (Kap. 6.7.2.2) am Ende der Revisionsabstellungen 1993 im Block 2 bzw. 1992 im Block 1 in Betrieb genommen.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat zur Beurteilung des Notstand-Speisewassersystems den Sicherheitsbericht, die Technischen Spezifikationen, Anlagenunterlagen, die HSK-Richtlinien und entsprechende KKB-Vorkommnisberichte herangezogen.

Im Bewertungszeitraum wurden am Notstand-Speisewassersystem keine sicherheitstechnisch wichtigen Änderungen durchgeführt.

In den Technischen Spezifikationen wurden 1992 (KKB 1) bzw. 1993 (KKB 2) bei der Inbetriebnahme des neu erstellten LNA-Systems die begrenzenden Betriebsbedingungen und Prüfanforderungen für dieses System festgelegt.

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten und insbesondere die Einhaltung der Technischen Spezifikationen, die durchgeführten Wiederholungs- und Funktionsprüfungen und die Instandhaltung am Notstand-Speisewassersystem zusammengestellt und bewertet sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben.

Die Wiederholungsprüfungen werden als System- und Komponentenbegehung und als Sichtprüfung des Notstand-Speisewassertanks und von Armaturen durchgeführt. Es gab keine relevanten Befunde.

Die Betriebsbereitschaft der Notstand-Speisewasserpumpen (Mindestmenge) wird gemäss den Technischen Spezifikationen monatlich geprüft. Zudem wird alle 24 Monate ein Systemtest durchgeführt. Alle vorgeschriebenen Prüfungen wurden ohne Befund durchgeführt.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung wurden die Steckbriefe noch nicht erstellt, die vorhandene betriebliche Überwachung wird als ausreichend beurteilt.

Die Wasserqualität des Deionatvorrats wird mindestens einmal jährlich geprüft. Dabei zeigten sich keine Befunde.

KKB kommt zum Schluss, dass das Notstand-Speisewassersystem unter Berücksichtigung der ordentlichen Instandhaltung alle sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllt.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Notstand-Speisewassersystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKB, der Festlegung NE-14 sowie der Richtlinie HSK-R-15.

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand des Notstand-Speisewassersystems ab:

Die Ausrüstungen wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben keine Befunde die gemäss Richtlinie HSK-R-15 zu meldepflichtigen Vorkommnissen führten.

Die seit der Erstellung des Wiederholungsprüfprogramms durchgeführten Prüfungen ergaben keine Befunde.

Die Erstellung eines Steckbriefs für das Alterungsüberwachungsprogramm ist geplant und sinnvoll, da wegen der regelmässigen Zumischung von Notstand-Brunnenwasser zum Deionat ein korrosives

Medium in Kontakt mit mechanischen Komponenten des Systems kommen kann. Wegen der erst kurzen Betriebsdauer des Systems kann die vorhandene Zustandsüberwachung zurzeit als ausreichend bewertet werden.

Die HSK kommt zum Schluss, dass aufgrund der Ergebnisse der Funktions- und Wiederholungsprüfungen sowie auch der Betriebsergebnisse das System seine Sicherheitsfunktion erfüllt.

6.7.4.4 Frischdampf-Isolation, -Druckentlastung, -Sicherheitsventile

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Die Frischdampfisolierung verhindert, dass bei Bruch einer FD-Leitung beide DE ausdampfen können, und begrenzt damit bei einer Dampffreisetzung den Druckaufbau im Containment. Durch die Begrenzung des Dampfaustritts wird auch die Unterkühlung des Primärkreislaufs gemildert. Beide FD-Leitungen sind mit je einem FD-Isolationsventil ausgerüstet. Die FD-Isolationsventile sind eigenmediumbetätigt und werden sowohl vom Reaktorschutz- und Regelsystem als auch vom Notstandschutzsystem (Kap. 6.7.2) über redundante Magnetvorsteuerventile gesteuert. Die FD-Isolationsventile sind der SK 2 und EK I zugeordnet und steuerungsmässig 1E-klassiert.

Bei einer Reaktorschnellabschaltung und einem Turbinenschnellschluss muss die Nachwärme und die gespeicherte Wärme nach aussen abgeführt werden, ebenso bei einem Lastabwurf solange, bis durch die Leistungsregelung das Gleichgewicht zwischen Leistungsproduktion im Kern und Leistungsabgabe an Turbine und Kondensator wieder hergestellt ist. Dazu wird der in den DE erzeugte Dampf in die Kondensatoren über je ein Turbinen-Bypassventil eingeleitet sowie auch über die FD-Ausblasestation ins Freie abgeblasen. Dies erfolgt mittels Ansteuerung der Turbinenbypassventile und der fünf Abblaseventile durch die entsprechenden Regelungsfunktionen im RSS und dem NSS. Je nach Betriebszustand wird dabei entweder die mittlere Kühlmitteltemperatur (Temperaturregelung) oder der FD-Druck (Druckregelung) geregelt. Die Regelungen erfolgen aus den Regelungsrechnern des RSS (Kap. 6.7.2.1), ausser der Druckregelung für die Abblaseventile 4 und 5, die aus dem NSS gesteuert wird.

Die Bypass- und Abblaseventile werden mit Federkraft geschlossen gehalten und werden zum Öffnen von hydraulischen Servomotoren angetrieben. Die Sicherheitsventile zur Druckabsicherung der isolierten DE sind federbelastet. Der vor den FD-Isolationsventilen installierte Teil des FD-Abblasesystems (Abblaseventile 4 und 5) und die Sicherheitsventile sind der SK 2, EK I zugeordnet. Die Schliessfunktion der FD-Isolationsventile ist 1E klassiert. Das Ölversorgungssystem für die der FD-Abblaseregulierung ist der SK 3 zugeordnet. Die übrigen Abblase- und Bypassventile sind nicht klassiert.

Nachfolgend werden die vorerwähnten Ausrüstungen und Systeme mit Ausnahme der Turbinen-Bypassventile bewertet. Die Bypassventile werden im Kap. 6.10.4. "Frischdampfsystem, Turbinenbypass" behandelt.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat zur Beurteilung des Frischdampfsystems den Sicherheitsbericht, die Technischen Spezifikationen, Anlagenunterlagen, HSK-Richtlinien, die Festlegung NE-14 und entsprechende KKB-Vorkommisberichte und Westinghouse-Ermüdungsanalysen herangezogen.

Im Bewertungszeitraum wurden an den Ausrüstungen folgende sicherheitstechnisch wichtige Änderungen durchgeführt:

- 1992 bzw. 1993 wurde die Druckregelung der FD-Abblaseventile 4 und 5 in das NSS integriert. 1997 wurde dazu eine Änderung zur Verbesserung des Regelverhaltens durchgeführt.
- 1994 (Block 1) bzw. 1995 (Block 2) wurden die Magnetventile der Vorsteuerung der FD-Isolationsventile aufgrund eines Versagens bei einer Prüfung (1992) umgebaut.
- 1999 wurden die Isolierschieber zu den FD-Abblaseventilen 4 und 5 so ertüchtigt, dass sie auch beim vollen Nenndruck der Dampferzeuger geöffnet werden können.
- Das RSS wurde im Block 2 im Jahre 2001 (im Block 1 im Jahre 2000) ersetzt. Dabei ersetzen die Regelungsrechner des RSS die bisherigen Regelkreise. Die Frischdampfregelung wurde dabei funktionsgleich übernommen.

In den Technischen Spezifikationen wurde 1993 die Betriebsbereitschaft der FD-Isolationsventile auf den ganzen Anlagenzustand "heiss-abgestellt" (AZ 4) erweitert und die zulässige Nichtverfügbarkeit der fünf Abblaseventile von 24 Stunden auf sieben Tage verlängert. Zusätzlich wurde alle drei Monate eine Funktionsprüfung ("Gängigkeitstest") der Abblaseventile spezifiziert.

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten und insbesondere die Einhaltung der Technischen Spezifikationen und die durchgeführten Wiederholungs- und Funktionsprüfungen am Frischdampfsystem zusammengestellt und bewertet sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben. Ausserdem hat KKB die Instandhaltung des Frischdampfsystems in den Fachbereichen Maschinenteknik und Elektrotechnik dargelegt und bewertet.

Die Wiederholungsprüfungen wurden in Form von Funktionsprüfungen der Sicherheitsventile und visuellen Innenkontrollen von Ventilen bei Revisionen und bei Demontagen aus betrieblichen Gründen durchgeführt. Es ergaben sich keine relevanten Befunde.

Die Betriebsbereitschaft der Abblaseventile und der FD-Isolationsventile wird gemäss den Technischen Spezifikationen alle 3 Monate und zudem auch alle 12 bzw. 24 Monate (Prüfung der Schliesszeit der FD-Isolationsventile) geprüft. Alle vorgeschriebenen Prüfungen wurden mit einer Ausnahme ohne Befund durchgeführt. 1992 wurde bei einer Prüfung der FD-Isolationsventile festgestellt, dass die Armatur B auf die manuelle Auslösung des Teilhubes nicht reagierte. Nach einer Wiederholung der Störung wurden die Vorsteuerventile umgebaut.

Die FD-Isolationsventile werden regelmässig durch den Hersteller revidiert. Das Revisionsintervall wurde aufgrund der guten Ergebnisse sukzessive von 6 auf 12 Jahre erhöht.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung wurden die Steckbriefe des FD- und des Abblasesystems erstellt. Die vorhandene betriebliche Überwachung wird als ausreichend beurteilt.

1996 wurde auf Verlangen der HSK ein Versuch zur Untersuchung der Auswirkungen eines Ausfalls der Steuerluftsysteme QIA und QNA auf die Frischdampfstation durchgeführt (vgl. Kap. 6.9.5). Es war nachzuweisen, dass der Ausfall dieser Steuerluftsysteme die Sicherheitsfunktion der Frischdampfstation nicht beeinträchtigt. Die Versuchsergebnisse zeigten, dass keine weiteren Massnahmen zu treffen sind.

KKB kommt zum Schluss, dass die hier behandelten Armaturen im FD-System und die zugehörige Leittechnik im RSS und im NSS unter Berücksichtigung der ordentlichen Instandhaltung alle sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllen.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung der Frischdampf-Isolation, -Druckentlastung und -Sicherheitsventile erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKB, der Festlegung NE-14 sowie der Richtlinie HSK-R-15.

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen an bewerteten Armaturen des FD-Systems wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Durch die Einbindung der Druckregelung mit den FD-Abblaseventilen 4 und 5 in das NSS wurde die Zuverlässigkeit der Abblasefunktion erhöht. Die übrigen Funktionen der FD-Abblaseregulierung, die in den Regelungsrechnern des RSS neu implementiert wurden, sind bezüglich Zuverlässigkeit mindestens gleichwertig wie die ursprünglichen Regler und deren Bedienfreundlichkeit aus dem HKR wurde verbessert.
- Der Umbau der Magnetventile der Vorsteuerung der FD-Isolationsventile (aufgrund eines Versagens bei Prüfung 1992) führte zu einer Verbesserung ihrer Konstruktion und zur Erhöhung der Zuverlässigkeit.
- Die Ertüchtigung der Antriebe der Isolierschieber zu den FD-Abblaseventilen (Ersatz der Spindel und Spindelmutter) stellt sicher, dass die Isolierschieber auch nach einer erfolgten FD-Isolation bei Nenndruck der Dampferzeuger wieder geöffnet werden können. Damit konnte die Verfügbarkeit der FD-Abblasung deutlich verbessert werden.

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand der Armaturen des FD-Systems ab:

Die Ausrüstungen wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben keine Befunde, die gemäss Richtlinie HSK-R-15 zu meldepflichtigen Vorkommnissen führten. Die Wiederholungsprüfungen gemäss der Festlegung NE-14 ergaben keine wesentlichen Befunde.

Die leittechnischen Funktionen der FD-Abblaseregulierung wurden im Prüffeld des Lieferanten im Open-Loop-Betrieb geprüft, um das korrekte Verhalten der Regelstrecke nachzuweisen. Bei den Inbetriebsetzungsprüfungen konnte dies bestätigt werden.

Die HSK kommt zum Schluss, dass aufgrund der Ergebnisse der Funktionsprüfungen sowie auch der Betriebsergebnisse das System seine Sicherheitsfunktion auslegungsgemäss erfüllt.

Die Rohrleitungen des FD-Systems und die Alterungsüberwachung werden im Kap. 6.10.4 behandelt.

6.7.5 Kernnotkühlung

Sicherheitstechnische Aufgaben der Funktion

Nach einem Kühlmittelverluststörfall müssen die Brennelemente ausreichend gekühlt und deren Nachwärme über lange Zeit abgeführt werden. Im Weiteren muss bei grossen Unterkühlungstransienten, z.B. als Folge eines FD-Leitungsbruchs, zur Sicherstellung der Unterkritikalität die Volumenkontraktion des Reaktorkühlmittels durch Nachspeisen von Borwasser kompensiert werden.

Dazu sind folgende Systeme und Ausrüstungen vorhanden sowie folgende Betriebsarten vorgesehen:

- die Hochdruckeinspeisung
- die Druckspeicher
- der Borwasser-Vorratstank (BOTA)
- die Sumpfwasserrezirkulation

Sicherheitstechnische Aufgaben der Hochdruckeinspeisung

Das Hochdruck-Sicherheitseinspeisesystem (HD-SE) sorgt zusammen mit den Druckspeichern und dem BOTA für das Fluten des Kerns nach einem Kühlmittelverlust. Zudem dient es zur Ergänzung des Reaktorkühlmittelinventars bei kleinen Lecks und Unterkühlungstransienten. Die SE-Pumpen saugen boriiertes Wasser aus dem BOTA an. Das HD-SE-System ist mehrsträngig und aus zwei unabhängigen Teilsystemen aufgebaut. Das erste Teilsystem umfasst zwei parallel geschaltete HD-Pumpen im Nebengebäude. Das zweite, einsträngige Teilsystem ist gegen Ereignisse von aussen (EVA) ausgelegt und geschützt im Notstand-Gebäude angeordnet. Entsprechend seiner Sicherheitsfunktion ist das gesamte HD-SE-System der SK 1 und SK 2 und der EK I zugeordnet. Die elektrischen Verbraucher sind 1E-klassiert. Im Anforderungsfall werden die SE-Pumpen automatisch gestartet.

Sicherheitstechnische Aufgaben der Druckspeicher

Bei einem Hauptkühlmitteleitungsbruch entleert sich der RDB in kurzer Zeit. Nach der Druckentlastungsphase ist eine schnelle Wiederauffüllung des RDB erforderlich, um die Brennstab-Hüllrohrtemperatur unterhalb des maximal zulässigen Wertes zu halten. Dazu sind pro Block zwei Druckspeicher vorhanden, die Borwasser enthalten und unter 52 bar Treibdruck stehen. Jeder Druckspeicher ist an einer kalten Reaktorkühlmitteleitung über zwei in Serie geschaltete Rückschlagventile angeschlossen. Die Einspeisung erfolgt selbsttätig bei Abfall des Primärdrucks. Die Druckspeicher sind aus Kohlenstoffstahl mit rostfreier Innenplattierung hergestellt. Sie sind der SK 2 und EK I zugeordnet.

Sicherheitstechnische Aufgaben des Borwasservorratstanks (BOTA)

Der BOTA dient als Borwasservorrat für die Sicherheits-einspeisung, die Containmentsprühung und die Notborierung sowie für die Sperrwasserversorgung der Reaktor-Hauptpumpe im Notstandfall. Zudem wird das Borwasser zum Füllen der Reaktorgrube für den Brennelementwechsel benutzt (betriebliche Aufgabe). Der stehende, zylindrische, aus geschweissten rostfreien Stahlblechen gefertigte Tank hat zwei separate Anschlussleitungen auf verschiedenen Einbauhöhen zur Sicherstellung der Notstandreserve. Der Tank ist der SK 2 und EK I zugeordnet. Die Tanks für beide Blöcke sind getrennt durch eine Innenwand im gleichen Gebäude aufgestellt.

Sicherheitstechnische Aufgaben der Sumpfwasserrezirkulation

Das bei Kühlmittelverlust aus der Bruchstelle ins Containment ausströmende Reaktorkühlmittel und Notkühlwasser sammelt sich im unteren Bereich des Primärcontainments. Nach Erschöpfung des Borwasservorrats wird auf interne oder externe Rezirkulation umgeschaltet und das Sumpfwasser zur Kernflutung und -kühlung wieder verwendet. Die Sumpfrezirkulation ist ebenfalls erforderlich für die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor bei Verwendung der Not-Kaltfahrlleitung und bei der "Bleed-and-Feed"-Fahrweise.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat zur Beurteilung der Sicherheitseinspeisesysteme den Sicherheitsbericht, die Technischen Spezifikationen, Anlagenunterlagen, IBS-Protokolle, HSK-Richtlinien und entsprechende KKB-Vorkommnisberichte herangezogen.

Die Hochdruckeinspeisung (sowie auch die Druckspeicher und die Sumpfwasserrezirkulation) in der gegenwärtig vorliegenden Konfiguration wurde 1992 (Block 2) bzw. 1993 (Block 1) eingebaut. Dies hatte wesentliche Änderungen innerhalb des Sicherheitseinspeisesystems zur Folge, darunter:

- Die Sicherheitsfunktionen zur Hochdruckeinspeisung wurden mit den entsprechenden Notstandsfunktionen ergänzt. Diese sind im Notstandschutzsystem (NSS, Kap. 6.7.2.2) implementiert
- Nach der Inbetriebnahme der NS-SE-Pumpe JSI 001-D im Notstandgebäude wurde die Pumpe JSI 001-A im Nebengebäude aus der Systemkonfiguration als nicht sofort betriebsbereite Reservepumpe herausgenommen
- Die im Notstandgebäude errichteten Druckspeicher übernehmen die Funktion "Niederdruck-Sicherheitseinspeisung" (vorher von Containment-Sprühumpen erfüllt). Die zugehörige Leittechnik zum Bedienen und Überwachen ist in der Leittechnik des NSS implementiert
- Die Rezirkulationssumpf-Niveaumessung wurde saniert.

Im Bewertungszeitraum wurden an den Ausrüstungen der Kernnotkühlung folgende sicherheitstechnisch wichtige Änderungen durchgeführt:

- 1992 wurde zur Trennung des JCS-Systems vom KWD-System ein Flanschpaar mit Steckscheibe in die BOTA-Entleerungsleitung eingebaut
- 1994 wurde aufgrund eines Vorkommnisses während des Revisionsstillstandes 93 ein Harzfänger im BOTA-Reinigungskreislauf eingebaut
- 1995 (Block 1) bzw. 1996 (Block 2) wurde die Testleitung der SE-Pumpen im Nebengebäude durch eine grössere ersetzt und eine Mehrstufenblende zur Eliminierung von Vibrationen eingebaut
- 1995 (Block 1) bzw. 1996 (Block 2) wurde in die Testleitung der SE-Pumpe im Notstandgebäude eine Handabsperrramatur als Massnahme gegen Isolationsversagen der Absperrramaturen eingebaut
- 1997 (Block 1) bzw. 1998 (Block 2) wurde der Rezirkulationssumpf saniert, indem alle rostenden Teile eliminiert wurden
- 2000 wurde eine Druckanzeige an der NS-Rezirkulationsleitung zur Kontrolle der Wasserfüllung bei Test eingebaut
- 2000 (Block 1) und 2001 (Block 2) wurden die Sicherheitsfunktionen der Hochdruckeinspeisung, die zum ursprünglichen Safeguard-System gehörten, funktionsgleich in das neue Reaktorschutzsystem (Kap. 6.7.2.1) implementiert
- 2001 wurden Rückmeldungen der Schalterstellungen aller sicherheitsrelevanter MOVs eingebaut
- 2002 wurden die Rohrhalterungen des JSI-Systems im Nebengebäude seismisch ertüchtigt.

Im Jahre 1992 wurde im Bereich der Sicherheitsklasse 2 der Stutzen der nicht mehr benötigten Niederdruck-Sicherheitseinspeiseleitung mit einer Kappe verschlossen. Die Schweissverbindung zwischen Stutzen und Kappe wurde mit einem Backing-Ring (Schweissbadsicherung) hergestellt, und

der Backing-Ring wurde belassen. Eine detaillierte Beschreibung des Sachverhalts erfolgt im Kap. 6.5.4.

In den Technischen Spezifikationen wurde nach der Realisierung der Notstandssysteme eine umfangreiche Aktualisierung vorgenommen.

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten und insbesondere die Einhaltung der Technischen Spezifikationen und die durchgeführten Wiederholungs- und Funktionsprüfungen an den Ausrüstungen zur Kernnotkühlung zusammengestellt und bewertet sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben. Ausserdem hat KKB die Instandhaltung der Systeme in den Fachbereichen Maschinentechnik und Elektrotechnik dargelegt und bewertet.

Die Wiederholungsprüfungen wurden als System- und Komponentenbegehungen, Sichtprüfungen von Behältern, Wärmetauschern, Armaturen, Pumpen, Unterstützungen und Stossbremsen, Funktionsprüfungen von Sicherheitsventilen sowie an Rohrleitungsschweissnähten der Sicherheitsklasse 1 als zerstörungsfreie Volumen- und Oberflächenprüfungen durchgeführt. Sie ergaben keine relevanten Befunde. In dem Sonderprüfprogramm für Schweissnähte aus austenitischem Stahl, das unter 0 beschrieben ist, wurde eine Stichprobe von drei Schweissnähten im Bereich mit stagnierendem Hauptkühlmittel mit einem Durchstrahlungsverfahren geprüft. Die Prüfung ergab keine relevanten Anzeigen.

Der NS-Rezirkulationskühler, der aus Titanblechen aufgebaut ist, wird periodisch einem Dichtheits-test unterzogen. Die Gummidichtungen zwischen den einzelnen Blechplatten des Kühlers werden periodisch ersetzt.

Die Betriebsbereitschaft der SE-Pumpen (Mindestmenge), der Rezirkulationspumpen und der sicherheitsrelevanten motorangetriebenen Armaturen werden gemäss den Technischen Spezifikationen monatlich geprüft. Ferner werden alle 6 Monate die SE-Pumpen mit Nenndurchfluss geprüft. Alle 24 Monate werden bei der Reaktorschutzprüfung die entsprechenden Tests (Ansteuerung bei Kurzabstellung bzw. Integraltest bei Revision) durchgeführt. Die Rückschlagarmaturen in den Einspeiseleitungen werden alle 12 Monate, diejenigen in den Druckspeicher-Leitungen alle 6 Jahre geprüft. Einmal monatlich findet ein Rundgang im Primärcontainment statt. Darüber hinaus werden anhand von Checklisten (Kommandoraum) die zu überprüfenden Parameter festgehalten. Die Borkonzentration wird sowohl in den BOTA als auch in den Druckspeichern geprüft. Alle vorgeschriebenen Prüfungen wurden im Berichtszeitraum ohne Befund durchgeführt.

Bei neun Vorkommnissen in beiden Blöcken wurden begrenzende Betriebsbedingungen erreicht, und Massnahmen wurden gemäss den Technischen Spezifikationen ergriffen. Bei den Vorkommnissen handelte es sich um:

- Versagen der elektrisch angetriebenen Armatur MOV 884-A bei einem Funktionstest wegen einer defekten Sicherung (1994)
- Startversagen der NS-Rezirkulationspumpe JSI 003 wegen eines defekten Schalters (1996)
- Startversagen des Rezirkulationpumpensatzes JSI 002 B/D bei einer monatlichen Prüfung infolge Drahtbruchs (1997, KKB 1)
- Befund eines geschlossenen Handschiebers im Einspeisestrang der NS-SE-Pumpe JSI 001-D bei einer monatlichen Funktionsprüfung (1997)
- Nichteinhalten des Füllstands im BOTA (1998)

- Versagen der elektrisch angetriebenen Armatur MOV 884-B bei einem Funktionstest wegen eines losen Drahtes in einer Klemmverbindung (1999, KKB 1)
- Startversagen der NS-SE-Pumpe JSI 001-D bei einer monatlichen Funktionsprüfung (1999, KKB 1)
- Beschädigung des elektrischen Einspeisekabels des Rezirkulationsstranges JSI 002-B/D vor einem Probelauf (2000, KKB 1)
- Startversagen der SE-Pumpe JSI 001-C wegen eines verschmutzten Kontakts im Steuerkreis (2001, KKB 1)

Beim BOTA und den Druckspeichern waren (ausser Reinigung) keine Instandhaltungsarbeiten nötig. Die SE-Einspeisepumpen werden in einem Zyklus von 14 Jahren revidiert. Im Berichtszeitraum musste einmal eine Pumpe (20 JSI 001-C) vorzeitig ausgetauscht werden. Die SE-Rezirkulationspumpen werden in einem Zyklus von 10 Jahren revidiert.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung wurden die Steckbriefe erstellt. Da alle medienberührten Oberflächen aus rostfreiem Stahl gefertigt sind, ist keine Korrosion aufgetreten. Die Ausrüstungen der Sicherheitsklasse 2 sind nur bei Probelaufen und Prüfungen im Betrieb. Die Alterungsmechanismen sind nach Einschätzung des Betreibers unproblematisch oder werden mit der bestehenden Überwachung und Instandhaltung rechtzeitig festgestellt.

Vor der Inbetriebsetzung der Notstandssysteme in den Jahren 1992/1993 wurden umfangreiche Einspeiseversuche durchgeführt.

Auf Verlangen der HSK wurde 1993 bzw. 1992 ein Versuch zum Nachweis der Durchführbarkeit der Hochdruckrezirkulation mit Serieschaltung von SE-Rezirkulationspumpen und SE-Pumpen durchgeführt. Der Versuch bestätigte die Machbarkeit.

KKB kommt zum Schluss, dass die Sicherheits-Einspeisesysteme, unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen und der ordentlichen Instandhaltung, alle sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllen. Die Systeme wurden noch nie angefordert. Die periodischen Prüfungen haben einige Fehler aufgezeigt, die alle behoben wurden.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung der Systeme zur Kernnotkühlung erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKB sowie der Richtlinie HSK-R-15 und der Festlegung NE-14.

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen an den Kernnotkühlssystemen wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Durch die Trennung des JCS-Systems vom KWD-System bei der BOTA-Entleerungsleitung (Einbau eines Flanschpaares mit Steckscheibe) wurde eine beim Vorkommnis im Jahr 1991 "Verlust vom BOTA-Wasser" aufgedeckte Schwachstelle beseitigt
- Der Harzfänger im BOTA-Reinigungskreislauf verhindert eine Wiederholung von Herausspülen der Ionenaustauscher-Harze in das Containment-Sprühsystem (Vorkommnis während des BW 1993)
- Der Ersatz der Testleitung der SE-Pumpen im Nebengebäude (durch eine grössere) und der Einbau einer Mehrstufenblende brachten eine Eliminierung der Vibrationen, die teilweise zu Schäden an den Armaturen in der Testleitung führten

- Die Handabsperrarmatur in der Testleitung der NS-SE-Pumpe wurde als Massnahme gegen ein postuliertes Isolationsversagen der Absperrarmaturen eingebaut. Damit wurde die Pendenz P15 (Kap. 2.1.2) geschlossen
- Mit der Sanierung des Rezirkulationssumpfs wurden alle korrosionsanfälligen Teile ersetzt, eliminiert oder beschichtet
- Die Druckanzeige an der NS-Rezirkulationsleitung zur Kontrolle der Wasserfüllung bei Tests ermöglicht es, die motorangetriebene Armatur MOV 952 vor der Prüfung mit Wasser zu füllen und trockenes Fahren zu vermeiden. Dies erhält die Armatur länger dicht
- 2001 wurden Rückmeldungen der Schalterstellungen aller sicherheitsrelevanten MOVs eingebaut. Damit wurde ein adäquater Informationsstand des Operateurs erreicht
- Die Beurteilung und die daraus abgeleitete Massnahme des belassenen Backing-Rings an der Verschlusskappennaht des blindgesetzten Stutzens an der Sammelleitung der Sicherheitseinspeisung erfolgt im Kapitel 6.5.4

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand der Kernnotkühlung ab:

Die Systeme zur Kernnotkühlung wurden noch nie angefordert. Die Ausrüstungen wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben mehrere Befunde, die aufgrund der Sicherheitsrelevanz der Systeme gemäss Richtlinie HSK-R-15 zu meldepflichtigen Vorkommnissen führten. Diese Vorkommnisse wurden von der HSK als Befunde von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung eingestuft.

Die gemäss der Festlegung NE-14 durchgeführten Wiederholungsprüfungen ergaben keine Befunde, die für die Integrität der Komponenten des Systems von Bedeutung sind. Insbesondere ergaben sich im Rahmen des Sonderprüfprogramms keine Hinweise auf Spannungsrisskorrosion in Rohrleitungen aus austenitischem Stahl. An der oben erwähnten Verschlusskappennaht mit Backing-Ring werden keine zerstörungsfreien Prüfungen durchgeführt, obwohl die Naht wegen der Neigung für Spaltkorrosion gemäss Festlegung NE-14 der Prüfkategorie 2.2 zuzuteilen und auf den potentiellen Schadensmechanismus zu prüfen wäre (siehe *PSÜ-P 6/5.5.1-3*).

Instandsetzungsmassnahmen (Störungsbehebungen, Reparaturen und Ersatz) waren mit Ausnahme der vorerwähnten Befunde, nicht notwendig.

Die Überprüfung der Alterungsüberwachung der mechanischen Komponenten des Kernnotkühlsystems wurde gemäss den Anforderungen der HSK durchgeführt. Im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms wurde eine Auswahl der zahlreichen mechanischen Komponenten des Systems überprüft und die Ergebnisse in Steckbriefen dokumentiert. Die HSK hat die Auswahl der mechanischen Komponenten noch nicht abschliessend beurteilt. Als Alterungsmechanismen kommen Materialermüdung, rissbildende Korrosionsarten, Verschleiss an aktiven Komponenten und Spaltkorrosion an einem blindgesetzten Stutzen mit Backing-Ring in Frage. Die HSK stellt fest, dass die derzeit praktizierte Alterungsüberwachung (Systembegehung) für diesen Stutzen im Steckbrief weder begründet noch beurteilt wurde. Sie ist aus Sicht der HSK nicht geeignet zum gezielten Auffinden von Spaltkorrosion.

KKB wird bis zum Ende 2005 den Steckbrief des Sicherheitseinspeise-, Rezirkulations- und Druckspeichersystems revidieren, nachdem alle Massnahmen durchgeführt wurden, welche die Backing-Ringe betreffen.

Die HSK hat die Versuche zur Abklärung der Durchführbarkeit der Hochdruckrezirkulation mit Serie-schaltung von SE-Rezirkulationspumpen und SE-Pumpen verfolgt, geprüft und akzeptiert.

Die HSK hat im HSK-Gutachten von 1994 KKB aufgefordert, die manuelle Umschaltung der Kernkühlung auf die interne Rezirkulation zu überprüfen und die Vorteile einer Automatisierung oder Teilautomatisierung der Umschaltung zu bewerten. Die von KKB durchgeführten Analysen zeigten, dass keine automatische Umschaltung erforderlich ist. Die Pendezenz P14 (siehe Kap. 2.1.2) wurde daraufhin 1997 geschlossen.

Das vergrösserte Mehrfachgitter des Rezirkulationssumpfs wurde bereits vor dem Berichtszeitraum und vor dem Ereignis in Barsebäck im KKB installiert. Die im Nachgang zum Ereignis in Barsebäck durchgeführten Überprüfungen haben gezeigt, dass dank der vergrösserten Mehrfachgitter (gestufte Maschenweite) deren vollständige Verstopfung im Falle eines Kühlmittelverlusts ausgeschlossen werden kann und eine ausreichende Kernkühlung gewährleistet bleibt.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen die Zuverlässigkeit der Kernnotkühlsysteme verbessert wurde. Betriebserfahrungen mit den Ausrüstungen der Kernnotkühlsysteme liegen keine vor, da diese Sicherheitssysteme bisher nie angefordert wurden. Die Ergebnisse der Funktions- und Wiederholungsprüfungen sowie der Instandhaltung zeigen jedoch, dass die Einsatzbereitschaft der Kernnotkühlung gewährleistet ist und dass die Sicherheitsfunktion auslegungsgemäss wahrgenommen werden kann.

6.7.6 Chemie- und Volumenregelsystem

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Die sicherheitstechnischen Aufgaben des Chemie- und Volumenregelsystems sind die Borierung bzw. Notborierung des Reaktorkühlmittels und die Abdichtung der Reaktor-Hauptpumpen (RHP) mittels Sperrwasser. Eine Notborierung ist nötig, wenn die ausreichende Abschaltreaktivität nach einem Einfahren der Steuerelemente, z.B. infolge Überschreitens der Einfahrlimiten der Steuerelement-Regelbänke oder infolge Temperaturerniedrigung beim Abfahren nicht mehr gewährleistet ist. Bei einem Borverdünnungsstörfall oder einer Betriebsstörung mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS) muss das Betriebspersonal die erforderliche Notborierung manuell auslösen. Dabei wird Borsäure aus einem Borsäuretank oder aus dem Borwasser-Vorratstank direkt in den Reaktorkühlkreislauf eingespiessen.

Betriebliche Aufgaben des Systems sind die Entnahme oder Rückspeisung von Reaktorkühlmittel zur Niveauregelung des Druckhalters, das Entfernen von radioaktiven Stoffen aus dem Reaktorkühlkreislauf sowie das Einspeisen von Borsäure, Deionat und anderen Chemikalien zur Einhaltung spezifizierter Werte.

Angaben des Gesuchstellers

KKB bezieht sich bei der Beurteilung auf die folgenden Grundlagen: den Sicherheitsbericht, die Technischen Spezifikationen, HSK-Richtlinien, die Festlegung NE-14, Betriebsvorschriften, KKB-Vorkommisberichte, Checklisten.

Im Bewertungszeitraum wurden am System und an den zugeordneten Technischen Spezifikationen folgende wichtige Änderungen ausgeführt:

- Bei den Ladepumpen wurde eine verbesserte Abführung der Reibungswärme an den Kolben realisiert. Damit konnte der Verschleiss von Kolben und Packungen erheblich verringert werden

- Im Jahre 2001 (Block 2) bzw. 2000 (Block 1) wurde die Systemregelung ersetzt, und die Regelungsfunktionen wurden auf den Regelungsrechnern des neuen RSS implementiert (Kap. 6.7.2.1)
- Im Rahmen der Massnahmen gegen schwere Unfälle wurde zur einzelfehlersicheren Absperrung der Sperrwasserrücklaufleitung eine automatisch gesteuerte Armatur eingebaut. Dadurch wird ein Kühlmittelverlust aus dem Primärcontainment wegen einer undichten RHP-Dichtung verhindert
- In der Steuerung des Chemie- und Volumenregelsystems beider Blöcke wurde eine Verdrahtungsänderung vorgenommen, so dass ein Verdünnungsvorgang beim Stillstand beider RHP automatisch unterbrochen wird (Kap. 7.3.4)
- In den Technischen Spezifikationen wurde die Anzahl der im heissen Betriebszustand erforderlichen betriebsbereiten Ladepumpen zur Anpassung an US-amerikanische Vorschriften⁴⁷ auf zwei festgelegt

Der Nachweis der Betriebsbereitschaft wurde durch den Betrieb des Chemie- und Volumenregelsystems und mit den periodischen Funktionsprüfungen erbracht.

Die Wiederholungsprüfungen wurden primär als System- und Komponentenbegehungen und als Druck- und Sichtprüfungen von Behältern, Ionen- und Wärmetauschern durchgeführt. Es wurden keine relevanten Befunde festgestellt. Die nachfolgend aufgeführten Befunde sind lediglich von sicherheitstechnischem Interesse.

Folgende Befunde wurden im Bewertungszeitraum festgestellt:

- Die Funktionsprüfungen zeigten, dass die Bewegungen des Hilfssprühventils im Chemie- und Volumenregelsystem von der Stopfbüchsenpackung so behindert werden, dass es seine zweite auslegungsgemässe Aufgabe, als Sicherheitsventil für einen Teil der Ladeleitung zu wirken, nur bedingt erfüllen kann. Im Jahre 2003 wurde ein separates Sicherheitsventil montiert, das diese zweite Aufgabe des Hilfssprühventils übernahm
- Nachdem es zu drei kurzen Ausfällen der sicherheitsrelevanten Niveaumessung des Volumenausgleichstanks gekommen war, wurde ein zweiter Drucktransmitter installiert und auf das Anlageinformationssystem ANIS aufgeschaltet. Bisher wurde diese alternative Niveaumessung nicht benötigt
- Durch unsachgemässe Bewirtschaftung der Borsäuretanks wurde die Borsäurepumpe A beschädigt. Die Pumpe wurde wieder instand gesetzt. Als Massnahme wurde die Betriebsvorschrift für den Betrieb der Borsäurepumpen überarbeitet und den neuen Erkenntnissen angepasst
- Weil die Ladepumpen Kolbenpumpen sind, werden Druckimpulse aufgebaut, die im System zu Vibrationen führen. Diese Druckpulsationen und Vibrationen wurden durch die Pulsationsdämpfer und Kugelresonatoren sowie durch Anpassungen von Leitungsführungen und Abstütungen auf ein tolerierbares Mass reduziert. Zusätzlich wurden an den Pulsationsdämpfern und Kugelresonatoren Entlüftungsventile eingebaut

Die Hauptursache von Instandhaltungsmassnahmen an den Ladepumpen war ein hoher Verschleiss von Kolben, Kolbendichtungen und Packungen. Durch gezielte Modifikationen an Pumpenteilen und Parallelbetrieb der Ladepumpen mit einer konstanten und einer geregelten Pumpendrehzahl konnte der jährliche Kolbenverbrauch im Bewertungszeitraum wesentlich verkleinert werden. Der Instandhaltungsaufwand an den Armaturen des Chemie- und Volumen-Regelsystems ist hauptsächlich

durch Stopfbüchsenleckagen und durch interne Leckagen von undichten Membranventilen bedingt. Bei erhöhter Temperatur ist die Lebensdauer der Membranen verkürzt. Zum Teil wurden temperaturbeständigere Membranen eingesetzt und zur Begrenzung der Dehnung beim Öffnen oder Schliessen der Armaturen wurden Distanzhülsen eingebaut.

Die Alterung der mechanischen Ausrüstungen des Chemie- und Volumenregelsystems wurde in einem Steckbrief ausgewiesen. Die vorhandenen Alterungsmechanismen sind entweder unproblematisch oder ihre Auswirkungen werden mit den bestehenden Überwachungs- und Instandhaltungsmassnahmen rechtzeitig festgestellt.

Um zu vermeiden, dass Borsäure in Leitungen und Tanks mit borhaltigem Wasser auskristallisiert, werden diese mit einer Rohr- und Tankheizung versehen. Die Aufwendungen zur Instandhaltung dieser Heizung werden in Zukunft durch den Alterungseffekt ansteigen, da die Lebensdauer der Heizbänder begrenzt ist. Entsprechende Massnahmen wurden ergriffen. Unter anderem plant KKB in nächster Zukunft Teile der Tank- und Rohrheizung altersbedingt zu ersetzen. Zu den übrigen elektrischen Komponenten des Chemie- und Volumenregelsystems (Instrumentierung, Motoren und Ventilantriebe), die entsprechend den generellen Instandhaltung- und Alterungsüberwachungsprogrammen gewartet werden, waren im Berichtszeitraum keine Besonderheiten zu verzeichnen.

Die auf den Regelungsrechnern implementierten leittechnischen Funktionen des Chemie- und Volumenregelsystems funktionieren seit ihrer Inbetriebsetzung einwandfrei. Bei einer der Funktionen, der Ablasstemperaturregelung, hat sich das Regelverhalten gegenüber der ursprünglichen Funktion wesentlich verbessert.

Zusammenfassend stellt KKB fest, dass mit den im Bewertungszeitraum vorgenommenen Änderungen der Betrieb des Chemie- und Volumenregelsystems sukzessive verbessert wurde. Das Betriebsverhalten wird als gut und sicher bezeichnet. Bei den Ladepumpen verursacht die Instandhaltung dank einer Vielzahl von einzelnen Verbesserungen keine grösseren Probleme mehr. Trotzdem benötigen die Ladepumpen immer noch eine relativ intensive Betreuung, weshalb die Möglichkeiten eines Ersatzes im Auge behalten werden.

KKB kommt zum Schluss, dass das Chemie- und Volumenregelsystem die Anforderungen für einen zuverlässigen Betrieb erfüllt.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Chemie- und Volumenregelsystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKB und der Richtlinien HSK-R-15 und HSK-R-17 sowie der Festlegung NE-14.

Die im Bewertungszeitraum vorgenommenen Änderungen am Chemie- und Volumenregelsystem dienen vor allem zur Verbesserung der Betriebszuverlässigkeit und Vereinfachung der Instandhaltung. Mit dem Einbau einer zusätzlichen Armatur in die Sperrwasserrücklaufleitung wurde die Zuverlässigkeit der Primärcontainmentisolation bei einem Kühlmittelverluststörfall erhöht. Mit der automatischen Unterbrechung des Verdünnungsvorgangs beim Stillstand beider Reaktorhauptpumpen wurde die Reaktivitätskontrolle verbessert (Pendenz P45, Kap. 7.3.4).

Die Funktionsprüfungen wurden vorschriftsgemäss durchgeführt. Dabei ereignete sich kein gemäss Richtlinie HSK-R-15 klassiertes Vorkommnis. Zur Behebung aufgetretener Befunde wurden geeignete Massnahmen getroffen. Die gemäss der Festlegung NE-14 durchgeführten Wiederholungsprüfungen ergaben keine Befunde, die für die Integrität der geprüften Komponenten von Bedeutung sind.

Durch den Einbau von Pulsationsdämpfern und die Installation einer Einrichtung zur verbesserten Abfuhr der Reibungswärme bei den Ladepumpen konnten die Druckpulsationen und der hohe Verschleiss an den Kolben und Packungen dieser Pumpen verringert werden. Damit konnte die Standzeit der Kolben und Packungen der Ladepumpen erhöht, und der vorher sehr hohe Instandhaltungsaufwand für diese Pumpen reduziert werden. Das System weist aufgrund seiner betrieblichen Beanspruchung und der Konstruktion der Muffenschweissnähte von Rohrleitungen (Socket Welds) jedoch nach wie vor eine erhöhte Schadensanfälligkeit auf. Es sind nach wie vor entsprechend aufwändige Instandhaltungsmassnahmen erforderlich.

KKB wird die Möglichkeit einer weiteren Reduzierung der Schadensanfälligkeit des Ladesystems, z.B. durch Ersatz der Ladepumpen prüfen. Vorschläge für weitere Massnahmen werden der HSK bis Ende 2004 vorgelegt.

Im Alterungsüberwachungsprogramm wurde eine Auswahl der wichtigsten mechanischen Komponenten des Chemie- und Volumenregelsystems erfasst. Die HSK überprüft zurzeit die Auswahlmethodik im Rahmen der laufenden Aufsicht.

Die HSK schliesst sich der Bewertung des Betreibers an, wonach das Chemie- und Volumenregelsystem die Anforderungen für einen sicheren Betrieb erfüllt.

6.7.7 Brennelementlagerkühlung und Brennelementlagerreinigung

Sicherheitstechnische Aufgaben der Systeme

Die Kühlung der Brennelementlagerbecken wird durch das Brennelementlagerkühl- und Reinigungssystem (FAC) und das nachgerüstete alternative Brennelement-Lagerkühlsystem (FEC) gewährleistet.

Das FAC besteht aus einem zweisträngigen System (A und B) mit unterschiedlicher Kühlkapazität zur Abfuhr der Nachzerfallsleistung der abgebrannten Brennelemente aus den zwei Lagerbecken.

In den ersten vier bis fünf Wochen nach dem Abfahren der Anlage und dem Entladen der Brennelemente sind beide FAC Kühlstränge zur Nachwärmeabfuhr aus den Brennelementlagerbecken notwendig. Anschliessend ist der Strang B mit der notstromversorgten Umwälzpumpe allein ausreichend. Die Umwälzpumpe des Stranges A ist nicht an die Notstromversorgung angeschlossen.

Das FAC-Teilsystem zur Abfuhr der Nachzerfallsleistung ist der Sicherheitsklasse 3 und EK I zugeordnet. Zum System gehört ebenfalls ein zweisträngiges, unklassiertes Teilsystem zur Reinigung des Wassers der Lagerbecken.

Das 1999 nachgerüstete alternative Brennelement-Lagerkühlsystem (FEC) kann aus betrieblichen Erfordernissen bei Instandsetzungsmassnahmen des FAC oder bei Ausfall des Systems im Rahmen einer Accident Management Massnahme die Kühlung der Brennelementlagerbecken übernehmen. Das FEC kann über eine Steckverbindung an die Notstromversorgung angeschlossen werden. Ist das FEC bei Instandhaltungsarbeit am FAC als einziges System zur Brennelementlagerkühlung in Betrieb, muss bei Ausfall einer aktiven Komponente des FEC sicher gestellt sein, dass die Betriebsbereitschaft innerhalb von 6 Std. wieder hergestellt werden kann (eingeschränktes Einzelfehlerkriterium).

Bei Ausfall beider Systeme (FAC und FEC) zur Kühlung der Brennelementlagerbecken können im Rahmen einer Accident Management Massnahme Leitungen des FEC zur Notbespeisung der Brennelementlagerbecken genutzt werden, um verdampfendes Wasser zu ersetzen. Dabei kann über Lei-

tungen des FEC auch mit einer mobilen Feuerwehrpumpe Wasser in die Brennelementlagerbecken gepumpt werden.

Das FEC ist unklassiert, seine Integrität ist aber für das Sicherheitserdbeben (SSE) nachgewiesen.

Angaben des Gesuchstellers

Das KKB beurteilt die Systeme zur Kühlung und Reinigung der Brennelementlagerbecken auf der Grundlage externer und interner Betriebserfahrungen. Die Bewertung der mechanischen Alterung basiert auf dem KKB-Leitfaden für die Bewertung von Alterungsmechanismen an Komponenten der Sicherheitsklasse 2 und 3.

Zur Erfüllung der Pendenz P27 Kap. 2.1.2, die die Erstellung einer Accident Management Prozedur zur Gewährleistung der Brennelement-Lagerkühlung bei Ausfall des FAC-Systems fordert, sowie aus betrieblichen Überlegungen zur Durchführung von Instandhaltungsarbeiten an der Brennelementlagerbeckenkühlung, entschloss sich KKB zur Nachrüstung des FEC. Das System wurde 1999 in Betrieb genommen. Die Notfallvorschrift und die Accident Management Vorschrift des FEC wurden 1999 beziehungsweise 2001 in Kraft gesetzt.

1996 wurde die minimale Fördermenge der Umwälzpumpe des FAC neu in die Technischen Spezifikationen aufgenommen.

Das Brennelementlagerkühl- und Reinigungssystem (FAC) ist permanent in Betrieb und wird entsprechend den Vorgaben der Technischen Spezifikationen überprüft. Im Berichtszeitraum konnten die Systeme FAC und FEC störungsfrei betrieben werden. Die Wiederholungsprüfungen beschränken sich auf eine äussere Sichtprüfung des Brennelementlagerkühlers. An den Systemen wurden keine Befunde festgestellt. Der Instandhaltungsaufwand war gering.

Nach bekannt werden von Harzzersetzungen bei Reinigungssystemen von Brennelementlagerbecken in anderen Kraftwerken hat KKB ähnliche Probleme festgestellt. Erst nach Änderung bei der Fahrweise der Beckenwasserreinigung, bei der eine Reinigung über die Harze nur noch aus radiologischen oder chemischen Gründen durchgeführt wird, wurden zufrieden stellende Ergebnisse erzielt.

Die Steckbriefe des Alterungsüberwachungsprogramms sind für die Systeme noch nicht erstellt. Bei der Einhaltung der spezifischen Parameter für das Borwasser ist mit keiner relevanten mechanischen Alterung der Systeme zu rechnen. Eine ausreichende Alterungsüberwachung ist durch die Instandhaltung, Prüfung und betriebliche Überwachung sichergestellt.

Der Betrieb des FAC der letzten Jahre zeigte, dass selbst bei völlig ausgeladenem Reaktorkern während der Jahresrevisionen die Temperatur im Brennelementlagerbecken mit 52°C unter der Auslegungstemperatur von 66°C bleibt.

Die 1999 durchgeführten Inbetriebnahmeversuche des FEC sowie dessen Betrieb während Instandhaltungsarbeiten am FAC haben ein einwandfreies Verhalten und die auslegungsgemässe Kühlleistung des Systems nachgewiesen.

In der Beurteilung des Brennelementlagerkühl- und Reinigungssystem (FAC) und des alternativen Brennelement-Lagerkühlsystems (FEC) kommt KKB zu dem Ergebnis, dass die Systeme gut und zuverlässig funktionieren. Für die Zukunft werden von KKB nur geringe Instandhaltungsarbeiten erwartet.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des FAC erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, den Technischen Spezifikationen des KKB sowie der Richtlinien HSK-R-06, HSK-R-15, HSK-R-101 und der Festlegung NE-14. Da die Anlage vor Inkrafttreten der Richtlinie HSK-R-101 gebaut wurde, wird die Richtlinie mit Einschränkungen für die Beurteilung herangezogen.

Das FEC ist ein unklassiertes System, hat aber im Rahmen einer Accident Management Massnahme und der Sicherheitsfunktion "Kühlung der Brennelementlagerbecken" eine sicherheitstechnische Bedeutung. Die Richtlinie HSK-R-101 ist für das FEC nicht anwendbar.

Durch die Nachrüstung des FEC wurde eine einfache Möglichkeit geschaffen, die Kühlung des Brennelementbeckens zu gewährleisten, wenn das zweisträngige FAC auslegungsüberschreitend nicht mehr zur Verfügung stehen sollte. Aufgrund des Projektes "Alternative Brennelementlager-Kühlung" wurde die ursprüngliche Forderung der HSK nach einer Accident Management Anweisung zur Gewährleistung der Brennelementlagerbecken-Kühlung unter extremen Bedingungen hinfällig. Die HSK schloss daraufhin die Pendezenz P27 (Kapitel 2.1.2) 1997.

Im HSK-Gutachten von 1994 wurde festgestellt, dass trotz der Sicherheitsfunktion "Kühlung der Brennelemente in den Lagerbecken" die FAC Umwälzpumpen nicht 1E-klassiert sind. Ausserdem wird nur die Umwälzpumpe FAC3B von einer 1E-klassierten Notstromschiene versorgt, womit das Einzelfehlerkriterium gemäss Richtlinie HSK-R-101 nicht vollständig erfüllt ist. Die Forderung der HSK-R-101 nach einer Notstromversorgung beider Stränge eines Sicherheitssystems ist somit für das FAC nicht erfüllt. Von der HSK ist das FEC als alternative Massnahme zur Nachrüstung der Notstromversorgung für die Umwälzpumpe FAC3A akzeptiert worden. Beim Brennelementwechsel und auslegungsgemässer Beladung der Brennelementlagerbecken werden beide Stränge des FAC zur Wärmeabfuhr benötigt. Das FEC ist in diesem Fall eine Alternative zum FAC zur Abdeckung des Einzelfehlers. Die Abweichungen zur Richtlinie HSK-R-101 sind zulässig, weil die Sicherheitsfunktion Kühlung der Brennelemente in den Lagerbecken bei Ausfall des FAC durch das FEC vollständig übernommen werden kann. Wesentlich für die Betrachtung ist die langsame Aufheizung (ca. 3,3°C/Std.) der Lagerbecken, die es erlaubt mit der Inbetriebnahme des FEC eine alternative Kühlung der Brennelementlagerbecken rechtzeitig zu gewährleisten.

Mit der Änderung bei der Fahrweise der Beckenwasserreinigung erwartet die HSK eine Verbesserung der Wasserchemie, die sich günstig auf die Korrosionsbeständigkeit der mechanischen Komponenten auswirken sollte.

Aufgrund der von KKB dargestellten Betriebserfahrung stellt die HSK fest, dass das FAC im Dauerbetrieb störungsfrei betrieben wurde.

Das System wurde entsprechend den Technischen Spezifikationen geprüft. Im Berichtszeitraum traten bei Funktionsprüfungen gemäss Richtlinie HSK-R-15 keine meldepflichtigen Befunde am System auf. Die gemäss der Festlegung NE-14 durchgeführte Wiederholungsprüfung am Brennelementlagerkühler ergab keine Befunde.

Die wichtigen Parameter für die Alterungsüberwachung der mechanischen Komponenten des Systems sind im KKB-Leitfaden für die Bewertung von Alterungsmechanismen an Komponenten der Sicherheitsklasse 2 und 3 erfasst. Die praktische Alterungsüberwachung kann mit den vorhandenen Massnahmen, insbesondere mit der Kontrolle der Wasserchemie, als ausreichend bewertet werden.

Die 1996 durchgeführten Versuche zeigen, dass die gemessene Leistung des Kühlers FAC8A die Auslegung weit übertrifft. Die Versuche lassen aber nicht den Schluss zu, dass nur ein Strang des FAC zur Kühlung der Lagerbecken ausreichend ist.

Die HSK hat die Inbetriebnahmeversuche des alternativen Brennelement-Lagerkühlsystem (FEC) zum Nachweis der Auslegung anhand der Dokumentation begleitet und stellt fest, dass die Auslegungskriterien eingehalten wurden. Die Inbetriebnahmeversuchen und der Betrieb des FEC haben gezeigt, dass die Kühlung der Brennelemente allein mit dem FEC gewährleistet ist.

Die HSK stellt fest, dass sich das Brennelementlagerkühl- und Reinigungssystem im bisherigen Betrieb bewährt und seine Aufgabe zuverlässig erfüllt hat. Im Leistungsbetrieb der Anlage kann der auslegungsgemässe Wärmeanfall in den Brennelementlagerbecken durch einen Strang des FAC abgeführt werden.

Die Notstromversorgung beider Systeme ist nicht für ein Sicherheitserdbeben ausgelegt. Im Falle eines Sicherheitserdbebens ist mit dem Ausfall der Kühlung der Brennelementlagerbecken zu rechnen. Bis zur Wiederherstellung der Stromversorgung wird gemäss einer Notfallvorschrift zur Kühlung der Lagerbecken das verdampfende Wasser mittels Feuerwehrpumpen ersetzt.

Die HSK stellt fest, dass sich mit der Inbetriebnahme des alternativen Brennelement-Lagerkühlsystems die Verfügbarkeit der Brennelementbeckenkühlung wesentlich verbessert hat. Durch die Erstellung einer Störfall- und einer Accident Management Vorschrift wurde für einen weiten Bereich hypothetischer Störfälle Vorsorge getroffen. Die HSK erwartet für die Zukunft aufgrund der Nachrüstung des FEC und der Betriebserfahrung beider Systeme weiterhin einen sicheren und ungestörten Betrieb.

6.8 Leitstellen und Mensch-Maschine-Schnittstellen

Die Leitstellen enthalten die notwendigen Einrichtungen zur Steuerung und Überwachung der Anlage im Normalbetrieb und bei Störfällen. Um die in den verschiedenen Situationen gestellten Aufgaben zu erfüllen, stehen dem Betriebspersonal die erforderlichen Mensch-Maschine-Schnittstellen, Dokumentationen und Kommunikationsmittel zur Verfügung. Neben den eigentlichen Leitstellen der Anlage (Kap. 6.8.1) sind verschiedene Nebenleitstellen für Teilsysteme (Kap. 6.8.3) vorhanden.

Die Mensch-Maschine-Schnittstellen bestehen aus konventionellen Bedien- und Überwachungseinrichtungen, zu denen auch die Störfallinstrumentierung (Kap. 6.8.4) gehört, sowie aus rechnerbasierten Betriebsunterstützungssystemen (Kap. 6.8.2).

6.8.1 Leitstellen

Sicherheitstechnische Aufgaben

Zu den Leitstellen gehören der Hauptkommandoraum (HKR, Kap. 6.8.1.1) und der Notstandleitstand (NLS, Kap. 6.8.1.2).

Der HKR wird zur Erfüllung der Aufgaben der Betriebsführung und Überwachung im Normalbetrieb, bei Störungen und solange wie möglich auch bei Störfällen benützt und ist dauernd besetzt. Er dient ausserdem als Koordinations- und Überwachungsstelle bei Prüfung, Wartung und Störungsbehebung bei Systemen während des Leistungsbetriebs und bei Stillständen. Im HKR sind diejenigen Einrich-

tungen 1E-klassiert, mit denen 1E-klassierte Sicherheitsausrüstungen bedient und überwacht werden. Die Klimaanlage des HKR ist 1E-klassiert und der mechanischen SK 3 zugeordnet.

Der NLS dient als Notsteuerstelle zum Abschalten, Kühlen und Kaltfahren der Anlage, wenn der HKR durch externe oder interne Vorkommnisse ausfällt oder ein Aufenthalt im HKR nicht mehr möglich ist. Der NLS befindet sich im geschützten Notstandgebäude und ist normalerweise unbesetzt. Beim betrieblichen An- und Abfahren wird der NLS jedoch besetzt, solange sich Brennstoff im Reaktor befindet, um bei einer Anforderung des Notstandsystems allfällig notwendige Massnahmen von Hand einleiten zu können, da die Automatik in diesem Anlagezustand teilweise nicht wirksam ist. Aus dem NLS wird ausserdem die gefilterte Druckentlastung des Containments (Kap. 6.13.2) gesteuert. Die Einrichtungen des NLS sind 1E-klassiert und gehören zur seismischen Klasse EK I.

6.8.1.1 Hauptkommandoraum

Angaben des Gesuchstellers

In den Jahren 1992/93 wurde der HKR im Block 2 (in den Jahren 1993/94 im Block 1) in den ursprünglichen Räumlichkeiten neu gestaltet. Ziele der Umgestaltung waren die Einbindung der Notstandsysteme und der neuen Betriebsunterstützungssysteme (Kap. 6.8.2). Die Arbeitsplätze wurden neu eingerichtet, wobei auch die Bildschirme des Anlageinformationssystems und die verschiedenen Kommunikationsmittel darin integriert wurden. Zudem wurden drei zusätzliche Arbeitsplätze eingerichtet (PI-Arbeitsplatz, Kommunikationssupportstelle und Arbeitsplatz für Schaltaufträge). Die Kommandoraumdecke und die Beleuchtung wurden neu erstellt. In die Deckenkonstruktion wurden auch die Anzeigetafeln des Alarmanzeigesystems AWARE integriert. Es wurde auf eine Verbesserung der Akustik geachtet. Die Lüftung wurde weitgehend saniert, um die erhöhten Anforderungen zum Schutz vor äusseren Einwirkungen zu erfüllen.

Zur Planung der Umgestaltung wurden detaillierte Aufgaben- und Bedürfnisanalysen durchgeführt. Beispielsweise wurde für jeden der sechs Operateur-Arbeitsplätze im Kommandoraum eine spezifische Aufgabenanalyse durchgeführt, um den ergonomischen Aspekten ausreichend Rechnung zu tragen. Die Gestaltung des Kommandoraums sowie der Betriebsunterstützungssysteme erfolgte in einem iterativen Prozess unter massgeblichem Einbezug der betroffenen Mitarbeitenden und unter Berücksichtigung von Human-Factor-Aspekten, mit Unterstützung externer Human-Factor-Experten.

Im Rahmen der Implementierung neuer und des Ersatzes ursprünglicher leittechnischer Systeme wurden die betroffenen Bedienpulte und Anzeigetafeln erneuert und verbessert. Grössere Umgestaltungen erfolgten diesbezüglich vor allem beim Einbau des NSS, beim Ersatz der Stabsteuerung und der Stabpositionsanzeige, sowie beim Ersatz des elektrischen Schutzes, der Eigenbedarfstransformatoren und der Erregereinrichtungen. Auch beim Einbau des neuen RSS, der Neutronenfluss-Weitbereichsmessung und der neuen Brandmeldeanlage wurden Bedienpulte und -tafeln abschnittsweise erneuert.

Die Technischen Spezifikationen enthalten Angaben zur Betriebsbereitschaft und zur Überprüfung für die angezeigten Messkanäle und für die Umluftanlage im HKR. Die Überprüfung der Betriebsbereitschaft der Bedienelemente auf den Pulten und Tafeln erfolgt im Rahmen der in den Technischen Spezifikationen festgelegten Funktionsprüfungen der entsprechenden Systeme.

Für die neu eingebaute Kommandoraumdecke und die damit zusammenhängenden Einbauten der Lüftung, der Beleuchtung und der Alarm-Anzeigetafeln wurde ein Standsicherheitsnachweis für den Erdbebenlastfall SSE erbracht. Auch für neu eingebaute Pulte und Tafeln und deren Einbauten wur-

den seismische Nachweise erbracht. Für die Lüftungstechnischen Anlagen wurden Funktionsprüfungen und Messungen durchgeführt, um zu zeigen, dass die gestellten Anforderungen, insbesondere die Überdruckhaltung im HKR, erfüllt werden.

Das KKB kommt zum Schluss, dass sich die Neukonfiguration des Kommandoraumes, die im Berichtszeitraum durchgeführt wurde, bewährt hat. Das heutige Layout entspricht sowohl hinsichtlich Anordnung und Gestaltung der Bedienungs- und der Informationselemente als auch bezüglich der Licht- und Klimaverhältnisse den Anforderungen eines modernen, ergonomisch richtigen Kommandoraums.

HSK-Beurteilung

In ihrem Gutachten von 1994 hatte die HSK den umgestalteten HKR mit dessen Beleuchtung und Lüftung beurteilt. In dieser Beurteilung wurden zudem die bis 1994 im HKR neu erstellten Pulte und Tafeln berücksichtigt, die u. a. bei der Realisierung der Notstandssysteme installiert wurden. Die HSK stellte zusammenfassend fest, dass – wie in der Richtlinie HSK-R-101 verlangt – ergonomischen Gesichtspunkten Rechnung getragen wurde.

Seit 1994 wurden weitere Änderungen bei den Bedienpulten und Anzeigetafeln durchgeführt, die ergonomische Verbesserungen mit sich brachten. Beim Gesamtaustausch eines Bedienpultes oder einer Tafel wurde ausserdem auf eine erhöhte Standfestigkeit bei Erdbebenbelastung geachtet. Die HSK begutachtete diese Änderungen jeweils im Rahmen der entsprechenden Freigabeverfahren. Die wesentlichen Änderungen sind folgende:

- Im Jahre 1995 wurde die Stromversorgung für die Störungsanzeigen verbessert, indem eine unterbruchsfreie und selbstüberwachende Stromversorgung nachgerüstet wurde. Damit wurde die Forderung aus dem HSK-Gutachten (Pendenz P28, Kap. 2.1.2) erfüllt
- Zusammen mit dem Ersatz des Schutzes, des Trafos und der Erregung der Eigenbedarfsanlage (siehe Kap. 6.9.3) wurde die Bedien- und Anzeigetafel des elektrischen Eigenbedarfes neu gestaltet. Die Übersichtlichkeit und die Aussagekraft der Anzeigen wurden dabei wesentlich verbessert
- Beim Ersatz der Stabsteuerung und Positionsanzeige (Kap. 6.7.1) wurde der entsprechende Pultabschnitt erneuert und mit verbesserten Bedien- und Anzeigeelementen versehen
- Die Bedien- und Anzeigeeinheit für das neue Neutronenflussdichte-Weitbereichsmesssystem (Kap. 6.7.2.6) wurde neu erstellt und entspricht dem aktuellen Stand der Technik. Die entsprechende Instrumentierung am Pult des Reaktoroperators wurde ebenfalls ersetzt
- Beim Einbau des neuen RSS wurden die Bedien- und Anzeigeelemente des Regelsystems (Kap. 6.7.2.1) neu gestaltet
- Bei der Erneuerung der Brandmeldeanlage (Kap. 6.11) wurde ein nach dem neusten Stand der Technik realisiertes Anzeigesystem mit Bildschirmen eingebaut

Die noch nicht erneuerten Pulte und Tafeln betreffen vor allem die Bedienelemente und Anzeigen der Sekundäranlage. Eine Erneuerung eines Teils dieser Einrichtungen ist in nächster Zeit ebenfalls vorgesehen.

Mit der Nachrüstung einer schnurlosen Telefonanlage im Jahre 1998 hat KKB ausserdem die im HSK-Gutachten festgestellte Lücke bezüglich der gesicherten Kommunikationsmittel behoben. Bei einer Inspektion konnte die HSK feststellen, dass damit die Forderung der Pendenz P26 (Kap. 2.1.2) erfüllt wurde.

Die HSK kommt zum Schluss, dass im Berichtszeitraum eine Erneuerung des HKR hinsichtlich Gestaltung, Auslegung gegen seismische Belastungen, Lüftung, Akustik und Beleuchtung sowie Verbesserungen bei der Auslegung der Pult- und Tafelabschnitte vorgenommen wurde, welche die diesbezüglichen Vorgaben der Richtlinie HSK-R-101 vollumfänglich erfüllt.

Die HSK bewertet die Abwicklung des Projektes zur Kommandoraum-Umgestaltung (inklusive der neuen Betriebsunterstützungssysteme, vgl. Kap. 6.8.2) als sorgfältig und professionell.

6.8.1.2 Notstandleitstand

Angaben des Gesuchstellers

Bei der Errichtung des Notstandgebäudes wurde der NLS, entsprechend den Anforderungen an die Notstandfunktionen ausgelegt und gestaltet. Der NLS wurde im Block 2 im Jahre 1992 (1993 im Block 1) in Betrieb genommen. In den gleichen Jahren wurde in den NLS der beiden Blöcke die Steuerstelle für die gefilterte Druckentlastung eingebaut. Die Bedienung und Überwachung an den Pulten und Tafeln kann wegen deren kompakten Anordnung von einer Person alleine vorgenommen werden. Im NLS wurde auch ein Arbeitsplatz eingerichtet, der mit Bildschirmen des Anlageinformationssystems ausgerüstet ist.

Die Ausführung ist konform mit den ergonomischen Vorgaben der US-Richtlinie NUREG-0700⁴⁸.

KKB kommt zum Schluss, dass die Auslegung des NLS auch aus heutiger Sicht den Anforderungen entspricht. Seit 1998 steht am Bildschirm des Kompakt-Simulators eine originalgetreue Nachbildung der NLS-Pulte zur Verfügung. Durch die Erfahrungen bei den geübten Störfallabläufen betrachtet KKB die Zweckmässigkeit der Pultgestaltung des NLS als erwiesen. Es wird festgestellt, dass praktische Erfahrungen bisher einzig bei der Durchführung von Wiederholungsprüfungen gewonnen werden konnten, da kein Anforderungsfall auftrat. Diese Erfahrungen werden als positiv bezeichnet.

HSK-Beurteilung

Die HSK hatte in ihrem Freigabeverfahren bei der Errichtung des Notstandgebäudes der Auslegung und der Ausführung des NLS zugestimmt. In ihrem Gutachten von 1994 hatte die HSK den NLS beschrieben und bewertet. Die HSK stellte fest, dass den in der Richtlinie HSK-R-101 formulierten ergonomischen Vorgaben ausreichend Rechnung getragen wurde. Es ergaben sich dabei keine Erkenntnisse, welche zu Auflagen oder Pendenzen geführt hätten.

Seit der Inbetriebsetzung des NLS und der Steuerstelle der gefilterten Druckentlastung wurden keine wesentlichen Änderungen vorgenommen.

Die HSK nahm im Rahmen von Inspektionen mehrmals an Wiederholungsprüfungen teil, die vom NLS aus durchgeführt wurden, sowie an Versuchen, bei welchen das Anlageverhalten vom NLS aus verfolgt wurde. Sie konnte sich dabei von der Zweckmässigkeit der Anordnung der Elemente auf den Pulten und Tafeln sowie der vorhandenen Instrumentierung überzeugen.

Die HSK kommt zum Schluss, dass der NLS auch nach dem heutigen Stand der Technik als zweckmässig betrachtet werden kann und seine Anforderungen voll erfüllt.

6.8.2 Betriebsunterstützungssysteme

Sicherheitstechnische Aufgaben

Das Betriebspersonal kann mit der im Hauptkommandoraum vorhandenen konventionellen Instrumentierung die Anlage bedienen und überwachen. Manuelle Steuerungseingriffe erfolgen ausschliesslich über die Bedien- und Überwachungselemente der Leittechnik der jeweiligen Systeme. Eigene Betriebserfahrung und die Auswertung von Störfallberichten aus anderen Kernkraftwerken haben das KKB veranlasst, dem Kommandoraum-Personal zusätzliche sog. Betriebsunterstützungssysteme zur Verfügung zu stellen. Diese dienen dazu, das Betriebspersonal bei der Erfüllung seiner Aufgaben zu unterstützen, indem Information über den Anlagenzustand so verarbeitet und dargestellt wird, dass die für eine bestimmte betriebliche Situation relevante Information über den Anlagenzustand und über Handlungsoptionen viel schneller zugänglich wird als mit der ursprünglichen Instrumentierung.

Angaben des Gesuchstellers

Anlageinformationssystem (ANIS)

Die Basis der Betriebsunterstützungssysteme ist das Anlageinformationssystem (ANIS). Im ANIS werden Prozessgrössen der Anlage mit Datenerfassungsrechnern erfasst, verarbeitet und gespeichert. Die erfassten Daten werden auf Bildschirmen und anderen Anzeigegeräten in geeigneter Form präsentiert. Mit dem ANIS lässt sich nicht nur der aktuelle Betriebszustand (aktueller Wert der Prozessparameter), sondern auch die Geschichte des Betriebs (Trends) darstellen. Kombinationen gewisser Prozesswerte lassen sich im Voraus definieren und in entsprechenden betrieblichen Situationen grafisch auf dem Bildschirm darstellen.

Dank dieser Eigenschaften erfüllt das ANIS auch die Funktion eines Safety Parameter Display Systems (SPDS), mit welchem die kritischen Sicherheitsfunktionen der Anlage überwacht werden können.

Das ANIS dient ausserdem als Träger von weiteren Betriebsunterstützungssystemen, nämlich dem Programm zur Abarbeitung der Notfallvorschriften auf dem Computer (COMPRO) und dem erweiterten Alarmsystem (AWARE).

Das ANIS einschliesslich COMPRO und AWARE sind sicherheitsbezogene Systeme und elektrisch 0E-klassiert. Im Falle eines Ausfalls wird auf die Information der 1E-klassierten ursprünglichen Instrumentierung zurückgegriffen.

Das ANIS und dessen Leittechnik wurden in seiner Gesamtheit bereits vor dem Berichtszeitraum konzipiert und in den Jahren 1992 bis 1993 implementiert. Seither wurden jedoch zahlreiche Änderungen durchgeführt. U. a. wurden die Prozessbilder verbessert, wozu eine grosse Zahl von zusätzlichen analogen und binären Prozesswerten auf das ANIS aufgeschaltet wurde. Beim Ersatz des Schutzes, des Trafos und der Erregung der Eigenbedarfsanlage sowie bei der Implementierung des Neutronenfluss-Weitbereichsmesssystems wurden die entsprechenden Prozesswerte im ANIS angepasst und erweitert. Beim neuen Reaktorschutz- und Regelsystem (RSS) wurde eine redundante Datenschnittstelle (Gateway) neu installiert, um die Prozesswerte vom RSS zum ANIS zu übertragen.

Die Bedien-, Berechnungs- und Speicherstationen sowie die Datenerfassungsrechner des ANIS sind dezentral in einem redundanten Netzwerk aufgebaut. Das ANIS hat insgesamt einen hohen Redundanzgrad, ist selbstüberwachend und dauernd in Betrieb. Instandhaltungsarbeiten einschliesslich Software-Änderungen können weitgehend während des Betriebs durchgeführt werden. Aufgrund die-

ser Merkmale erreichte das ANIS seit seinem Vollausbau im Berichtszeitraum eine sehr hohe Verfügbarkeit.

Änderungen in der Software des ANIS werden nach festgelegten Verfahren und Vorschriften durchgeführt.

AWARE

AWARE ist ein computerisiertes Alarmsystem, bei welchem die ankommenden Meldungen priorisiert und gefiltert werden, um dem Operateur nur die wesentlichen Alarme anzuzeigen.

Bei einer Betriebsstörung oder einem Störfall steht die Betriebsmannschaft einer Vielzahl von Einzel-Alarmen aus der Gefahrenmeldeanlage (GMA) gegenüber, welche sie zur Diagnoseerstellung verwerten muss. In der GMA werden wichtigere und weniger wichtige Informationen nur grob durch 4 verschiedene Farben unterschieden. Es ist dann die Aufgabe des Betriebspersonals, die für den Anlagezustand wichtige Information auszuwählen und für die Diagnose zu verwerten. Hier hilft AWARE, indem es unabhängig von der GMA die Prozessparameter aus dem ANIS verwendet und mittels einer Auswertelogik Alarme erzeugt. Zum Beispiel kann das Über- oder Unterschreiten eines oder mehrerer dieser Grenzwerte zu einem Alarm führen. Dabei werden aber nicht alle Alarme angezeigt, sondern es erfolgt eine Priorisierung in Abhängigkeit des Anlagezustandes. Dem Betriebspersonal wird lediglich die wichtigste Information präsentiert. Eine Beschreibung der ausgefallenen Funktionen wird auf Schrifftafeln angezeigt, welche über den Bedienpulten räumlich den betroffenen Systemen zugeordnet sind. Damit ist es dem Operateur möglich, Gegenmassnahmen einzuleiten, ohne dass er – wie bei der GMA – zuerst die entsprechende Alarmanweisung konsultieren muss. Untergeordnete Information ist über Bildschirme einsehbar. Die einzelnen Alarme werden auch protokolliert. Die GMA steht dem Betriebspersonal weiterhin zur Verfügung.

Computerized Procedures (COMPRO)

COMPRO (COMputerized PROcedures) ist ein Computersystem, in welchem die Notfallvorschriften an einem Bildschirmarbeitsplatz dargestellt werden.

Bei der Verwendung von Papiervorschriften arbeitet der Schichtchef die Vorschriften Schritt für Schritt ab und beschafft sich die für seine Entscheidungen notwendigen Informationen im Dialog mit den Operateuren. COMPRO nutzt die Möglichkeit der Informationsbeschaffung über das ANIS. So wird dem Schichtchef vom COMPRO bei jedem Vorgehensschritt auch angezeigt, ob die entsprechende Bedingung für die anstehende Entscheidung erfüllt ist. Der Entscheid, ob in der Vorschrift weitergefahren werden soll oder vorgängig andere Massnahmen notwendig sind, liegt weiterhin beim Schichtchef. Er muss seinen Entscheid über die Tastatur aktiv bestätigen.

Durch das COMPRO ändert sich auch die Arbeitsweise des Schichtteams. Das Wegfallen des Dialogs mit den Operateuren zur Informationsbeschaffung bringt eine wesentliche Beschleunigung der Arbeit und eine Entlastung des gesamten Schichtpersonals mit sich, sodass bei Störfällen schneller und effizienter die richtigen Massnahmen getroffen werden können.

Das Wegfallen des Dialogs hat aber den Nachteil, dass die Operateure nicht mehr aktiv in den Prozess eingebunden sind und dadurch den Überblick über den aktuellen Bearbeitungsstand der Vorschrift verlieren können. Aus diesem und weiteren Gründen wurden sog. "Key Steps" eingeführt, welche praktisch das Rückgrat der Vorschrift darstellen und in jedem Fall erfüllt werden müssen. Diese sind am Bildschirm speziell gekennzeichnet und der Schichtchef muss diese zusammen mit den Operateuren anhand der normalen Instrumentierung verifizieren. Dies bewirkt, dass die Schichtmannschaft ein gemeinsames Verständnis der Anlagensituation behält.

COMPRO ist vom Inhalt her eine Kopie der Papiervorschriften, welche weiterhin gepflegt werden und deren Benützung auch im Simulatortraining geschult wird. Dies ist notwendig, damit die Schicht bei einem allfälligen Ausfall von COMPRO lückenlos auf die Papiervorschriften zugreifen kann.

Eine weitere Absicherung wurde dadurch eingebaut, dass der Pikettingenieur bei seinem Erscheinen im Kommandoraum den Anlagenzustand anhand einer vereinfachten Papiervorschrift ermittelt und sich dabei unabhängig vom elektronischen System ein Bild über die Situation macht.

Verifizierung und Validierung von ANIS / COMPRO / AWARE

Die Verifizierung ist der Nachweis, dass das installierte System gemäss den Projektvorgaben und technischen Standards funktioniert. Die Validierung stellt hingegen sicher, dass das Schichtpersonal in der Anwendung dieser neuartigen Systeme seine Aufgaben zuverlässig ausführen kann. Beide Prüfungen sind zur Erfüllung der ausreichenden Sicherheitsvorsorge bei von Grund auf neuen Systemen nötig.

Bei der Verifizierung wurden die entsprechenden Datenbasen inklusive der Texte, Input-Adressen, Grenzwerte, logischen Verknüpfungen etc. überprüft. Ausserdem wurde auch überprüft, ob die Darstellung, Anzeige, Bedienung etc. den jeweiligen Human Factor Engineering (Ergonomie) Standards^{48, 49, 50} entsprechen. Entdeckte Abweichungen wurden nach einem festgelegten Verfahren korrigiert, welches eine Rückverfolgbarkeit der Korrekturentscheidungen erlaubt. Erst als das System vollständig verifiziert war, wurde die Validierung durchgeführt.

Zur Beherrschung von Störfällen benutzen die Operateure alle drei Systeme: ANIS, COMPRO und AWARE. Deshalb war eine integrierte Validierung des Gesamtsystems notwendig.

Die Validierung und Verifikation wurden durch eine vom System-Lieferanten und KKB unabhängige Drittfirma durchgeführt. Diese hatte die erforderliche Erfahrung in der Nukleartechnologie und im Human Factor Engineering. Zur Validierung wurden auf dem Trainingssimulator des Reaktorlieferanten mit 3 Schichtteams einschliesslich Pikettingenieur je fünf verschiedene Störfallszenarien gefahren. Dabei wurde das Verhalten jeder Person der Schicht während des Szenarios von einem Beobachter protokolliert. Jedes Schichtmitglied notierte nach dem Versuch auf einem Fragebogen seine eigenen Beobachtungen. Anschliessend trafen sich die Beobachter und die Schicht zum sogenannten Post-Test-Interview. Bei dieser Auswertung wurden die Feststellungen mit grösserer Sicherheitsbedeutung besprochen, deren Ursachen ermittelt und als Basis für die spätere Detailauswertung festgehalten.

Die Erstauswertung ergab, dass die Systeme geeignet sind, die Schicht für die Lösung der gestellten Aufgaben wirksam zu unterstützen. Systemänderungen durch den Softwarelieferanten waren nicht nötig. Nach der Detailauswertung wurde jedoch eine Reihe von Verbesserungsvorschlägen entwickelt, die durch das KKB umgesetzt werden konnten. Sie betrafen im Wesentlichen ein gezieltes Training der Arbeit am Bildschirm, Anpassungen der Bildschirmdarstellung sowie Verbesserungen zum Auffinden und Anwählen von Bildelementen.

Das KKB kommt zum Schluss, dass mit dem Einbau der Betriebsunterstützungssysteme eine wesentliche und weitgehende Unterstützung des Schicht- und Instandhaltungspersonals erreicht werden konnte. Die bildschirmgestützte Darstellung von Prozess- und Logikbildern, Trends usw. ist ein modernes und effektives Hilfsmittel für den Betrieb. Mit dem Alarmsystem AWARE kann durch die Konzentration auf die wichtigen Alarme das Personal entlastet werden. Durch das System COMPRO, das auch noch die Überwachung der Einhaltung der kritischen Sicherheitsfunktionen übernimmt, werden die Operateure von der sonst notwendigen schrittweisen Informationsbereitstellung für den Schichtchef befreit und können sich somit besser auf die Verfolgung des Störfallablaufes an ihrem Arbeitsplatz konzentrieren.

HSK-Beurteilung

Im Gutachten von 1994 hatte die HSK das Anlageinformationssystem aufgrund des damaligen Standes beschrieben und bewertet. Es wurde festgestellt, dass mit dem ANIS auch neuartige Funktionen eingeführt wurden, welche die Arbeitsweise der Schichtmannschaft und damit die Anlagensicherheit beeinflussen. Daher wurde verlangt, dass das ANIS zusammen mit diesen neuen Funktionen (AWARE und COMPRO) noch gesamthaft zu validieren ist (Pendenz P29a, Kap. 2.1.2). Da das ANIS auch die Funktion eines Safety Parameter Display Systems (SPDS) übernimmt, wurde ausserdem verlangt, dass die Vollständigkeit und Darstellung der Sicherheitsparameter noch darzulegen ist. (Pendenz P29b, Kap. 2.1.2)

Die Validierung des Gesamtsystems erfolgte unabhängig vom Lieferanten. Die Auswahl und Anzahl der Szenarien waren zweckmässig und die Vorgehensweise zur Auswertung wurde von der HSK überprüft. Da für die Simulatorversuche drei verschiedene zufällig ausgewählte Schichtgruppen eingesetzt wurden, können die Resultate als ausreichend repräsentativ für die übrigen KKB-Schichtgruppen angesehen werden. Die HSK war während der Validierungszeit am Simulator meist anwesend und konnte sich von der Professionalität des Vorgehens überzeugen.

Die Validierung der Systeme hat gezeigt, dass diese grundsätzlich geeignet sind, die Schichtmannschaft bei der Beherrschung von Störfällen wirksam zu unterstützen. Die Resultate der Validierung ergaben, dass Verbesserungen der Systeme möglich und notwendig sind. Nachdem das KKB die wichtigsten Änderungen vorgenommen hatte, erteilte die HSK die Freigabe zur Benutzung von AWARE und COMPRO. Damit war die Validierung des Gesamtsystems abgeschlossen und die Pendenz P29a erfüllt.

Zur Funktion des ANIS als SPDS legte das KKB dar, dass die gemäss IEC 960⁵¹ anzuzeigenden Sicherheitsparameter vom ANIS erfasst und in den bereits erstellten Prozessbildern dargestellt werden. Zusätzlich wurden ein Übersichtsbild, SPDS-spezifische Trendanzeigen und Kurvenbilder erstellt. Damit waren aus Sicht der HSK die Anforderungen an das SPDS erfüllt und die Pendenz P29b (Kap. 2.1.2) konnte im Jahre 1999 geschlossen werden.

Über die seit der Inbetriebnahme des ANIS durchgeführten Änderungen und Instandhaltungsarbeiten wurde die HSK im Rahmen der Freigabeverfahren, durch die reguläre Berichterstattung und bei der Durchführung von Inspektionen zum ANIS laufend informiert. Sie konnte sich von der sorgfältigen Durchführung von Änderungen und von der hohen Gesamtverfügbarkeit des ANIS überzeugen.

Für die Systeme AWARE und COMPRO wurden besondere Vorschriften zur Durchführung funktionseller Änderungen erstellt, denen die HSK zustimmte.

Zusammenfassend stellt die HSK fest, dass mit dem ANIS, dem SPDS und den Betriebsunterstützungssystemen AWARE und COMPRO dem Personal Hilfsmittel zur Verfügung stehen, welche es bei seinen Aufgaben zum Erreichen einer hohen Anlageverfügbarkeit und Anlagensicherheit sowie zum Verhindern und Beherrschen von Störfällen weitreichend unterstützen. Das ANIS wies seit seiner Übergabe an den Betrieb bis zum Ende des Berichtszeitraums eine sehr hohe Gesamtverfügbarkeit aus.

Seit der Benutzungsfreigabe konnte die HSK anlässlich von Notfallübungen und Simulatortrainings mehrfach den Einsatz von AWARE und COMPRO beobachten, insbesondere auch den Wechsel von COMPRO auf Papiervorschriften. Sie konnte sich dabei überzeugen, dass das Schichtpersonal diese Instrumente beherrscht und zweckmässig einsetzt.

6.8.3 Nebenleitstellen

Sicherheitstechnische Bedeutung der Nebenleitstellen und Übersicht

Die Nebenleitstellen, auch als örtliche Leitstände bezeichnet, dienen zur lokalen Steuerung von Sicherheits- und Hilfssystemen, die bei Ausfall oder Störung kein kurzfristiges Eingreifen notwendig machen. Diejenigen Nebenleitstellen, welche zur Bedienung und Überwachung von 1E-klassierten Systemen dienen, sind ebenfalls 1E-klassiert.

Wesentliche sicherheitsrelevante Nebenleitstellen sind u. a.:

- die Bedien- und Überwachungstafeln des Chemie- und Volumenregelsystems in der kontrollierten Zone des Nebengebäudes
- die Steuerstelle des Notspeisewassersystems im Notspeisewassergebäude
- der Leitstand des Notstanddieselgenerators im Notstandgebäude
- die Vor-Ort-Steuerstellen der Dieselgeneratoren (sog. Flut-Diesel) und der 0,4 kV-Notstromschienen der Eigenbedarfsanlage
- die Rückmeldetafel für die Notstandgebäudelüftung
- die lokale Bedientafel für die Wasseraufbereitung und Wasserstoffkühlung der Generatoren im Maschinenhaus und
- die lokale Steuerstelle für die Handbetätigung des Containment-Druckentlastungssystems im Notstandgebäude

Für den Anlageoperator, der sich zur Überwachung verschiedener Systeme im Nebengebäude der kontrollierten Zone aufhält, wurde der Nebengebäude-Leitstand errichtet. Dies ist eine geschlossene klimatisierte Kabine mit Arbeitstischen und einer ANIS-Bedienstation.

Angaben des Gesuchstellers

Im Berichtszeitraum wurde im Jahre 1995 der Nebengebäude-Leitstand ersetzt. Die neue Kabine ist grösser, hat ein eigenes Klimagerät, ist besser gegen Temperatur- und Lärmeinwirkungen isoliert und hat eine verbesserte Beleuchtung. Die neue Kabine wurde mit verbesserten Arbeitsplätzen und einer ANIS-Bedienstation ausgerüstet.

Zudem wurden seit 1992 die Vor-Ort-Steuersysteme für die Dampferzeuger-Abschlammung und für das Taprogge-System zur Reinigung der Kondensatorrohre modernisiert. Als weitere Erneuerungen sind die neu eingerichtete Steuerstelle des Notspeisewassersystems und die Erneuerungen der Vor-Ort-Steuerstellen der Flut-Diesel zu erwähnen.

Zusammenfassend bewertet das KKB die Nebenleitstellen zusammen mit dem HKR und dem NLS dahingehend, dass insgesamt alle notwendigen Informationen und Bedienelemente dem Personal zur Verfügung stehen, die es zur Erfüllung seiner Aufgaben benötigt.

HSK-Beurteilung

Im Gutachten von 1994 hatte die HSK die Nebenleitstellen entsprechend dem damaligen Stand bewertet und kommt zum Schluss, dass die Nebenleitstellen entsprechend ihren Anforderungen zweckmässig eingerichtet sind.

Die HSK inspizierte im Berichtszeitraum verschiedene Wiederholungsprüfungen an Systemen, die mit Hilfe von neu eingebauten oder verbesserten Nebenleitstellen durchgeführt wurden und konnte sich von deren Zweckmässigkeit überzeugen. Dies waren z.B. Prüfungen am Leitstand der Notstanddiesel, am Leitstand des neuen Notspeisewassersystems und an den Vor-Ort-Steuerstellen der Flut-Diesel.

Die HSK kommt zum Schluss, dass die sicherheitsrelevanten Nebenleitstellen auch aus heutiger Sicht ihre Anforderungen erfüllen. Die neue Nebenleitstelle für das nachgerüstete Notspeisewassersystem wurde ebenfalls anforderungsgerecht ausgeführt. Die HSK bewertet die Tatsache positiv, dass das KKB auch nicht sicherheitsklassierte Komponenten auf dem Stand der Technik hält, wie dies bei der Modernisierung von betrieblichen Vor-Ort-Steuersystemen geschehen ist.

6.8.4 Störfallinstrumentierung

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Die Störfallinstrumentierung liefert dem Operateur die gesamte während eines Störfalls zur Entscheidungsfindung notwendige Information. Mit Hilfe der bereitgestellten Information muss es ihm möglich sein, alle in den Störfallvorschriften geforderten Entscheidungen zu treffen und die zum sicheren Abfahren der Anlage notwendigen Schritte daraus abzuleiten. Die erforderlichen Messwerte werden im HKR und im NLS zur Verfügung gestellt. Die Anzeigen sollen darüber Aufschluss geben, ob die sicherheitsrelevanten Systeme bestimmungsgemäss funktionieren und ob die entscheidenden Sicherheitsfunktionen erfüllt sind. Ausserdem soll die Integrität der Barrieren für die Aktivitätsrückhaltung beurteilt und die Aktivitätsabgabe in die Umgebung überwacht werden können. Die Störfallinstrumentierung ist der Klasse 1E zugeordnet.

Angaben des Gesuchstellers

Die Störfallinstrumentierung ist im Sicherheitsbericht bezüglich deren Bedeutung für die Störfallbeherrschung beschrieben und bewertet. Für die Festlegung und die Qualifizierung der erforderlichen Messwerte wurde der US-Regulatory-Guide 1.97⁵² zugrunde gelegt. Zudem wurde auf Basis der deutschen Regel KTA 3502⁵³ eine umfassende Überprüfung hinsichtlich der Vollständigkeit der Störfallinstrumentierung durchgeführt. Folgende Systeme und Einrichtungen liefern Messwerte für die Störfallinstrumentierung:

- Drucktransmitter und Berührungsthermometer (Kap. 6.7.2.5, Instrumentierung)
- Neutronenflussinstrumentierung (Kap. 6.7.2.6)
- Wasserstoff-Konzentrationsmessung (Kap. 6.13.1, Wasserstoffabbausystem)
- Aktivitätsmessungen (Kap.6.15)

Die erforderliche Betriebsbereitschaft und die Prüfanforderungen zu den Messungen der Störfallinstrumentierung sind in den Technischen Spezifikationen festgehalten.

Bei den einzelnen Systemen und Einrichtungen wurden im Berichtszeitraum umfangreiche Änderungen durchgeführt. Bis 1993 ersetzte das KKB die Drucktransmitter durch höher qualifizierte Typen. Zur Wasserstoffkonzentrationsmessung wurden drei neue qualifizierte Messfühler eingebaut. Bei der Neutronenflussinstrumentierung wurde die für die Störfallinstrumentierung bedeutende Zwischenbereichsmessung mit dem Einbau des störfallfesten und qualifizierten Weitbereichsmesssystems erneuert.

Die Messung des Ringraumdruckes wurde um eine Messstelle erweitert und drei der Ringraum-Temperaturmessungen wurden 1995 auf das Anlageinformationssystem ANIS aufgeschaltet, da diese Anzeigen gemäss den einschlägigen Richtlinien erforderlich sind. (Pendenz P30b, Kap. 2.1.2)

Im Gutachten von 1994 hatte die HSK das Fehlen einer Niveauanzeige für den Reaktordruckbehälter (RDB) hervorgehoben und Untersuchungen verlangt, um diese Abweichung gegenüber den einschlägigen Regeln zu begründen (Pendenz P30a, Kap. 2.1.2). KKB legte Untersuchungen und Analysen vor, um zu zeigen, dass zur Störfallbeherrschung und für Accident-Massnahmen diese Anzeige nicht erforderlich ist.

Das KKB wies anhand einer Analyse der KKB-spezifischen Störfall- und Notfallvorschriften sowie der SAMG-Prozeduren nach, dass mit der im KKB vorhandenen qualifizierten Kernaustrittstemperaturmessung die Störfallbeherrschung ohne direkte RDB-Niveaumessung möglich ist. Obwohl die NRC nach TMI die Nachrüstung von RDB-Niveaumesssystemen verlangt hatte, enthalten die in den USA anzuwendenden symptomorientierten Stör- und Notfallprozeduren für Westinghouse-DWR nur den Siedeabstand und die Kernaustrittstemperaturmessung als massgebende Parameter zur Auslösung von Operateurhandlungen im Rahmen der Störfallbehandlung. Sie nehmen also keinen Kredit von der eingebauten RDB-Niveaumessung. Temperaturmessungen im heissen und kalten Strang sowie auch der Füllstand im Druckhalter können weitere Hinweise zum Inventar im RDB liefern.

Im BEB werden die einzelnen Systeme und Einrichtungen bewertet, welche Messwerte zur Störfallinstrumentierung liefern. Aufgrund dieser Bewertungen geht das KKB davon aus, dass ein zuverlässiger Weiterbetrieb dieser Systeme und Einrichtungen gewährleistet ist. Ein grosser Teil der Einrichtungen ist im Verlauf des Berichtszeitraums auf den neusten Stand der Technik gebracht worden. Bei der Neutronenfluss-Leistungsmessung ist langfristig ein Ersatz geplant. Das Aktivitätsmesssystem arbeitet abgesehen von einigen durch Störungen verursachten Betriebserschwernissen (Kap. 6.15) zuverlässig, wobei das KKB vorsieht, die Software der Monitore auf den neusten Stand zu bringen.

HSK-Beurteilung

Zur Überprüfung der Vollständigkeit und der angemessenen Qualifikation der Störfallinstrumentierung wird die HSK-Empfehlung E-04 zugrunde gelegt. Es wird bewertet, ob im Sicherheitsbericht die im HKR und NLS gemäss E-04 zumindest erforderlichen Messgrössen angegeben sind und deren Anforderungen an die Betriebsbereitschaft in den Technischen Spezifikationen festgelegt sind.

Die umfassenden Änderungen und Erweiterungen der Messeinrichtungen und Systeme, welche Messwerte für die Anzeigen der Störfallinstrumentierung liefern, wurden von der HSK im Rahmen der entsprechenden Freigabeverfahren überprüft und dabei festgestellt, dass diese angemessen qualifiziert sind.

Mit dem Einbau einer zusätzlichen Ringraum-Druckmessung und der Aufschaltung der Ringraum-Temperaturen auf das ANIS konnte im NLS eine Druck- und Temperaturanzeige realisiert und die Pendenz P30b aus dem HSK-Gutachten von 1994 abgeschlossen werden (Kap. 2.1.2).

Die Aufrechterhaltung der Betriebsbereitschaft der Störfallinstrumentierung erfolgt im Rahmen der Wiederholungsprüfungen der zugehörigen Systeme und Einrichtungen. Zustand und Zuverlässigkeit der Einrichtungen werden durch die Instandhaltung auf dem geforderten Niveau gehalten. Die Einrichtungen sind im AÜP integriert. Es sind bisher nur einzelne Störungen von Messsignalen der Kernaustrittstemperatur und der Wasserstoffkonzentration im Containment aufgetreten, die durch mangelhafte Kabelverbindungen verursacht wurden.

Die HSK hat die vom KKB vorgelegten Nachweise zur Störfallbeherrschung ohne RDB-Niveaumanzeige sowie weitere Untersuchungen zur Korrelation zwischen der Temperatur am Kernaustritt und dem Füllstand im RDB eingehend überprüft. Sie konnte sich von der Richtigkeit der Angaben von KKB und Westinghouse überzeugen, insbesondere davon, dass in den von Westinghouse erarbeiteten Prozeduren zur Störfallbeherrschung (EOP) und Unfallbegrenzung (SAMG) die Messwerte der RDB-Niveaumessung nicht verwendet werden. Nach Einschätzung der HSK konnte anhand der Analyse der EOP und SAMG gezeigt werden, dass andere Messgrössen (Kernaustrittstemperatur, Siedeabstand, Füllstand im Druckhalter, Kühlmitteltemperaturen heiss und kalt) eine vergleichbar zuverlässige Aussage zum Wasserniveau im RDB liefern können. Damit sind die in der Pendeuz P30a formulierten Bedingungen für den Verzicht auf die Nachrüstung einer RDB-Niveaumessung erfüllt; die Pendeuz wurde geschlossen.

Im Jahre 2003 stellte die HSK Lücken in den Angaben zur Störfallinstrumentierung fest. Das KKB führte daher eine umfassende Prüfung der Vollständigkeit der Störfallinstrumentierung anhand einschlägiger Normen sowie der HSK-Empfehlung E-04 durch. Die Lücken in der Dokumentation wurden geschlossen. U. a. betraf dies die N_{16} -Monitore zur Messung der Frischdampfaktivität, welche 1996 installiert wurden (Kap. 7.6). Die Pendeuz P44 (Kap. 2.1.2) wurde damit erfüllt.

Aufgrund der Überprüfung zur Vollständigkeit der Angaben zur Störfallinstrumentierung wird KKB die entsprechenden Angaben in den Technischen Spezifikationen (2005) und im Sicherheitsbericht in der nächsten Revision (2005) ergänzen.

Gesamthaft betrachtet die HSK die Störfallinstrumentierung damit als vollständig. Die HSK-Empfehlung E-04 ist mit Ausnahme des Fehlens der Niveaumessung im RDB erfüllt. Für diese fehlende Messung stehen jedoch andere Messgrössen zur Verfügung, die eine zuverlässige Aussage zum Füllstand im RDB liefern können.

6.9 Versorgungs- und Hilfssysteme

6.9.1 Nukleare Kühlwassersysteme

Systemübersicht

Die nuklearen Kühlwassersysteme haben die Wärmeabfuhr aus den Sicherheitssystemen an eine äussere Wärmesenke sicherzustellen. Zu den nuklearen Kühlwassersystemen gehören:

- das Primäre Zwischenkühlwassersystem (KAC)
- das Primäre Nebenkühlwassersystem (PRW)
- das Sekundäre Zwischenkühlwassersystem (PKZ)
- das Sekundäre Nebenkühlwassersystem (PRN)

Die Brunnenwassersysteme werden im Kap. 6.9.2 behandelt.

6.9.1.1 Primäres Zwischenkühlwassersystem (KAC)

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Das Primäre Zwischenkühlwassersystem hat im Normalbetrieb und bei Störfällen die Aufgabe, Wärme von den Komponenten des Reaktorkühlsystems, des Restwärmesystems, des Sicherheits-

einspeisesystems, des Chemie- und Volumen-Regelsystems, der Brennelementlagerkühlung und -Reinigung, der Rückstandsaufbereitung, des Primären Probeentnahmesystems, des Ringraum-Rückpumpsystems, der Probeentnahme der Dampferzeuger-Abschlammung und des Steuerluftsystems abzuführen. Es ist ein Zwischenkreislauf, der Systeme mit potentiell kontaminiertem Wasser und dem von der Aare entnommenen Kühlwasser trennt. Das System ist ein geschlossener Kreislauf. Es besteht aus drei Primären Zwischenkühlwasserpumpen, die in eine gemeinsame Druckleitung speisen, aus zwei parallel geschalteten Zwischenkühlern sowie aus einem Ausgleichstank und dem erforderlichen Verteilnetz mit Armaturen. Gemäss seiner Funktion ist das System der SK 3 und EK I zugeordnet. Das Primäre Zwischenkühlwassersystem ist ständig im Betrieb mit einer oder zwei der drei Pumpen und einem der beiden Zwischenkühler. Der andere Zwischenkühler ist vom System abgesperrt und wird – ebenso wie die zweite oder dritte Pumpe – bei Bedarf von Hand zugeschaltet.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat das System auf der Grundlage des Sicherheitsberichts, der Technischen Spezifikationen, von Anlagenunterlagen, der Festlegung NE-14 und von entsprechenden KKB-Vorkommnisberichten beurteilt.

Im Bewertungszeitraum wurden am Primären Zwischenkühlwassersystem folgende sicherheitstechnisch wichtige Änderungen durchgeführt:

- 1994 (Block 1) bzw. 1993 (Block 2) wurden in beiden Blöcken die elektrischen Anspeisungen der Absperrarmaturen im Rücklauf von den Restwärmekühlern so geändert, dass eine redundante Anspeisung erreicht wurde.
- 1995 wurde in beiden Blöcken die Kühlwasserversorgung der thermischen Barriere der Reaktorhauptpumpen saniert. Es wurden die Rückschlagarmaturen verdoppelt und Durchflussbegrenzer zur Vermeidung eines unzulässigen Überdrucks im Primären Zwischenkühlwassersystem bei einem Versagen der thermischen Barriere eingebaut.
- 1995 wurden in beiden Blöcken zusätzliche Entlüftungs- und Entleerungsarmaturen angebracht.
- 1999 (Block 2) bzw. 2000 (Block 1) wurden die Umschaltarmaturen zwischen den beiden Zwischenkühlern mit Motorantrieben versehen.

In den Technischen Spezifikationen wurden 1993 bzw. 1997 vier ergänzende Änderungen vorgenommen. Sie dienen vor allem der Einführung einer Wartungsklausel und Präzisierung der Prüfanforderung.

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten und insbesondere die Einhaltung der Technischen Spezifikationen und die durchgeführten Wiederholungs- und Funktionsprüfungen am Primären Zwischenkühlwassersystem zusammengestellt und bewertet sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben. Ausserdem hat KKB die Instandhaltung des Primären Zwischenkühlwassersystems in den Fachbereichen Maschinentechnik und Elektrotechnik dargelegt und bewertet.

Die Wiederholungsprüfungen wurden als System- und Komponentenbegehung und als Sichtprüfungen der Zwischenkühler und des Ausgleichstanks durchgeführt. Im Ausgleichstank wurde Korrosion beobachtet und durch Wanddickenmessungen deren Ausmass abgeklärt. Der Befund wird im Rahmen der regulären Wiederholungsprüfungen weiterverfolgt.

Die drei Pumpen des Systems werden alternierend betrieben, alle vorgeschriebenen Prüfungen wurden gemäss den Technischen Spezifikationen durchgeführt und die Prüfanforderungen wurden im-

mer erfüllt. Seit der Inbetriebnahme der alternativen Brennstofflagerbeckenkühlung kann das Primäre Zwischenkühlwassersystem während der Revision für längere Zeit ausser Betrieb genommen werden, um umfangreichere Instandhaltungsarbeiten durchzuführen. Die Pumpen arbeiten sehr zuverlässig, gelegentlich festgestellte Mängel können als normaler Verschleiss bezeichnet werden. Die Kühler werden ca. jedes zweite Jahr gereinigt und wurden bisher zweimal einer Wirbelstromprüfung (Berohrung) ohne relevanten Befund unterzogen.

Das primäre Zwischenkühlwasser ist mit Kaliumchromat als Korrosionsinhibitor versetzt. Seine Konzentration wird monatlich überwacht.

1995 wurde in beiden Blöcken der Ansprechdruck des Sicherheitsventils des Ausgleichstanks von 2 bar rel. auf den ursprünglichen Wert von 3,4 bar rel. erhöht, um zu verhindern, dass Containmentatmosphäre über dieses Sicherheitsventil entweichen kann, falls es innerhalb des Containments zu einem LOCA und einem gleichzeitigen Bruch einer Leitung des Primären Zwischenkühlsystems kommt. Die Ausgleichstanks sind für einen Druck von über 3,4 bar rel. ausgelegt.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung wurde der Steckbrief des Systems erstellt. Die beschriebenen Alterungsmechanismen sind aus Sicht des Betreibers unproblematisch oder werden mit den bestehenden Überwachungs- und Instandhaltungsmassnahmen rechtzeitig festgestellt.

KKB kommt zum Schluss, dass das Primäre Zwischenkühlwassersystem unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen und der ordentlichen Instandhaltung alle sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllt. Die Pumpen des Systems sowie auch die Kühler sind in einem guten Zustand und arbeiten zuverlässig.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Primären Zwischenkühlwassersystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKB, sowie der Richtlinie HSK-R-15 und der Festlegung NE-14.

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen am Primären Zwischenkühlwassersystem wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Durch die redundanten elektrischen Anspeisungen der Absperrarmaturen im Rücklauf der Kühlwasserversorgung der Restwärmekühler wird die Verfügbarkeit des Restwärmesystems im Anforderungsfall verbessert.
- Durch die Erhöhung des Ansprechdrucks des Sicherheitsventils am Ausgleichstank wurde der auslegungsgemässe Zustand wieder hergestellt.
- Durch die Verbesserungen der Kühlwasserversorgung der thermischen Barriere der Reaktorhauptpumpen, mit dem Ziel der Vermeidung eines unzulässigen Überdrucks im Primären Zwischenkühlwassersystem, können die Folgen eines postulierten Versagens der thermischen Barriere beherrscht werden. Damit wurde die Pendezenz P46 aus dem Gutachten von 1994 abgeschlossen.
- Mit den zusätzlichen Entlüftungs- und Entleerungsarmaturen wird die Instandhaltung des Systems erleichtert.
- Durch die Motorisierung der Umschaltarmaturen zwischen den beiden Zwischenkühlern wird bei einem Störfall die Umstellung auf den Rezirkulationsbetrieb erleichtert und beschleunigt.

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand des Primären Zwischenkühlwassersystems ab.

Die Ausrüstungen wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben keinen Befund.

Die gemäss Festlegung NE-14 durchgeführten Wiederholungsprüfungen ergaben Korrosionsbefunde in einem Zwischenkühler und im Ausgleichstank. Instandsetzung bzw. Abklärungen sind erfolgt. Eine weitere Überwachung im Rahmen der Wiederholungsprüfungen ist ausreichend.

Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des Primären Zwischenkühlwassersystems durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen (Störungsbehebungen, Reparaturen und Ersatz) waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Durch die Nachrüstung einer alternativen Brennelement-Lagerbeckenkühlung kann man nun am Primären Zwischenkühlwassersystem während einer Revisionsabstellung umfangreichere Instandhaltungsarbeiten durchführen.

Im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms wurde eine Auswahl der zahlreichen mechanischen Komponenten des Systems überprüft und die Ergebnisse in einem Steckbrief dokumentiert. Als Alterungsmechanismen kommen neben dem normalen Verschleiss an aktiven Komponenten vor allem Korrosionsmechanismen in Frage, denen jedoch durch Korrosionsschutzmassnahmen und Instandhaltung entgegen gewirkt wird. Die HSK hat die Auswahl der mechanischen Komponenten noch nicht abschliessend beurteilt. Die weitere Bearbeitung erfolgt im Rahmen der laufenden Aufsicht.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen die Auslegung des Primären Zwischenkühlwassersystems verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktions- und Wiederholungsprüfungen sowie auch der Betriebsergebnisse erfüllt das System seine Sicherheitsfunktion zuverlässig.

6.9.1.2 Primäres Nebenkühlwassersystem (PRW)

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Das Primäre Nebenkühlwassersystem erfüllt während des Normalbetriebs und im Störfall die Aufgabe des Rückkühlens des Primären Zwischenkühlwassersystems (Kap. 6.9.1.1). Es dient ferner der Kühlung der Umluftkühler des Primärcontainments, des DE-Abschlämmsystems und einiger Elektro Räume. Drei redundante Primäre Nebenkühlwasserpumpen, die parallel geschaltet sind, entnehmen das Wasser vom Kühlwasserkollektor des Hauptkühlwassersystems (Turbinenkondensatoren) und fördern es in eine gemeinsame Druckleitung. Die erste Gruppe von Kühlwasserverbrauchern befindet sich ausserhalb des Reaktor Gebäudes, die zweite im Reaktor Gebäude. Das Kühlwasser wird von den Verbrauchern über eine Sammelleitung zum Ablaufbecken im Maschinenhaus und von dort über das Ablaufbecken in die Aare geleitet. Im Normalbetrieb ist eine der Nebenkühlwasserpumpen dauernd im Betrieb. Im Falle ihres Ausfalls läuft eine der beiden anderen Pumpen automatisch an. Zur Vermeidung eines Übertrittes von gegebenenfalls kontaminiertem Wasser in das Primäre Nebenkühlwassersystem herrscht in diesem ein höherer Druck als im Primären Zwischenkühlwassersystem.

Gemäss seiner Funktion ist das System der SK 3 und EK I zugeordnet. Das Primäre Nebenkühlwassersystem ist ständig im Betrieb.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat das System auf der Grundlage des Sicherheitsberichts, der Technische Spezifikationen, von Anlagenunterlagen, von SVTI-Festlegungen und von KKB-Vorkommnisberichten beurteilt.

Im Bewertungszeitraum wurden am Primären Nebenkühlwassersystem folgende sicherheitstechnisch wichtige Änderungen durchgeführt:

- 1993 wurden die Armaturen im Vor- und Rücklauf der Containment-Umluftkühler ersetzt (wegen Korrosion). Die neuen Armaturen verursachen wesentlich kleinere Druckverluste.
- 1996 wurde in beiden Blöcken die Ringraumlüftung und die Druckerhöhungspumpen als entbehrlich demontiert.
- 1999 (Block 1) bzw. 2000 (Block 2) wurden die Armaturen am Austritt des primären Nebenkühlwassers aus den Zwischenkühlern motorisiert.
- 1999 wurden in beiden Blöcken zusätzliche Entlüftungs- und Entleerungsarmaturen angebracht.
- 1999 (Block 2) bzw. 2000 (Block 1) wurden die Armaturen im Bereich der Zwischenkühler nach 25 Jahren Dauereinsatz ersetzt.

Die Technischen Spezifikationen wurden 1995 mit einer Wartungsklausel für die Pumpen ergänzt.

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten und insbesondere die Einhaltung der Technischen Spezifikationen und die durchgeführten Wiederholungs- und Funktionsprüfungen am Primären Nebenkühlwassersystem zusammengestellt und bewertet sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben. Ausserdem hat KKB die Instandhaltung des Primären Nebenkühlwassersystems in den Fachbereichen Maschinenteknik und Elektrotechnik dargelegt und bewertet.

Die Wiederholungsprüfungen bestanden aus System- und Komponentenbegehungen der Rohrleitungsabschnitte und Sichtprüfungen ihrer Unterstützungen im Bereich der Containmentdurchführungen. Es gab keine relevanten Befunde.

Die drei Pumpen des Systems werden monatlich alternierend betrieben. Die gemäss den Technischen Spezifikationen vorgeschriebenen Prüfungen "Test und Betriebswechsel der Pumpen" wurden durchgeführt; die Prüfanforderungen wurden immer erfüllt. Einmal (1999) wurde bei der Freischaltung einer Pumpe ein Defekt am Saugschieber der Pumpe festgestellt und repariert. Seit der Inbetriebnahme der alternativen Brennstofflagerbeckenkühlung 1999 kann das Primäre Nebenkühlwassersystem während der Revision für längere Zeit ausser Betrieb genommen werden, um umfangreichere Instandhaltungsarbeiten durchzuführen. Die Pumpen arbeiten sehr zuverlässig, nachdem in früheren Jahren diverse konstruktive Verbesserungen vorgenommen wurden. Gelegentlich festgestellte Mängel können als normaler Verschleiss bezeichnet werden.

Das Primäre Nebenkühlwassersystem verwendet Aarewasser als Kühlmittel. Die dadurch entstehenden Korrosionsvorgänge in den ferritischen Leitungen sind bekannt. Im Rahmen der Alterungsüberwachung wurde der Steckbrief des Systems erstellt. Die Notwendigkeit einer mittelfristigen Sanierung der Leitungen des Systems wird geprüft.

Zur Erarbeitung einer verlässlichen Entscheidungsgrundlage zum Rückbau der Ringraumkühler und der Druckerhöhungspumpen wurden während des BW 1994 Messungen zur Wärmeleistung bei verschiedenen Betriebsbedingungen durchgeführt.

1995 wurde mit einem Versuch der Nachweis erbracht, dass das Primäre Neben- und Zwischenkühlwassersystem auch beim Versagen (Schliessen bis auf 10 %) der Druckregelarmatur im Ablauf noch genügend Wärme abführt.

KKB kommt zum Schluss, dass das Primäre Nebenkühlwassersystem, unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen und der ordentlichen Instandhaltung, alle sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllt. Die Korrosionsvorgänge sind bekannt und in ihren Auswirkungen absehbar. Zweckmässige Lösungen zur Verhinderung eines Ausdampfens im Rücklauf von den Containment-Umluftkühlern werden gegenwärtig untersucht.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Primären Nebenkühlwassersystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKB, sowie der Richtlinie HSK-R-15 und der Festlegung NE-14.

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen am Primären Nebenkühlwassersystem wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Mit den erneuerten Absperrarmaturen der Containment-Umluftkühler wurden nicht nur Korrosionsprobleme behoben, sondern auch die Druckverluste soweit reduziert, dass die Druckerhöhungspumpen entbehrlich wurden. Dadurch wurde das System einfacher und zuverlässiger. Eine ähnliche Vereinfachung brachte der Rückbau der Ringraumkühlung und –heizung.
- Die Motorisierung der Armaturen am Austritt des primären Nebenkühlwassers aus den Zwischenkühlern ermöglicht die ferngesteuerte Betätigung dieser Armaturen vom Hauptkommandoraum aus. Dadurch wird die Zuverlässigkeit der Erstellung der Kühlkette (Restwärmekühler/Zwischenkühler/Primäres Nebenkühlwasser) erhöht.
- Die zusätzlichen Entlüftungs- und Entleerungsarmaturen erleichtern die Instandstellungsarbeiten.

Die HSK leitet ihre Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand des Primären Nebenkühlwassersystems aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung ab.

Die Ausrüstungen wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft.

Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben keinen Befund.

Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des Primären Nebenkühlwassersystems durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen (Störungsbehebungen, Reparaturen und Ersatz) waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Durch die Nachrüstung einer alternativen Brennelement-Lagerbeckenkühlung kann man nun am Primären Nebenkühlwassersystem umfangreiche Instandhaltungsarbeiten durchführen.

Die von der Festlegung NE-14 geforderten Wiederholungsprüfungen werden gemäss der Prüfkategorie 2.1 als Begehungen durchgeführt und ergaben keine Befunde. Das AÜP hingegen weist auch für die nach NE-14 zu prüfenden Bereiche ein Potential für Korrosionsmechanismen aus. Deshalb ist zu prüfen ob diese Abschnitte gemäss Festlegung NE-14 in die Prüfkategorie 2.2 gehören. Begehungen sind nicht geeignet, um Korrosion von innen zu kontrollieren. (*PSÜ-Pendenz PSÜ-P 5/5.5.1-2*, Kap. 5.5.1).

Die Alterungsüberwachung der mechanischen Komponenten wurde gemäss den Anforderungen der HSK durchgeführt und die in Frage kommenden Alterungsmechanismen im Steckbrief dokumentiert

und bewertet. Offen ist die Angabe der Prüfprogramme, welche zur Feststellung des tatsächlichen Zustandes der Rohrleitungen angewandt werden. Da das System einer Reihe von Korrosionsmechanismen durch den Betrieb mit Aarewasser ausgesetzt ist, ist die von KKB vorgesehene Prüfung einer mittelfristigen Sanierung der Leitungen sinnvoll. KKB wird die HSK bis Ende 2004 über ihre Untersuchungen informieren.

Die HSK hat die Versuche und Abklärungen zum Rückbau der Ringraumkühler und der Druckerhöhungspumpen sowie auch zum Nachweis der Beherrschung der Folgen des Versagens der Druckregelarmatur im Ablauf des Primären Nebenkühlwassers zustimmend zur Kenntnis genommen.

Gegenwärtig sind Untersuchungen zur Lösung des Problems der Druckverhältnisse nach den Drosselarmaturen im Rücklauf hinter den Containment-Umluftkühlern unter LOCA-Störfallbedingungen (Gefahr des Ausdampfens) im Gange. KKB wird die HSK bis Ende 2004 über die Ergebnisse ihrer Untersuchungen informieren.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen die Auslegung des Primären Nebenkühlwassersystems verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktions- und Wiederholungsprüfungen sowie auch der Betriebsergebnisse erfüllt das System seine Sicherheitsfunktion zuverlässig

6.9.1.3 Sekundäres Zwischenkühlwassersystem (PKZ)

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Das Sekundäre Zwischenkühlwassersystem führt die Wärme von verschiedenen Komponenten der Sekundäranlage (Hilfsspeisewasserpumpen, Steuerluftkompressoren, Werkluftkompressoren, Probenahmekühler) an das Sekundäre Nebenkühlwassersystem ab. Es erlaubt die Kühlung der Komponenten mit sauberem Wasser. Das System ist ein geschlossener Kreislauf, der atmosphärisch belüftet ist. Es besteht aus zwei parallel geschalteten Sekundären Zwischenkühlwasserpumpen, zwei Sekundären Zwischenkühlern, einem Verteilnetz zu den Kühlwasserverbrauchern sowie einem Ausgleichstank. Einer der zwei Zwischenkühler ist normalerweise vom System isoliert und trocken konserviert betriebsbereit. Im Notstromfall, was den Ausfall des sekundären Nebenkühlwassers bedeutet, kann durch Einspeisung von Brunnenwasser oder Feuerlöschwasser und Betrieb der notstromversorgten PKZ-Pumpe 1 die Kühlfunktion des Systems aufrecht erhalten werden (AM-Massnahme). Das System sowie alle von ihm versorgten Komponenten sind im Maschinenhaus aufgestellt. Da das System die Gehäuse und die Ölversorgung beider Hilfsspeisewasserpumpen kühlt, ist es entsprechend dieser Aufgabe der SK 3 und EK I zugeordnet. Das Sekundäre Zwischenkühlwassersystem ist immer in Betrieb.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat das System auf der Grundlage des Sicherheitsberichts, der Technischen Spezifikationen, von Anlagenunterlagen und von entsprechenden KKB-Vorkommnisberichten beurteilt.

Im Bewertungszeitraum wurden am Sekundären Zwischenkühlwassersystem folgende sicherheitstechnisch wichtige Änderungen durchgeführt:

- 1997 wurden in beiden Blöcken die Pumpen ertüchtigt und höher klassiert. Die Pumpenmotoren wurden durch 1E-qualifizierte Motoren ersetzt und deren Steuerung nachgerüstet
- 1997 (Block 1) bzw. 1998 (Block 2) wurde am Volumenausgleichstank eine Einrichtung zur Prüfung des Schwimmerschalters (Niveau tief) installiert

- 2002 wurde im Block 1 die Temperaturregelung vor den Zwischenkühlern verbessert

Für das System wurden die Technischen Spezifikationen 1993 mit limitierenden Betriebsbedingungen und 1995 mit einer Wartungsklausel für die beiden Pumpen ergänzt.

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten und insbesondere die Einhaltung der Technischen Spezifikationen und die durchgeführten Funktionsprüfungen am Sekundären Zwischenkühlwassersystem zusammengestellt und bewertet sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben. Ausserdem hat KKB die Instandhaltung des Sekundären Zwischenkühlwassersystems in den Fachbereichen Maschinenteknik und Elektrotechnik dargelegt und bewertet.

Die Komponenten des Sekundären Zwischenkühlwassersystems sind nicht wiederholungsprüfpflichtig.

Die drei Pumpen des Systems werden alternierend betrieben. Alle vorgeschriebenen Prüfungen gemäss den Technischen Spezifikationen (seit 1994 "Betriebswechsel der Pumpen") wurden durchgeführt und die Prüfanforderungen wurden immer erfüllt. Die Pumpen arbeiten sehr zuverlässig, gelegentlich festgestellte Mängel können als normaler Verschleiss bezeichnet werden. Die Zwischenkühlpumpen unterliegen einem Instandhaltungsintervall von 4 Jahren und werden dabei jeweils total revidiert. Die Kühler werden in einem Intervall von 15 Jahren von innen inspiziert. Am Volumenausgleichstank waren bisher keine Instandsetzungsarbeiten erforderlich. Eine Inneninspektion für den Volumenausgleichstank alle 10 Jahre soll in das Instandhaltungsprogramm aufgenommen werden. Die Armaturen werden zustandsorientiert, d.h. bei auftretenden Störungen instand gesetzt.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung wurde der Steckbrief des Systems erstellt. Die beschriebenen Alterungsmechanismen sind aus Sicht des Betreibers unproblematisch oder werden mit den bestehenden Überwachungs- und Instandhaltungsmassnahmen rechtzeitig festgestellt.

KKB kommt zum Schluss, dass das Sekundäre Zwischenkühlwassersystem, unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten ordentlichen Instandhaltung, die sicherheitsrelevante Funktion zuverlässig erfüllt. Die Pumpen des Systems sowie auch die Kühler sind in einem guten Zustand und arbeiten zuverlässig.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Sekundären Zwischenkühlwassersystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung und der Technischen Spezifikationen des KKB.

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen am Primären Zwischenkühlwassersystem wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Die Ertüchtigung und Umklassierung der Pumpen und Pumpenmotoren erfolgte aufgrund der Ergebnisse der KKB-eigenen PSA-Studie. Dadurch wurde eine der sicherheitstechnischen Bedeutung des Systems gerechte Auslegung erreicht.
- Die Einrichtung zur Prüfung des Schwimmerschalters (Niveau tief) erlaubt die Prüfung des Schalters während des Betriebes und ermöglicht damit eine Früherkennung von Störungen.
- Die Temperaturregelung vor den Zwischenkühlern ermöglicht eine automatische Regelung der Vorlauftemperatur des Zwischenkühlwassers.

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand des Sekundären Zwischenkühlwassersystems ab:

Die Ausrüstungen wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben keinen Befund

Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des Sekundären Zwischenkühlwassersystems durchgeführten Instandsetzungsmassnahmen (Störungsbehebungen, Reparaturen und Ersatz) waren zustandsbedingt. Das System kann als zuverlässig bewertet werden

Die Alterungsüberwachung der mechanischen Komponenten wurde gemäss den Anforderungen der HSK durchgeführt und die in Frage kommenden Alterungsmechanismen im Steckbrief dokumentiert und bewertet. Da Deinat als Kühlmittel im PKZ verwendet wird, ist vor allem die Flächenkorrosion ferritischer Komponenten zu beachten. Noch offen ist die Angabe der Prüfprogramme, welche zur Feststellung des tatsächlichen Zustandes der Rohrleitungen sowie einiger Armaturen und des Volumenausgleichstanks angewandt werden. Der Steckbrief des Sekundären Zwischenkühlwassersystems wird von KKB deshalb noch ergänzt um:

- Angaben der Prüfprogramme für die Rohrleitungen und einige Armaturen und
- die geplante regelmässige Inneninspektion des Ausgleichstanks.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen die Auslegung des Sekundären Zwischenkühlwassersystems verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktionsprüfungen sowie auch der Betriebsergebnisse erfüllt das System seine Sicherheitsfunktion.

6.9.1.4 Sekundäres Nebenkühlwassersystem (PRN)

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Das Sekundäre Nebenkühlwassersystem dient als Wärmesenke für die Hilfssysteme der Turbogruppen und für das Sekundäre Zwischenkühlwassersystem, welches u. a. sicherheitsrelevanten Hilfsspeisewasserpumpen kühlt. Das unklassierte Sekundäre Nebenkühlwassersystem besteht im Wesentlichen aus zwei parallel geschalteten Sekundären Nebenkühlwasserpumpen, die aus dem Kühlwasserkollektor Aarewasser ansaugen, sowie einem Verteilnetz zu den Kühlwasserverbrauchern mit den entsprechenden Rohrleitungen und Armaturen. Das System ist im Normalbetrieb ständig im Betrieb.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat zur Beurteilung des Systems den Sicherheitsbericht und Anlagenunterlagen herangezogen.

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten des Sekundären Nebenkühlwassersystems zusammengestellt und bewertet sowie die Instandhaltung des Sekundären Nebenkühlwassersystems in den Fachbereichen Maschinentchnik und Elektrotechnik dargelegt und bewertet.

Die Komponenten des Sekundären Nebenkühlwassersystems sind nicht wiederholungsprüfpflichtig.

Die Technischen Spezifikationen enthalten keine Prüfanforderungen an das unklassierte System. Die Pumpen arbeiten sehr zuverlässig, gelegentlich festgestellte Mängel können als normaler Verschleiss (z.B. der Gleitringdichtungen) bezeichnet werden. Als Instandhaltungsmassnahme werden die Pumpen alle 10 Jahre gegen vollständig revidierte Pumpen ausgetauscht.

Da im Sekundären Nebenkühlwassersystem Aarewasser fliesst, ist mit Korrosionsvorgängen in den ferritischen Leitungen zu rechnen. Im Rahmen der Alterungsüberwachung wurden die Korrosionsmechanismen im System vom Betreiber als nicht kritisch eingestuft

KKB kommt zum Schluss, dass das Sekundäre Nebenkühlwassersystem unter Berücksichtigung der ordentlichen Instandhaltung alle sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllt. Die Korrosionsvorgänge sind bekannt und in ihren Auswirkungen absehbar.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Sekundären Nebenkühlwassersystems hinsichtlich Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung.

Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des Sekundären Nebenkühlwassersystems durchgeführten Instandsetzungsmassnahmen (Störungsbehebungen, Reparaturen und Ersatz) waren zustandsbedingt.

Die HSK kommt daher zu dem Schluss, dass das System seine Funktion zuverlässig erfüllt.

6.9.2 Brunnenwassersysteme

6.9.2.1 Brunnenwassersystem (LBW)

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Das Brunnenwassersystem hat die Aufgabe im Falle einer externen Überflutung des Kraftwerksge- ländes die Speisewasserversorgung der DE bei abgeschaltetem Reaktor sicherzustellen. Das Sys- tem dient als Speisewasserquelle für die Hilfsspeisewasserpumpen, falls die Speisewasserbehälter störfallbedingt entleert sind. Ferner steht es bei Störfällen, bei denen das Hilfsspeisewassersystem sowie das Notspeisewassersystem ausgefallen sind, als diversitäres System durch direktes Einspei- sen von Brunnenwasser in die druckentlasteten DE zur Verfügung. Seiner sicherheitstechnischen Aufgabe entsprechend ist das Brunnenwassersystem der SK 3 und EK I zugeordnet sowie 1E klas- siert. Das Brunnenwassersystem dient beiden Kraftwerksblöcken gemeinsam. Es besteht aus zwei parallel geschalteten Brunnenpumpen, die in einem gemeinsamen Brunnenschacht installiert sind sowie dem erforderlichen Verteilnetz. Im Anforderungsfall werden die Pumpen vom Operateur im Hauptkommandoraum gestartet.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat zur Beurteilung des Systems den Sicherheitsbericht, die Technischen Spezifikationen, Anla- genunterlagen und SVTI-Festlegungen herangezogen.

Im Bewertungszeitraum wurde am Brunnenwassersystem eine sicherheitstechnisch wichtige Ände- rung durchgeführt:

- 1995 wurde eine Mindestmengenleitung installiert, die die Druck- mit der Saugseite der Pumpe verbindet und so auch bei abgesperrter Druckseite der Pumpe deren erforderlichen Mindest- durchsatz sicherstellt

In den Technischen Spezifikationen wurden 1995 bzw. 1996 ergänzende Änderungen vorgenommen. Sie dienten der Einführung einer Wartungsklausel für die Pumpen und der Überprüfung des Pumpen- drucks bei der Förderung mit Mindestmenge.

Die Klassierung des Brunnenwassersystems wurde 2001 unter Berücksichtigung des anfangs der 90er Jahre in Betrieb genommenen Notstand-Brunnenwassersystems (vgl. Kap. 6.9.2.2) mit Zustim- mung der HSK von SK 2 auf SK 3 geändert.

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten und insbesondere die Einhaltung der Technischen Spezifikationen und die durchgeführten Wiederholungs- und Funktionsprüfungen am Brunnenwassersystem zusammengestellt und bewertet sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben. Ausserdem hat KKB die Instandhaltung des Brunnenwassersystems in den Fachbereichen Maschinentechnik und Elektrotechnik dargelegt und bewertet.

Die Wiederholungsprüfungen wurden als System- und Komponentenbegehungen durchgeführt. Es gab keine Befunde.

Die Betriebsbereitschaft der Pumpen des Systems wird gemäss den Technischen Spezifikationen durch periodische Probeläufe und durch Kontrolle des Grundwasserspiegels nachgewiesen. Alle Prüfungen wurden durchgeführt und die Prüfanforderungen wurden immer erfüllt.

Die Pumpen wurden 1986 zerlegt, inspiziert und gereinigt, der Zustand wurde als gut befunden. Die nächste Inspektion ist für 2004/2005 vorgesehen.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung wurde der Steckbrief des Systems erstellt. Im Zusammenhang mit den Eigenschaften des Grundwassers, von dem das Brunnenwassersystem gespeist wird, werden dabei vor allem Korrosionsmechanismen betrachtet. Der Betreiber kommt zu dem Schluss, dass die bestehenden Überwachungs- und Instandhaltungsmassnahmen zur Alterungsüberwachung ausreichend sind.

2002 wurde eine Analyse des Verhaltens des Brunnens bezüglich seiner Ergiebigkeit und deren zeitlichen Veränderung durchgeführt. Durch die Absenkung des Wasserstandes im Brunnenschacht bei Probeläufen konnte nachgewiesen werden, dass sich die Ergiebigkeit nicht verändert hat.

KKB kommt zum Schluss, dass das Brunnenwassersystem unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten ordentlichen Instandhaltung, alle sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllt.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Brunnenwassersystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKB sowie der Richtlinie HSK-R-15 und der Festlegung NE-14.

Mit der im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderung am Brunnenwassersystem wurde die nachstehend aufgeführte Verbesserung erreicht:

- Durch die Installation der Mindestmengenleitung wird eine Beschädigung der Pumpen bei einem Anforderungs- oder Störfall, falls die Pumpen über längere Zeit ohne Durchfluss betrieben würden, verhindert. Die Pumpen waren ursprünglich für solche Fälle nicht ausgelegt

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand des Brunnenwassersystems ab:

Die Ausrüstungen wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben keinen Befund.

Bei den gemäss der Festlegung NE-14 durchgeführten Wiederholungsprüfungen gab es keine Befunde.

Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren vorbeugend geplant.

Im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms wurde der Steckbrief für die mechanischen Komponenten des Systems erstellt und der HSK vorgelegt. Die im Zusammenhang mit der Korrosion der Rohrleitungen erwähnten Wanddickemessungen sind bisher nicht in das Wiederholungsprüfprogramm aufgenommen worden. Die Grundwasserpumpen sind im Berichtszeitraum keiner Totalrevision unterzogen worden, so dass keine aktuelle Information über den Materialzustand vorliegt. KKB wird das Zeitintervall von 18 Jahren für die Pumpeninspektion noch begründen, auch wenn es aufgrund des Betriebsverhaltens keine Hinweise auf Schädigungen gibt.

Die HSK kommt aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktions- und Wiederholungsprüfungen sowie auch der Betriebsergebnisse zu dem Schluss, dass das System seine Sicherheitsfunktion zufriedenstellend erfüllt.

6.9.2.2 Notstand-Brunnenwassersystem (LNB)

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Das Notstand-Brunnenwassersystem ermöglicht die Abfuhr der Nachzerfallswärme des abgeschalteten Reaktors und der in Notstand-Systemen anfallenden Verlustwärme auch bei Einwirkungen von aussen. Das Notstand-Brunnenwassersystem bespeist den Notstandrezirkulationskühler und das Notstand-Speisewassersystem, wenn dieses System zur Kühlung der DE angefordert wird. Das Notstand-Brunnenwassersystem besteht aus zwei Notstand-Brunnenwasserpumpen (je eine pro Block) im Notstand-Brunnenwasserschacht und dem Verteilnetz im Notstandgebäude mit Armaturen sowie einer Rücklaufleitung zur Arealentwässerung. Das System ist seinen Funktionen entsprechend SK 3, EK I und 1E ausgelegt. Das System wird im Bedarfsfall automatisch gestartet und erfüllt seine Kühlfunktion ohne Eingriffe des Personals. Es wurde in den Jahren 1993 (KKB 1) bzw. 1992 (KKB 2) in Betrieb genommen.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat zur Beurteilung des Systems den Sicherheitsbericht, die Technischen Spezifikationen, Anlagenunterlagen und Vorkommnisberichte herangezogen.

Im Bewertungszeitraum wurden am Notstand-Brunnenwassersystem folgende sicherheitstechnisch wichtige Änderungen durchgeführt:

- 1996 wurden die Schieber am Austritt der Pumpen verlegt, damit die Pumpen einzeln vom System getrennt und repariert werden können.
- 1996 wurden Prüfanschlüsse an der Regelarmatur HCV 2514 (Notstand-Brunnenwasser-Bypassventil) für die Kalibrierung der Durchflussmenge angebracht.

Das Notstand-Brunnenwassersystem wurde in die Technischen Spezifikationen 1992 (Block 2) bzw. 1993 (Block 1) nach der jeweiligen Inbetriebsetzung aufgenommen. 1995 wurde die Prüfung der Mindest-Fördermenge der Pumpe in den Technischen Spezifikationen ergänzt.

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten und insbesondere die Einhaltung der Technischen Spezifikationen und die durchgeführten Funktionsprüfungen am Notstand-Brunnenwassersystem zusammengestellt und bewertet sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben. Ausserdem hat KKB die Instandhaltung des Brunnenwassersystems in den Fachbereichen Maschinentechnik und Elektrotechnik dargelegt und bewertet.

Die Komponenten des Notstand-Brunnenwassersystems sind nicht wiederholungsprüfpflichtig.

Die Betriebsbereitschaft der Pumpen des Systems wird gemäss den Technischen Spezifikationen monatlich durch periodische Probeläufe nachgewiesen. Alle 24 Monate wird ein Test der Querverbindung zwischen Block 1 und 2 vorgenommen. Zudem wird das Notstand-Brunnenwassersystem bei der Durchführung weiterer Prüfungen an Notstandssystemen (Diesel, Steuerluft, NS-SE-Pumpe, NS-Rezirkulationspumpe) automatisch gestartet. Alle Prüfungen wurden durchgeführt. Die Prüfanforderungen wurden mit einer Ausnahme erfüllt. Am 04.09.96 wurde im KKB 2 beim Test der NS-SE-Pumpe die Notstand-Brunnenwasserpumpe nach 15 Sekunden Laufzeit durch Überstromschutz automatisch abgeschaltet. Die Ursache wurde im schlechten Kontakt in einem Steuerkreis gefunden und innerhalb von 24 Stunden behoben.

Die Pumpen werden regelmässig inspiziert und gewartet, der Zustand wurde als gut befunden.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung wurde der Steckbrief des Systems noch nicht erstellt; es wurden bisher keine Alterungsschäden festgestellt. Der Betreiber kommt zu dem Schluss, dass die bestehenden Überwachungs- und Instandhaltungsmassnahmen zur Alterungsüberwachung ausreichend sind.

2002 wurde eine Analyse des Verhaltens des Brunnens bezüglich seiner Ergiebigkeit und deren zeitlichen Veränderung durchgeführt. Durch die Absenkung des Wasserstandes im Brunnenschacht bei Probeläufen konnte nachgewiesen werden, dass sich die Ergiebigkeit nicht verändert hat, was auch auf die unveränderte Durchlässigkeit des Grundwasserträgers schliessen lässt.

KKB kommt zum Schluss, dass das Notstand-Brunnenwassersystem, unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen und der ordentlichen Instandhaltung, alle sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllt.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Notstand-Brunnenwassersystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, den Technischen Spezifikationen des KKB, sowie der Richtlinie HSK-R-15.

Mit der im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderung am Notstand-Brunnenwassersystem wurde die nachstehend aufgeführte Verbesserung erreicht:

- Die Schieber am Austritt der Pumpen wurden verlegt, damit die Pumpen einzeln vom System getrennt und repariert werden können. Dadurch wird die Verfügbarkeit der einzelnen Teilsysteme wesentlich erhöht.
- Durch den Einbau von Prüfanschlüssen an der Regelarmatur HCV 2514 (Notstand-Brunnenwasser-Bypassventil) müssen die Verbindungsleitungen nicht mehr nach einer Kalibrierung demontiert werden. Damit wird die Wartung erleichtert und das System zuverlässiger.

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand des Notstand-Brunnenwassersystems ab:

Die Ausrüstungen wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. 1996 wurde dabei ein Einzelfehler in der elektrischen Ansteuerung gefunden und behoben.

Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren vorbeugend geplant.

Die Erstellung des Steckbriefs für die mechanischen Komponenten des Notstand-Brunnenwassersystems ist im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms geplant. Für das mit Grundwasser

bespeiste System sind ähnliche Betrachtungen, insbesondere bezüglich Korrosionsmechanismen, erforderlich wie für das Brunnenwassersystem.

Die HSK kommt aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktionsprüfungen sowie auch der Betriebsergebnisse zu dem Schluss, dass das System seine Sicherheitsfunktion zuverlässig erfüllt.

6.9.3 Stromversorgung

Aufbau und sicherheitstechnische Aufgaben

Die elektrische Eigenbedarfs- und Notstromversorgung in jedem Block des KKB wird sowohl durch interne wie auch externe Stromquellen sichergestellt (siehe Abb. 6.9.3). Die Eigenbedarfsversorgung ist auf fünf Stränge verteilt, wobei drei davon zur Notstromversorgung dienen. Die Stränge 1 und 2 werden primär zur Abgabe der erzeugten elektrischen Energie benutzt und sind mit dem 220-kV-Netz verbunden. Der Strang 4 wird normalerweise vom 50-kV Netz versorgt. Der Strang 3 wird unterbrechungslos vom Wasserkraftwerk (HKB) angespeist. Bei Ausfall der 50-kV und 220-kV Netzeinspeisungen sowie der Stromversorgung im Inselbetrieb durch die Generatoren über die Eigenbedarfstransformatoren (Strang 1 und 2) erfolgt die elektrische Versorgung der sicherheitsrelevanten Verbraucher kurz- und langfristig durch die externe und interne Notstromversorgung. Hierzu gehören in erster Linie das HKB (Stränge 3 und 4) und der Notstromdieselmotor im Notstandgebäude (Strang 9). Im Strang 3 besteht zusätzlich die Möglichkeit, die so genannten Flutdiesel zur Notstromspeisung der 0,4-kV-Sammelschienen zu nutzen. Diese sind überflutungssicher aufgestellt und ermöglichen somit bei Überflutung des Kraftwerkareals aber auch bei anderen Notfällen die Energieversorgung der Sicherheitseinrichtungen zur Nachwärmeabfuhr des Reaktors. Die für die Sicherheit wichtigen, 1E-klassierten Wechselstromverbraucher sind an den Strängen 3, 4 und 9 angeschlossen, die elektrisch nicht klassierten Verbraucher ohne Berechtigung auf Notstromversorgung an den Strängen 1 und 2.

Die interne unterbrechungslose Stromversorgung (USV) erfolgt mittels Batterien und batteriegestützter Wechselstromversorgungen (so genannte sichere Schienen). Dieses System ist 4-strängig aufgebaut. Im Notstandgebäude ist zudem ein Gleichstromsystem redundant (2-strängig) aufgebaut. Das Reaktorschutz- und Regelsystem wird über 26-V-Gleichrichter durch die sicheren Schienen versorgt. Die Batteriekapazität ist so bemessen, dass bei Ausfall des Ladestromes ein uneingeschränkter Betrieb während mindestens zwei Stunden sichergestellt ist. Weitere Hilfssysteme verfügen über eigene USV-Anlagen.

Für Wartungsarbeiten an der Eigenbedarfsanlage sind diverse Kupplungen mittels manueller Umschaltung vorgesehen.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat zur Beurteilung den Sicherheitsbericht, das einpolige KKB-Hauptschema und -Eigenbedarfsschema sowie die Prüfvorschriften herangezogen.

Gemäss KKB ist der Nachweis einer guten Betriebsbereitschaft der sicherheitsrelevanten elektrischen Einrichtungen durch den Betrieb bzw. durch die periodischen Prüfungen erbracht. Im Berichtszeitraum wurden an den sicherheitsrelevanten elektrischen Versorgungssystemen folgende Änderungen vorgenommen:

- Einbau und Scharfschaltung der Generatorschalter (1992–1995/1996).
- Systematische Zuordnung der 1E-Verbraucher zu den 0,4-kV-Notstromschienen (1992/1993). Betroffen waren die Restwärmepumpen, Druckhalterheizung, Wasserstoff-Rekombinatoren und verschiedene Schalter von sicherheitsrelevanten Komponenten.
- Verstärkung der Betonwände als Brandschutzverbesserungsmassnahme bei der Blocktrafoanlage (1994).
- Bei den Flutdieseln wurden Zusatzkühler eingebaut, welche wahlweise mit Trink- oder Brunnenwasser betrieben werden können. Damit wird die Motorenkühlung bei Aussentemperaturen über 30° C verbessert (1995).
- Neuaufteilung der 8-kV-Sammelschiene im Wasserkraftwerk Beznau in zwei örtlich getrennte Notstromschienen mit fester Zuordnung von je 5 bzw. 6 Generatoren (1995).
- Eigene Einspeisung ab Wasserkraftwerk Beznau für die Notstromversorgung des Stranges 4 (1995).
- Ersatz von Schutz, Trafos und Erregung in der Eigenbedarfsanlage (1995–1998).
- Ersatz der Schutz- und Steuerungseinrichtungen der Flutdiesel (1999/2000).
- Bau einer unterirdischen Betonwanne, welche als Ölauffangbecken bei Trafobränden der Freiluftanlage dient (Kap. 6.11). Die Abdeckung der Zulaufkanäle wurde so konstruiert, dass beim Durchströmen das brennende Öl gelöscht wird (1998–2003).
- 1999 wurde die unterbrechungslose Versorgung der Stränge 2 und 4 erneuert. 2001 erfolgte die entsprechende Erneuerung für die Stränge 1 und 3.

Gesamthaft wurde durch diese Änderungen bzw. Ergänzungen in der Eigenbedarfsanlage eine höhere Zuverlässigkeit der Stromversorgung erreicht.

In Bezug auf die Stromversorgung sind die Nachrüstung des Wasserkraftkraftwerks Beznau durch die Aufteilung in zwei örtlich getrennte 8-kV-Sammelschienen inklusive der 2 neuen Trafos mit den neu eingerichteten Notstromschienen (AN10 und AN20) als markant einzustufen. Auch das geänderte Konzept bei Lastabwurf (Einbau der Generatorschalter) sowie die klare Zuordnung von 0E- (nicht sicherheitsrelevant) und 1E-Verbrauchern auf die jeweiligen Schienen sind von sicherheitstechnischer Bedeutung. Bei der Gleich- und Wechselstromversorgungsanlage wurden die rotierenden Umformer durch kompakte, statische USV-Anlagen mit Gleich- und Wechselrichter ersetzt.

Die autarke Stromversorgung im Notstandgebäude besteht aus dem Strang 9 und wurde 1992 als Teil des Notstandsystems in Betrieb genommen.

KKB kommt zum Schluss, dass sich das Betriebsverhalten der Wechselstromanlagen ausserhalb des Notstandgebäudes gegenüber früher nicht verändert hat. Eine Verbesserung wurde allerdings mit der externen Einspeisung bzw. der zweiten Notstromeinspeisung erreicht. Die Wechselstromversorgung im Notstandgebäude ist seit 1992 in Betrieb. Mit Ausnahme des Startversagens der Notstand-Notstromdiesel im Jahre 1997 sind keine Mängel ersichtlich. Die Gleichstromanlage innerhalb des Notstandgebäudes entspricht den Auslegungsdaten und hat dies bei Anforderungen bestätigt. Für die neuen Gleichstrom- und USV-Anlagen ausserhalb des Notstandgebäudes fehlt für eine langfristige Zuverlässigkeitsaussage zurzeit noch die entsprechende Betriebserfahrung. Aus vergleichbaren Anlagen liegen jedoch keine nachteiligen Informationen vor.

Die Betriebsbereitschaft der Systeme wird durch Wiederholungsprüfungen und Funktionsprüfungen nachgewiesen.

HSK-Beurteilung

Die HSK stützt sich bei der Beurteilung über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand der einzelnen Stromversorgungsanlagen auf die systemspezifische Betriebserfahrung (Änderungen, meldepflichtige Vorkommnisse und die KKB-Berichterstattung über die Betriebsergebnisse und die Instandhaltung), den Sicherheitsbericht des KKB und die Erkenntnisse aus den HSK-Inspektionen ab.

Die Auflage 3.6 (Punkt bezüglich Eigenbedarfs- und Notstromversorgung) der bundesrätlichen Verfügung von 1994² hat zu folgenden Änderungen und Verbesserungen geführt (Kap. 2.1.1)

- a) Durch die Inbetriebnahme der Generatorschalter wurden eine höhere Verfügbarkeit der externen Stromversorgung und die Eliminierung der automatischen Rückspeisung von 1E- auf 0E-Schienen erreicht.
- b) Die geforderte unabhängige Notstromversorgung des Stranges 4 wurde durch die Neuaufteilung der Sammelschienen im HKB in zwei örtlich getrennte Teilsysteme erreicht.
- c) Der geforderte Abwurf der Hauptspeisewasserpumpe, das heisst das Öffnen des zugehörigen Leistungsschalters vom Strang 4 im Notstromfall, wurde realisiert.
- d) Die geforderte systematische Strangzuordnung der 1E-Verbraucher wurde durch die Neuzuteilung mehrerer 0,4-kV-Komponenten zu den Notstromschienen erfüllt. Dieser Umbau wirkt sich laut BERA-Risikoanalyse sicherheitstechnisch positiv aus.
- e) Der Sicherheitsgewinn durch eine weitere Anspeisung des Notstandsystems wurde von KKB analysiert und bewertet. Die HSK hat diese Analyse überprüft und kommt zum Schluss, dass der Aufwand für eine entsprechende Nachrüstung in Bezug auf den geringen erzielbaren Sicherheitsgewinn nicht gerechtfertigt ist.

Hiermit ist die Auflage bezüglich der Eigenbedarfs- und Notstromversorgung erfüllt.

Zudem sind weitere Verbesserungen durchgeführt worden:

- Der Einbau des Zusatzkühlers bei den Notstrom-Flutdieseln verhindert in den heissen Sommermonaten das Überhitzen des Aggregates.
- Der Einbau des 4-strängigen Gleich- und Wechselstromsystems ausserhalb des Notstandgebäudes bewirkt in Summe eine höhere Verfügbarkeit der unterbrechungslosen Stromversorgung.
- Die mechanischen Schutzrelais für den Block- und den Eigenbedarfsschutz (6 bzw. 0,4 kV) wurden durch dem Stand der Technik entsprechende elektronische Schutzgeräte mit verbesserten Prüfmöglichkeiten ersetzt.
- Im Bereich des Schaltanlagenraumes 2E515 wurden in den Jahren 1995 und 1996 die elektrischen von den hydraulischen Systemen räumlich getrennt. Diese Trennung war notwendig, um bei Leckagen von z.B. Saugleitungen der Hilfsspeisewasser- bzw. Hauptspeisewasserpumpen eine Überflutung und die damit verbundenen Kurzschlüsse in den elektrischen Anlagen zu verhindern (Kap 7.7.2, Pendenz P20).

Mit der kontinuierlichen Erneuerung der Anlage verfolgt KKB die Strategie, auch die Ersatzteilbeschaffung für einen längeren Zeitraum sicherzustellen.

Im Bewertungszeitraum sind in beiden Blöcken gesamthaft 26 meldepflichtige Vorkommnisse (Klassierung B und U nach der Richtlinie HSK-R-15) eingetreten, welche die Stromversorgung tangierten. Davon waren 10 Vorkommnisse direkt auf Komponentenstörungen resp. Defekte innerhalb verschiedener elektrischer Ausrüstungen der Stromversorgungssysteme zurückzuführen.

Besonders erwähnenswert ist das Vorkommnis im Jahre 1997, welches durch den Ausfall vom Flutdiesel 2 während eines Probelaufes verursacht wurde. Das Diesellager lief bereits 40 Minuten auf Lastbetrieb, als der Sammelalarm "Dieselgruppe Störung" erschien. Eine Kontrolle vor Ort zeigte eine grosse Öllache im Bereich des Motors und mehrere herausgeschlagene Löcher im Pleuellagergehäuse. Die zerstörte Pleuellagerstange beschädigte bei weiterlaufendem 16-Zylinder-Motor das Pleuellagergehäuse durch die so genannte "Hammerwirkung". Eine rasche Reparatur war nicht möglich (dazu wäre der Ersatz des ganzen Motorblockes nötig). Zur Erfüllung der Forderungen aus den Technischen Spezifikationen hinsichtlich der begrenzenden Betriebsbedingungen wurde wie folgt vorgegangen:

- In Anbetracht der Abstellung des Blockes 1 für den Revisionsstillstand wurde der zweite Diesel des Block 1 provisorisch an die entsprechende Notstromschiene des im Leistungsbetrieb befindlichen Block 2 angeschlossen.
- Dieses Provisorium war allerdings nur bis zum Ende der Wartungsarbeiten im Revisionsstillstand möglich. Danach wurde eine mobile Ersatznotstromgruppe für den Block 2 flutsicher aufgestellt, welche als Notstromquelle zur Verfügung stand, bis der beschädigte Dieselmotor instandgesetzt und wieder betriebsbereit war.

Die in den Technischen Spezifikationen geforderten Funktionsprüfungen der elektrischen Energieversorgung wurden anhand von Check- und Wiederholungsprüflisten durchgeführt. Planmässige Kontrollen und Revisionen der Komponenten erfolgten im Rahmen des Instandhaltungsprogrammes für elektrische Einrichtungen. Zusätzliche visuelle Kontrollen wurden bei den täglichen Rundgängen im Bereich der Stromversorgungsanlagen durchgeführt. Von den oben erwähnten 26 meldepflichtigen Vorkommnissen ereigneten sich 6 bei der Durchführung von Funktionsprüfungen (siehe Kap. 5.2). Ausser bei dem vorher erwähnten Fall der Havarie des Notstrom-Flutdiesels kam es bei den Funktionsprüfungen nicht zu Einschränkungen in der Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen. Die Ergebnisse oder Befunde der Funktionsprüfungen geben den guten Zustand der elektrischen Energieversorgungsanlagen wieder. Diese Aussage wird auch durch die geringe Störfallanfälligkeit dieser Ausrüstungen bestätigt.

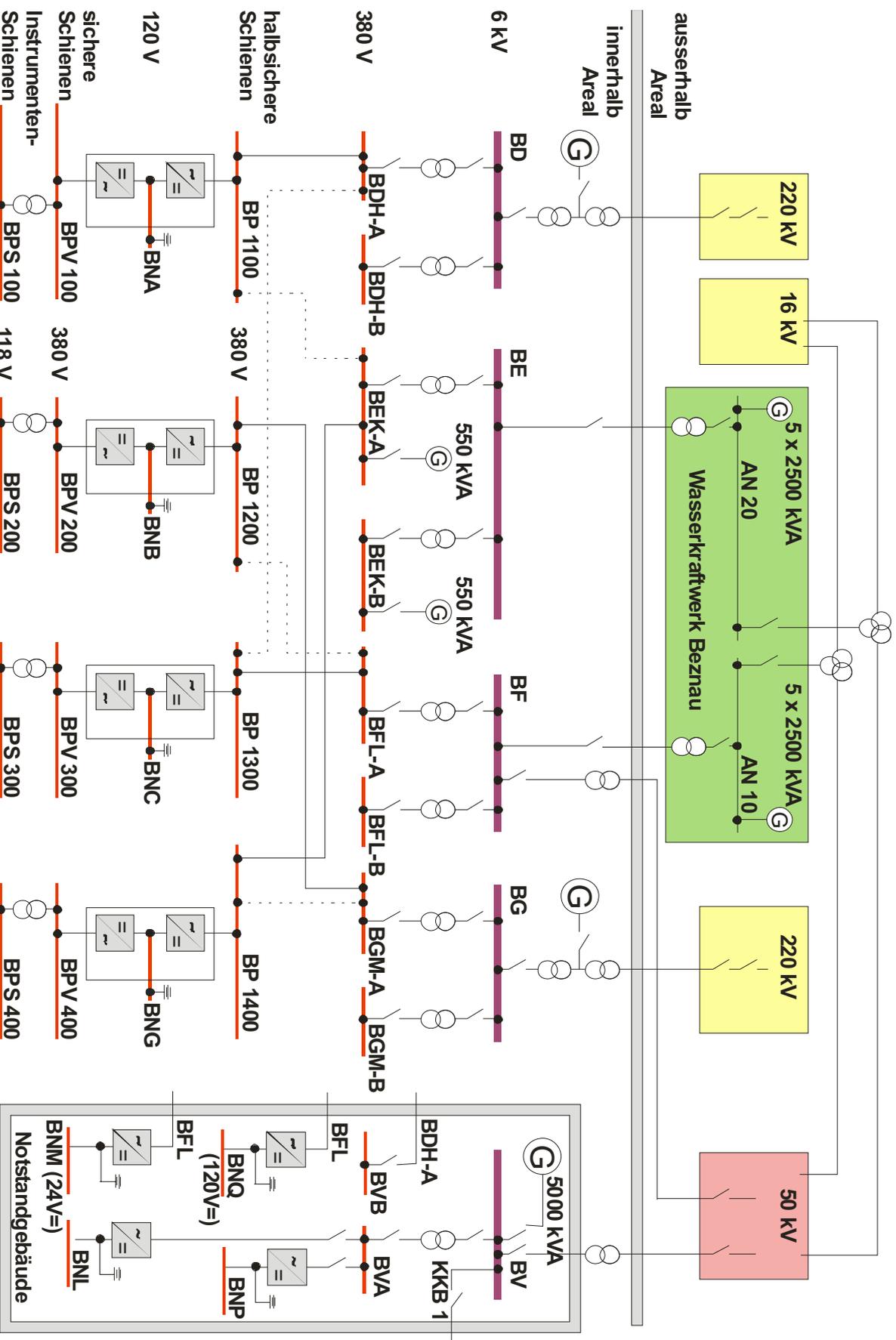
Bei den innerhalb des Bewertungszeitraumes im Bereich der elektrischen Versorgungs- und Verteilungsanlagen durchgeführten Wartungstätigkeiten wurden keine Befunde festgestellt, welche zu einem Ausfall von Sicherheitsfunktionen im Anforderungsfall geführt hätten. Dies gilt insbesondere für die ungeplanten Tätigkeiten, welche Störungsbehebungen, Reparaturen oder den Ersatz von Komponenten erforderten. Dank der konsequenten Überwachung des Zustandes der elektrischen Ausrüstungen und durch rechtzeitige Planung und Ausführung von Instandhaltungsmassnahmen (siehe Kap. 5.5.2) wirkt KKB Störungen oder Schäden an sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten vorbeugend entgegen und kann damit einen qualitativ guten Zustand der Einrichtungen erhalten. Die reaktiven Instandhaltungsmassnahmen wurden so ausgeführt, dass sich einmal aufgetretene Störungsursachen nicht mehr wiederholten.

Die durch die IAEA im November 1995 durchgeführte OSART-Überprüfung⁵⁴ kam zum Schluss, dass sich die elektrische Ausrüstung des KKB durch einen hohen Verfügbarkeitsgrad auszeichnet. Dies wird begründet mit der professionellen, präventiven Instandhaltung, den Änderungen und der Modernisierung der Anlage und einem effektiven Alterungsüberwachungsprogramm. Auch die Werkzeuge und die Testausrüstungen wurden als zweckmässig und in einem guten Zustand befindlich beurteilt.

Innerhalb des Bewertungszeitraums führte die HSK im Rahmen der erteilten Freigaben von Erneuerungsprojekten die notwendigen Detailüberprüfungen durch. Bei der Durchführung von Funktionsprüfungen und Instandhaltungsarbeiten inspizierte die HSK die entsprechenden Arbeiten vor Ort. Aufgrund dieser HSK-Inspektionen ergaben sich weder beim Stromversorgungskonzept noch hinsichtlich der Funktionstüchtigkeit und des Zustandes der Ausrüstungen negative Feststellungen.

Zusammenfassend stellt die HSK fest, dass die Zuverlässigkeit der KKB-Stromversorgung hoch ist. Auch bei Störungen der externen Netzspeisungen oder an der Eigenbedarfsanlage wird eine sichere und ausreichende Versorgung der Anlage mit elektrischer Energie gewährleistet.

Abb. 6.9.3-1 Wechselstrom-Versorgung KKB 2



6.9.4 Lüftungsanlagen

6.9.4.1 Aufgaben und Konzept

Die Lüftungsanlagen dienen der Aufrechterhaltung geeigneter Raumlufzustände und der gezielten Führung bzw. Rückhaltung von eventuell freigesetzten radioaktiven Stoffen. Damit werden die Umgebung und das Personal vor radioaktiver Strahlung geschützt und die Funktionsfähigkeit der Anlagenausrüstungen sichergestellt. Die obigen Aufgaben werden wie folgt gelöst:

- Aussenluft- (Zuluft) bzw. Mischluftbetrieb für die bei Leistungsbetrieb begehbaren Bereiche
- Umluftkühlbetrieb für Räume mit hohem Wärmeeintrag
- Einhaltung eines Unterdruckes gegenüber der Umgebung in allen Räumen der kontrollierten Zone
- Abstufung des Unterdruckes innerhalb der kontrollierten Zone
- Reinigung der Fortluft aus kontrollierten Zonen

Im Normalbetrieb werden die Aufgaben der Lüftung durch die betrieblichen Lüftungsanlagen, die den Hauptteil der KKB-Lüftung darstellen, wahrgenommen. Diese sind überwiegend als Aussenluft- und als Fortluftsysteme ausgeführt.

In den folgenden Abschnitten werden die Lüftungsanlagen der Bereiche mit sicherheitstechnischer Bedeutung im Nebengebäude, im Hauptkommandoraum und in den Elektroräumen sowie im Notstand-Gebäude beurteilt. Die strahlenschutztechnisch relevanten Filteranlagen sind im Kap. 5.6.9; das Umluftsystem für das Containment im Kapitel 6.6.2 behandelt. Auf die unklassierten Lüftungsanlagen der kontrollierten Zone wird im folgenden Kapitel nicht eingegangen.

6.9.4.2 Lüftung der nichtkontrollierten Zone

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Die Lüftung ausserhalb der kontrollierten Zone im Nebengebäude hat die Aufgabe, die Raumlufemperatur auf die für die elektromechanische Ausrüstung zulässigen Werte zu begrenzen. Sie versorgt alle Räume des Zwischengeschosses im Nebengebäude D und E sowie die Elektro- und Diesellärmräume im Ostteil des Maschinenhauses. Die Zuluftversorgung von Räumen im Nebengebäude D und E (ausserhalb der kontrollierten Zone) wird durch die gleiche Zuluftanlage (KHV 32) übernommen, die auch die kontrollierte Zone im Erdgeschoss des Nebengebäudes D mit Aussenluft versorgt. Die Umluftkühler in den Räumen der elektrischen Schaltanlagen, der Regelstabantriebe und der M/G-Umformer sowie in einzelnen Leittechnikräumen und im Relaisraum und die örtlichen Fortluftventilatoren gewährleisten die spezifizierten Raumlufemperaturen zum sicheren Betrieb der Einrichtungen. Die Lüftungsanlagen im Maschinenhaus bestehen aus örtlichen Aussenluftventilatoren, Umluftkühlern und Fortluftventilatoren. Nur wenige der hier beurteilten Lüftungsanlagen sind der SK 3 zugeordnet.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat das System auf der Grundlage des Sicherheitsberichts und von Anlagenunterlagen beurteilt.

Im Bewertungszeitraum wurden an den Lüftungsanlagen der nichtkontrollierten Zone in beiden Blöcken in der Zeit zwischen 1994 bis 1997 mehrere Verbesserungen zur Wärmeabfuhr aus den Relais- und Apparateräumen der Halonzonen (Raumbereiche, denen Gaslöschanlagen zugeordnet sind) durchgeführt. Es waren dies im Einzelnen:

- Umschaltung der Kühler von Fluss- auf Trinkwasser in den Sommermonaten.
- Einbau von Direktabsaugungen von Kühlluft über extrem warmen Geräten.
- Einbau zusätzlicher Umluftkühler (SHV 4301-A, B und C) mit eigener Luftverteilung in der Halonzone 3 (Raumbereiche, die Gaslöschanlagen zugeordnet sind).
- Bei der Abtrennung der Räume für die neue gesicherte Stromversorgung und das neue Reaktorschutz- und Regelsystem wurde die Lüftung dieser Räume saniert respektive neu erstellt.
- Einbau von Brandschutzklappen in die Lüftungsöffnungen und -kanäle der Halonzonen im Block 2 im Jahre 2001

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten, die durchgeführten Wiederholungsprüfungen und die Instandhaltung an den Lüftungsanlagen der nichtkontrollierten Zone zusammengestellt und bewertet. Der Betreiber plant, die für die Sicherheitsfunktion wichtigen oder risikorelevanten Komponenten der Lüftungsanlage im Alterungsüberwachungsprogramm zu behandeln.

In den Technischen Spezifikationen sind für die Lüftung der nichtkontrollierten Zone keine begrenzenden Betriebsbedingungen und keine Prüfanforderungen definiert. Die Komponenten der Nebengebäudelüftung sind gemäss Festlegung NE14 nicht wiederholungsprüfpflichtig.

Die Instandhaltung der verschiedenen Lüftungsanlagen hielt sich in dem für solche Systeme üblichen Rahmen. Neben den üblichen Wartungsarbeiten der Ventilationsgeräte, wie Kontrolle und Ersatz der Filter, der Keilriemen, der Wälzlager und Kontrolle und Reinigung der Wärmetauscher wurden die Kühler der Umluftkühler regelmässig ausgebaut und wasserseitig gereinigt. Die Umluftkühlgeräte mit Kompressor-Kühleinheiten werden jährlich von einem Kältespezialisten überprüft und einreguliert.

In den Sommermonaten traten früher in den Halonzonen beider Blöcke hohe Raumtemperaturen auf. Die oben erwähnten Verbesserungen brachten die erwartete Abhilfe. Weitere Verbesserungen der Wärmeabfuhr aus den Halonzonen bezwecken eine Senkung der maximalen Raumtemperatur und dadurch eine Verlängerung der Lebensdauer der elektronischen Geräte. KKB kommt zum Schluss, dass die Lüftung der nichtkontrollierten Zone, unter Berücksichtigung der durchgeführten und geplanten Verbesserungen und der Instandhaltung, ihre sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllt.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung der Lüftungsanlagen erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung.

Die bisherigen Änderungen zur Verbesserung der Wärmeabfuhr aus den Relais- und Apparateräumen der Halonzonen bewirkten eine Erhöhung der Zuverlässigkeit der in den betroffenen Räumen installierten elektrischen Ausrüstungen. Die weiteren geplanten Massnahmen werden die Standzeit der Geräte noch verlängern.

Der bisher nicht klassierte Fortluftventilator der notstromversorgten Fortluftanlage für den Relaisraum E 408 wurde formal der Sicherheitsklasse SK3 und Erdbebenklasse EK I sowie elektrisch 1E klassiert. 1995 konnte KKB experimentell nachweisen, dass bei Ausfall des Fortluftventilators keine unzulässige Erwärmung der elektrischen Ausrüstung im Relaisraum E 408 auftritt. Mit dem Nachweis konnte die Pendeuz P24 (Kap. 2.1.2) geschlossen werden.

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand der Lüftungsanlagen der nichtkontrollierten Zone ab:

Die Ausrüstungen standen während des Bewertungszeitraums ständig in Betrieb. Die Probleme, die im Sommer bei gesteigerter Flusswassertemperatur zu hohen Raumtemperaturen in den Halonzonen führten, wurden durch die bereits durchgeführten Massnahmen entschärft. Die Betriebsbereitschaft der Lüftungsanlagen und die Alterungsüberwachung wurden mit den bewährten Instandhaltungsmassnahmen gewährleistet.

Die HSK kommt aufgrund der Betriebsergebnisse und der durchgeführten Verbesserungen sowie der Instandhaltungsmassnahmen zu dem Schluss, dass das System seine sicherheitsrelevante Funktion zuverlässig erfüllt.

6.9.4.3 Lüftung des Notstandgebäudes

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Das Notstandgebäude ist mit einer eigenen unabhängigen Lüftungsanlage ausgerüstet. Ergänzend zu den im Kap. 6.9.4.1 aufgeführten Aufgaben erfüllen die Lüftungssysteme im Notstandgebäude auch die Funktion der Entqualmung von Räumen bzw. Verhinderung des Eindringens von Rauchgasen bei Aussenbränden und der Verhinderung der Bildung einer explosiven und korrosiven Atmosphäre in den Batterieräumen. Die Lüftungsanlage umfasst eine Zu- und Fortluftanlage, eine Klimaanlage für den Notstandleitstand-Bereich mit eigener Zuluftanlage und Kälteanlage, die Fortluftanlagen der kontrollierten Zone und des Dieselraums, die Umluftkühlanlagen für den Dieselraum und für die Pumpenräume, die Entlüftungsanlagen der Batterieräume, eine Überdruckanlage für das Treppenhaus und eine Entqualmungsanlage des Notstand- und des Dieselleitstands. Innerhalb des Notstandgebäudes unterscheidet man eine kontrollierte und eine nichtkontrollierte Zone. Letztere umfasst vor allem Anlagenräume. Die Lüftungssysteme sind während des Leistungsbetriebs, mit Ausnahme der Umluftkühlanlagen und der Entqualmungsanlage, dauernd in Betrieb. Beim Störfall und bei Anforderung von Notstandssystemen bleiben sie in Betrieb. Zusätzlich starten automatisch die entsprechenden Umluftkühlsysteme. Die Notstandgebäude-Lüftung wurde in den Jahren 1993 im Block 1 bzw. 1992 im Block 2 in Betrieb genommen.

Die Komponenten der Notstandgebäude-Lüftung sind SK 3, EK I und 1E klassiert. Ausnahmen bilden die Systeme für die Entlüftung der Batterieräume, die Überdruckanlage für das Treppenhaus und die Entqualmungsanlage, die SK 4, EK I und 0E klassiert sind.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat zur Beurteilung des Systems den Sicherheitsbericht, die Technische Spezifikationen, die IBS-Protokolle der Notstand-Nachrüstung und Anlagenunterlagen herangezogen.

Im Bewertungszeitraum wurden an den Lüftungsanlagen der Notstandgebäude beider Blöcke mehrere Änderungen zur Verbesserung des Betriebsverhaltens der Kälteanlagen in der Zuluft zum Notstand-Leitstand und zum Notfallstab-Versammlungsraum vorgenommen. Die grundsätzlich auf die

Kältemittelverlagerung zurückzuführenden Probleme der wegen der gemeinsamen Verdampfer nicht voll redundanten Anlagen sind in mehreren Schritten behoben worden:

- 1994 Garantiarbeiten an den Kälteanlagen zur Behebung von Unzulänglichkeiten.
- 1998 Nachrüsten von Niveauschaltern und Ausgleichsleitungen für Kältemittelsammler.
- 1998 Korrektur der Leittechnik an der Zu-/Umluftanlage durch Änderung der Steuerung zur automatischen Rückschaltung aus dem Betriebszustand "Entfeuchten" zum normalen Betriebszustand.
- 2002 Ertüchtigung der Kälteanlagen und eine verbesserte Anlagenschaltung durch eine spezialisierte Firma

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten, die durchgeführten Wiederholungsprüfungen und die Instandhaltung an den Lüftungsanlagen der Notstandgebäude zusammengestellt und bewertet, sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben.

In den Technischen Spezifikationen sind für die Notstandgebäude-Lüftung begrenzende Betriebsbedingungen und Prüfanforderungen definiert. Die Lüftungsanlagen werden täglich beim Notstandgebäude-Rundgang inspiziert und vierteljährlich einer Funktionsprüfung durch Betriebswechsel und Test von Komponenten unterzogen. Im Berichtszeitraum musste keine meldepflichtige Nichtverfügbarkeit verzeichnet werden. Die Komponenten der Notstandgebäude-Lüftung sind gemäss Festlegung NE14 nicht wiederholungsprüfungspflichtig.

Die Instandhaltung der Lüftungsanlagen hielt sich in dem für solche Systeme üblichen Rahmen. Neben den üblichen Wartungsarbeiten der Ventilationsgeräte, wie Kontrolle und Ersatz der Filter, der Keilriemen, der Wälzlager und Kontrolle und Reinigung der Wärmetauscher wurden die NS-Kälteanlagen im Winter einer jährlichen Grosswartung durch eine Spezialfirma unterzogen. Der Abscheidegrad der Aktivkohlefilter der Fortluftanlage der kontrollierten Zone wird in ein- oder mehrjährigen Intervallen geprüft.

Die Störanfälligkeit der NS-Kälteanlagen konnte durch die ausgeführten Anlagenänderungen eliminiert werden. Die übrigen NS-Lüftungsanlagen arbeiten einwandfrei. KKB kommt zum Schluss, dass die Lüftung der Notstandgebäude, unter Berücksichtigung der durchgeführten Verbesserungen und der Instandhaltung, ihre sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllt.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung der Lüftungsanlagen erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, den Technischen Spezifikationen des KKB sowie den Richtlinien HSK-R-15 und HSK-R-06.

Die Änderungen zur Behebung der Probleme der Kälteanlagen (mittlerweile wurden sie vollständig realisiert) bewirkten eine auslegungsgemässe automatische Betriebsführung und einen störungsfreien Betrieb.

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand der Lüftungsanlagen der Notstandgebäude ab:

Die Ausrüstungen standen während des Bewertungszeitraums seit deren Installation 1993 (Block 1) bzw. 1992 (Block 2) zum Teil ständig in Betrieb. Die Betriebsbereitschaft der Lüftungsanlagen und die Alterungsüberwachung wurden mit den bewährten Instandhaltungsmassnahmen gewährleistet.

Die HSK kommt aufgrund der Betriebsergebnisse und der durchgeführten Verbesserungen sowie auch der Instandhaltungsmassnahmen zum Schluss, dass das System seine sicherheitsrelevante Funktion zufriedenstellend erfüllt.

6.9.4.4 Lüftung des Hauptkommandoraumes und der Nebenräume

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Die nachstehend behandelten Lüftungsanlagen umfassen die Lüftung des Hauptkommandoraumes (HKR) und seiner Nebenräume (Computer- und Relaisraum), die sich im Nebengebäude E befinden. Die Lüftungs- und Klimaanlage für den HKR und angrenzende Räume wurden im Rahmen des Umbaus der HKR-Decke umfassend erneuert. Diese Lüftungsanlagen sind so ausgerüstet, dass der HKR auch nach internen oder externen Vorkommnissen benutzbar bleibt. Die Lüftung erzeugt dauernd einen kleinen Überdruck in den Räumen. Die Lüftung des HKR, Computerraums und angrenzenden Relaisraums besteht aus zwei unabhängig voneinander arbeitenden Zuluft- und Klimaanlage. Die Klimaanlage SHV 091 versorgt den Hauptkommando- und den Computerraum. Der mit einem Aktivkohlefilter ausgerüstete Gasfilter-Ventilator saugt Aussenluft an und fördert sie zur Druckseite des Ventilators der Klimaanlage. Die Abluft wird aufgeteilt in einen Fortluftstrom, der an die Umgebung abgegeben wird und einen Umluftstrom. Die Klimaanlage SHV 071 mit dem vorgeschalteten Druckerhöhungsventilator versorgt den Relaisraum. Die Umluft aus dem Relaisraum wird zur Saugseite des Druckerhöhungsventilators zurückgeführt.

Zwischen den belüfteten Räumen bestehen Verbindungskanäle mit Klappen, so dass auch die Versorgung eines Raumes über die nicht zugeordnete Klimaanlage möglich ist.

Die Klimaanlagen der Hauptkommandoraum-Lüftung sind SK 3, EK I und 1E klassiert. Die Betriebsbereitschaft wird durch Betriebs- bzw. Funktionsprüfungen bestätigt.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat das System auf der Grundlage des Sicherheitsberichts, der Technischen Spezifikationen, der HSK-Montagefreigabe zu Änderungen im Bereich des Kommandoraumes und von Anlagenunterlagen beurteilt.

Im Bewertungszeitraum wurden an den Lüftungsanlagen des Hauptkommandoraums umfangreiche Änderungen vorgenommen:

- 1994 im Block 1 bzw. 1993 im Block 2 wurde die Lüftung/Klimatisierung des HKR neu gestaltet und grundlegend erneuert. Die Änderung brachte unter anderem eine neue Umschaltmöglichkeit zwischen den beiden Strängen SHV 071 und 091 und damit eine Redundanz für die Überbrückung von störungsbedingten Ausfällen einzelner Komponenten. Bei Aussenverstrahlung besteht jetzt die Möglichkeit die Lüftungsanlage in den Umluftbetrieb zu schalten, wobei Aussenluft über Aktivkohlefilter (SHV097) dem Kommandoraum zugeführt wird. Hiermit wird ein Überdruck gegenüber der Umgebung gewährleistet (Gasfilterbetrieb).

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten, die durchgeführten Wiederholungsprüfungen und die Instandhaltung an den Lüftungsanlagen der Notstandgebäude zusammengestellt und bewertet, sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms dargelegt.

In den Technischen Spezifikationen sind für die Hauptkommandoraum-Lüftung begrenzende Betriebsbedingungen und Prüfanforderungen definiert. Die Klimaanlagen werden vierteljährlich einer Funktionsprüfung unterzogen. Alle sechs Monate wird ein Test der automatischen Erstellung des

sog. Gasfilterbetriebs durch das Signal "Aussenaktivität hoch" vorgenommen. Im Berichtszeitraum wurden alle vorgeschriebenen Prüfungen durchgeführt und es musste keine meldepflichtige Nichtverfügbarkeit verzeichnet werden. Die Komponenten der HKR-Lüftung sind gemäss Festlegung NE14 nicht wiederholungsprüfpflichtig.

Die Instandhaltung der Lüftungsanlagen des HKR hielt sich in dem für solche Systeme üblichen Rahmen. Neben den üblichen Wartungsarbeiten der Ventilationsgeräte, wie Kontrolle und Ersatz der Filter, der Keilriemen, der Wälzlager und Kontrolle und Reinigung der Wärmetauscher werden die HKR-Kälteanlagen im Winter einer jährlichen Grosswartung durch eine Spezialfirma unterzogen. Im Sommer wird, ebenfalls von der Fachfirma, eine zusätzliche Funktionskontrolle während des Betriebes vorgenommen. Die Instandhaltung der Lüftungsanlage ist unproblematisch.

Die Lüftungsanlagen des HKR funktionieren gut und zuverlässig. KKB kommt zum Schluss, dass die Lüftung des HKR, unter Berücksichtigung der durchgeführten Verbesserungen und der Instandhaltung ihre sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllt.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung der Lüftungsanlagen des HKR erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKB, sowie der Richtlinien HSK-R-15 und HSK-R-06.

Die Umgestaltung der Kommandoraumlüftung brachte eine teilweise Redundanz zur Überbrückung von störungsbedingten Ausfällen einzelner Komponenten. Der isolierte Umluftbetrieb ermöglicht es, dass der HKR auch nach internen oder externen Vorkommnissen benutzbar bleibt.

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand der Lüftungsanlagen der Hauptkommandoräume ab:

Die Ausrüstungen standen während des Bewertungszeitraums seit deren Installation 1994 (KKB 1) bzw. 1993 (KKB 2) zum Teil ständig in Betrieb und alle vorgeschriebenen Prüfungen wurden erfolgreich durchgeführt. Seit dem Umbau gibt die umgestaltete Anlage zu keinen Beanstandungen oder meldepflichtigen Vorkommnissen Anlass. Die Betriebsbereitschaft der Lüftungsanlagen und die Alterungsüberwachung wurden mit den bewährten Instandhaltungsmassnahmen gewährleistet.

Die HSK kommt aufgrund der Betriebsergebnisse und der durchgeführten Verbesserungen sowie auch der Instandhaltungsmassnahmen zum Schluss, dass das System seine sicherheitsrelevante Funktion zuverlässig erfüllt.

6.9.5 Steuerluftsystem

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Das im Laufe der Zeit ertüchtigte Steuerluftsystem (QIA) versorgt die entsprechenden Komponenten verschiedener Sicherheits- und Betriebssysteme der Primär- und Sekundäranlage mit Steuerluft. Es gewährleistet in allen Phasen des Normalbetriebs und bei Störfällen die Versorgung mit ölfreier, trockener Steuerluft in genügender Menge und mit ausreichendem Druck.

Das völlig autarke Notstand-Steuerluftsystem (QNA) wurde im Rahmen der Errichtung des Notstandgebäudes nachgerüstet und stellt die Versorgung der pneumatischen Komponenten sicher, die durch das Notstandsystem angesteuert werden.

Das Steuerluftsystem (QIA) verfügt pro Block über zwei redundante Steuerlufteinheiten (Kompressor, Trockner und Steuerluftbehälter), die im Maschinenhaus aufgestellt sind sowie einen Kompressor (als gemeinsame Reserve), der im Maschinenhaus des Blocks 1 untergebracht ist. Zusätzlich verfügt das System über eine notstromversorgte und luftgekühlte Steuerlufteinheit, die im Jahre 1987 im Nebengebäude A installiert wurde. Die Steuerluft wird in einem grossvolumigen Steuerluftbehälter, an dem die Ringleitungen angeschlossen sind, gespeichert. Die Steuerlufteinheiten werden örtlich gesteuert und überwacht. Die Steuerluftbehälter im Nebengebäude A sowie die Ringleitung mit den dazugehörigen Stichleitungen in den Nebengebäuden und im Containment sind mehrheitlich gemäss der SK 3 und EK I ausgelegt. Der restliche Teil ist unklassiert.

Das Notstand-Steuerluftsystem (QNA) besteht aus einer notstromversorgten Steuerlufteinheit, einem Notstand-Steuerluftbehälter und dem Steuerluftverteilnetz im Notstandgebäude. Die Ausrüstungen des Notstand-Steuerluftsystems sind gemäss SK 3, EK I und 1E ausgelegt. Die beiden Steuerluftnetze sind durch mehrere Verbindungsleitungen mit eingebauten Rückschlagarmaturen miteinander verbunden.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat zur Beurteilung des Systems den Sicherheitsbericht, die Technischen Spezifikationen, Anlagenunterlagen, SVTI-Festlegungen, Inbetriebsetzungs- und Versuchsberichte herangezogen.

Im Bewertungszeitraum wurden am Steuerluftsystem folgende sicherheitstechnisch wichtige Änderungen durchgeführt:

- 1993 wurde das nachgerüstete Notstand-Steuerluftsystem (QNA) in die bestehende Anlage eingebunden.
- 1993 wurde im Block 2 eine Armatur zur Trennung der Systeme QNA und QIA nachgerüstet. Im Block 1 wurde diese Ergänzung bereits bei der Inbetriebsetzung im Jahre 1993 durchgeführt
- 1997 (Block 1) bzw. 1998 (Block 2) wurde die Schaltung der Steuerluftversorgung dahingehend geändert, dass eine eindeutige Betriebs- bzw. Standby-Strang-Zuordnung für die Kompressoren, Trockner und Behälter entstand.
- 2001 wurde eine Rückschlagklappe in der Leitung zur Versorgung der zwei Ringraumabluftklappen (beim Steuerluftausfall "fail open"-Verhalten) versetzt, damit sie beide von einem Druckluftspeicher notversorgt werden können. Im Block 2 bestand diese Schaltung bereits
- 2001 wurde in beiden Blöcken zur Versorgung der vorgenannten Ringraumabluftklappen zusätzlich zum Druckluftspeicher eine Pressluftflasche eingebaut

In den Technischen Spezifikationen wurden 1993 die Anforderungen an die Verfügbarkeit des Steuerluftsystems QIA auf die Anlagenzustände kalt-abgestellt (AZ 5) und Brennstoffwechsel (AZ 6) erweitert. 1992/93 wurden die Prüfanforderungen für das neu erstellte Notstand-Steuerluftsystem QNA definiert.

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten und insbesondere die Einhaltung der Technischen Spezifikationen, die durchgeführten Wiederholungs- und Funktionsprüfungen und die Instandhaltung am Steuerluftsystem zusammengestellt und bewertet sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben.

Die Überwachung des Systems wurde mittels Rundgängen und Instandhaltung gewährleistet. Seit 1999 wurden Wiederholungsprüfungen durchgeführt, die aus System- und Komponentenbegehungen der Rohrleitungsabschnitte im Bereich der Containmentdurchführungen, Sichtprüfungen von Behäl-

tern und Funktionsprüfungen von Sicherheitsventilen bestehen. Befunde an Komponenten traten im Berichtszeitraum nicht auf.

Die Betriebsbereitschaft der Kompressoren des Systems wird gemäss den Technischen Spezifikationen durch periodische Probeläufe monatlich nachgewiesen. Zudem wird einmal monatlich die Steuerluftversorgung durch Umschalten der Versorgungsstränge getestet. Alle Prüfungen wurden durchgeführt und die Prüfanforderungen waren immer erfüllt.

Das Steuerluftsystem QIA steht laufend mit einem Strang im Betrieb. 1995 musste im System QIA eine verklemmte Rückschlagarmatur ausgetauscht werden. Aufgrund dieser Reparatur wurde die vorstehend erwähnte Änderung zur Bildung von zwei redundanten Versorgungssträngen beschlossen. 1996 wurden aufgrund von zunehmenden Leckagen verschiedene Schwachstellen ausgetauscht.

Beim Notstand-Steuerluftsystem QNA, das nur bei Prüfungen und bei Störungen im QIA betrieben wird, wurde bei einem Test kurz nach der Inbetriebsetzung eine von der Montage herrührende Verstopfung der Ansaugleitung festgestellt und behoben.

Im Laufe der Zeit wurden, und es werden auch weiterhin, die Kupferleitungen im Containment und im Nebengebäude durch rostfreie Rohrleitungen ersetzt. Vorgesehen ist auch das Umsetzen von vorhandenen Druckluftflaschen, die der Versorgung der Containment-Schleusendichtung dienen, in einen strahlenschutzmassig besser abgeschirmten Raum.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung wurde der Steckbrief des Systems noch nicht erstellt. Das System wird mit trockener und sauberer Luft betrieben, so dass nicht mit relevanter Korrosion gerechnet werden muss. Die vorhandene betriebliche Überwachung, Prüfung und Instandhaltung wird als ausreichend erachtet.

1990 wurde von der HSK eine umfangreiche Überprüfung des Steuerluftsystems QIA vorgenommen. Aufgrund einer HSK-Forderung wurde 1996 ein Test zur Klärung der Folgen des Ausfalls des Steuerluftsystems (QIA und QNA gleichzeitig) auf die Funktion der FD-Abblaseventile durchgeführt. Die Versuchsergebnisse zeigten, dass der Vorort-Luftspeicher die Versorgung übernehmen kann und keine weiteren Massnahmen erforderlich sind.

KKB kommt zum Schluss, dass das Steuerluftsystem unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten ordentlichen Instandhaltung, alle sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllt.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Steuerluftsystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKB sowie der Richtlinie HSK-R-15 und der Festlegung NE-14.

Die Klassierung des Systems QIA rechtfertigt sich wie folgt:

- mehrheitlich betriebliche Verbraucher
- sicherheitsrelevante Verbraucher sind teilweise "fail-safe" bei Ausfall der Druckluft
- übrige sicherheitsrelevante Verbraucher, wie z.B. die aufblasbaren Dichtungen der Containment-Schleusen, haben lokale Druckluftspeicher

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen am Steuerluftsystem wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Die Ergänzung des Systems durch die Notstand-Steuerluftsysteme hat die Zuverlässigkeit der Steuerluftversorgung wesentlich verbessert.
- Durch die Nachrüstung der Armatur zur Trennung der Teilsysteme QNA und QIA wird eine bessere Instandhaltung ermöglicht.
- Die Schaltungsänderung zur Schaffung von redundanten Strängen führte zu einer wesentlichen Vereinfachung des Betriebes und Verbesserung der Verfügbarkeit des Systems.
- Die Versetzung der Rückschlagklappe in der Leitung zur Versorgung der zwei Ringraumabluftklappen (beim Steuerluftausfall "fail-open"-Verhalten) ermöglicht deren Notversorgung und erhöht damit die Zuverlässigkeit der Containment-Isolation.
- Die zusätzliche Pressluftflasche für die Notversorgung der Ringraumabluftklappen erhöht die Verfügbarkeit der Containment-Isolation von ca. 30 Minuten auf etwa 2 Stunden.

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand des Steuerluftsystems ab:

Die Ausrüstungen wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben keinen Befund.

Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren vorwiegend vorbeugend geplant.

Die Erstellung der Steckbriefe für die mechanischen Komponenten der beiden Steuerluftsysteme ist im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms geplant.

Die durchgeführten Versuche bestätigten, dass die lokalen Druckluftspeicher zur Versorgung der FD-Abblaseventile mit Steuerluft angemessen dimensioniert sind.

Die HSK kommt aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktions- und Wiederholungsprüfungen sowie auch der Betriebsergebnisse zu dem Schluss, dass das System unter Berücksichtigung der lokalen Druckspeicher seine Sicherheitsfunktion zufriedenstellend erfüllt.

6.9.6 Notstand-Sperrwassersystem

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Die Wellendurchführungen der Reaktor-Hauptpumpen (RHP) werden durch drei in Serie angeordnete Gleitringdichtungen abgedichtet. Zur Sicherstellung, dass die Gleitringdichtungen von kaltem Borwasser umströmt werden und zur Vermeidung von Dichtungsdefekten wird speziell filtriertes Reaktor-kühlmittel (Sperrwasser) von ca. 50 °C unter hohem Druck in die Dichtungspartie eingespeist. Die Funktion der Sperrwasserversorgung wird im Normalbetrieb durch das Chemie- und Volumenregelsystems (Kap. 6.7.6) erfüllt; bei dessen Ausfall wird automatisch das diversitäre Notstand-Sperrwassersystem angefordert.

Das Notstand-Sperrwassersystem ist ein unabhängiges, im Notstandgebäude installiertes und gegen Einwirkung von Aussen geschütztes, einsträngiges System. Bei Anforderung versorgt das System mittels der Notstandsperrwasserpumpe (Kolbenpumpe) die Gleitringdichtung der RHP mit Wasser aus dem Borwasser-Vorratstank. Ein Filter in der Druckleitung schützt die Gleitringdichtungen der RHP vor Verunreinigungen. Während des Leistungsbetriebs steht das System in Betriebsbereitschaft und wird innerhalb einer Minute nach Ausfall der normalen Sperrwasserversorgung automatisch ge-

startet. Die Auslegung des Notstand-Sperrwassersystems erfüllt die Anforderungen der SK 2, EK I und 1E. Die Funktionsbereitschaft des Systems wird durch periodische Probeläufe verifiziert

Angaben des Gesuchstellers

KKB beurteilt das System auf der Grundlage des Sicherheitsberichts, der Technischen Spezifikationen, von Anlagenunterlagen, der Festlegung NE-14 und der Inbetriebsetzungs- und Versuchsberichte.

Im Bewertungszeitraum wurde am Notstand-Sperrwassersystem keine sicherheitstechnisch wichtige Änderung durchgeführt.

In den Technischen Spezifikationen wurde das neu erstellte Notstand-Sperrwassersystem 1992/93 aufgenommen.

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten und insbesondere die Einhaltung der Technischen Spezifikationen, die durchgeführten Wiederholungs- und Funktionsprüfungen und die Instandhaltung am Notstand-Sperrwassersystem zusammengestellt und bewertet sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben.

Die Wiederholungsprüfungen wurden als System- und Komponentenbegehung durchgeführt. Es gab keine relevanten Befunde.

Die Betriebsbereitschaft des Systems wird gemäss den Technischen Spezifikationen durch periodische Probeläufe der NS-Sperrwasserpumpe alle 3 Monate und diejenige des Systems alle 12 Monate nachgewiesen. Alle Prüfungen wurden durchgeführt und die Prüfanforderungen waren immer erfüllt.

Das Notstand-Sperrwassersystem ist während des Leistungsbetriebs in Betriebsbereitschaft. Während des Berichtszeitraumes wurde das System vereinzelt automatisch gestartet und verhielt sich dabei auslegungsgemäss.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung wurde der Steckbrief des Systems noch nicht erstellt. Die vorhandene betriebliche Überwachung, Prüfung und Instandhaltung wird als ausreichend betrachtet.

KKB kommt zum Schluss, dass das Notstand-Sperrwassersystem unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten ordentlichen Instandhaltung alle sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllt.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Notstand-Sperrwassersystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKB, der Festlegung NE-14, sowie der Richtlinie HSK-R-15.

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand des Notstand-Sperrwassersystems ab:

Die Ausrüstungen wurden während des Bewertungszeitraums gemäss der Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben keinen Befund. Das Ergebnis des Wiederholungsprogramms und die bisher durchgeführte Begehung ergaben keine Befunde. Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten durchgeführten Inspektionen und Instandhaltungsmassnahmen waren vorbeugend geplant. Die vorhandene Überwachung wurde als ausreichend bewertet, weil bisher weder bei Wiederholungsprüfungen noch bei Inspektionen Befunde festgestellt wurden

Im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms ist die Erstellung des Steckbriefs für die mechanischen Komponenten des Systems geplant.

Die HSK kommt aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktions- und Wiederholungsprüfungen sowie auch der Betriebsergebnisse zu dem Schluss, dass das System seine Sicherheitsfunktion zuverlässig erfüllt.

6.9.7 Hebezeuge

Für jeden Block stehen folgende Hebezeuge von sicherheitstechnischer Bedeutung zur Verfügung:

- der Sicherheitsgebäude-Rundlaufkran
- der Portalkran auf dem Dach des Nebengebäudes UN-C
- die Brennelementwechsellmaschine

Sicherheitstechnische Aufgaben

Der Rundlaufkran wird vor allem bei Revisionsarbeiten benötigt. Dort dient er unter anderem dem Transport des Reaktordruckbehälter-Deckels und der Einbauten.

Der Portalkran dient vor allem dem Transport von Behältern für bestrahlte und unbestrahlte Brennelemente.

Die Brennelementwechsellmaschine transportiert neue und bestrahlte Brennelemente zwischen dem Transfersystem und dem Reaktordruckbehälter.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat zur Beurteilung des Systems den Sicherheitsbericht und die deutschen Bauvorschriften für Hebezeuge, die KTA-3902⁵⁵ und 3903⁵⁶ herangezogen.

Im Bewertungszeitraum wurden an den Hebezeugen und der BE-Wechsellmaschine folgende wichtigere Änderungen durchgeführt:

- Die ursprünglich vorhandenen Portalkrane wurden in den Jahren 1992/1993 komplett durch neue Portalkrane mit einer höheren Traglast ersetzt. Dabei wurde als Bauvorschrift die KTA-3902 verwendet.
- Am Rundlaufkran wurde eine Vorrichtung installiert, die das Herunterstürzen der Krankatze bei einem Erdbeben verhindert.

Der Zustand der Hebezeuge wird durch jährliche Inspektions- und Wartungsarbeiten an den mechanischen und elektrischen Teilen überprüft. Der Portalkran wird seit 1999 ausserdem periodischen Prüfungen gemäss der Vorschrift KTA-3903 unterzogen.

Beim Rundlaufkran im Block 2 verschob sich ein Kranlaufrad auf der Antriebsachse. Rad und Welle wurden daraufhin ersetzt.

Bei der Brennelementwechsellmaschine traten vereinzelt Störungen an der Wegmessung auf. Da für die Wegmessungen keine Ersatzteile mehr lieferbar waren, wurden diese in den Jahren 2000 und 2001 komplett ausgetauscht.

Aufgrund des guten Zustandes der Hebezeuge und der Brennelementwechsellmaschine und anhand der aus Betrieb und Instandhaltung gesammelten Erfahrungen kommt KKB zum Schluss, dass diese Einrichtungen die an sie gestellten Aufgaben zuverlässig erfüllen.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung der Hebezeuge und der BE-Wechselmaschine erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung und der Bauvorschriften für Hebezeuge die KTA 3902 und 3903.

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen an den Hebezeugen wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Durch den kompletten Ersatz der Portalkrane sind nun dort Hebezeuge gemäss dem heutigen Stand der Technik bezüglich mechanischer und elektrischer Auslegung sowie Erdbebensicherheit vorhanden.
- Durch die Installation von Absturzsicherungen für die Krankatze der Rundlaufkrane wurde ein Schwachpunkt bezüglich Erdbebensicherheit beseitigt.

Aus der vom KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand der Hebezeuge ab:

Da die Portalkrane gemäss der Bauvorschrift KTA 3902 gebaut wurden und ab 1999 periodischen Prüfungen gemäss KTA 3903 unterzogen werden, konnte der früher postulierte Absturz eines Transportbehälters für abgebrannte Brennelemente ins Lagerbecken A ausgeschlossen werden.

Die im Bewertungszeitraum durchgeführten Prüfungen an den Hebezeugen führten zu keinen Befunden. Die durchgeführten ungeplanten Instandhaltungsmassnahmen dienten vor allem der Behebung von Störungen, die die Verfügbarkeit der betroffenen Hebezeuge beeinträchtigten.

Die HSK kommt aufgrund der Betriebsergebnisse, der durchgeführten Anlagenänderungen, Instandhaltungsmassnahmen und Prüfungen zum Schluss, dass die Hebezeuge die Anforderungen für einen zuverlässigen Betrieb erfüllen.

6.9.8 Seismische Anlageninstrumentierung

Sicherheitstechnische Aufgabe

Die seismische Anlageninstrumentierung wird als nicht sicherheitsbezogen angesehen. Sie ist demzufolge auch nicht sicherheitsrelevant und nicht klassiert.

Die seismische Instrumentierung dient als Informationssystem für die beiden Blöcke KKB 1 und KKB 2. Sie soll gemäss Richtlinie HSK-R-16 folgender Zielsetzung beim Auftreten eines Erdbebens genügen:

- Festhalten der Erdbebencharakteristik im Frequenz-, Amplituden- und Phasenwinkelbereich
- Vergleich eines aufgetretenen Erdbebens mit dem Auslegungserdbeben SSE bzw. OBE

Angaben des Gesuchstellers

Die seismische Anlageninstrumentierung war im Bewertungszeitraum immer betriebsbereit und hat in dieser Zeitspanne ein einziges Erdbeben aufgezeichnet, nämlich das Erdbeben vom 30. Dezember 1992 mit Epizentrum bei Wutöschingen im Schwarzwald. Die erfassten Daten waren eindeutig und konnten zuverlässig ausgewertet werden.

Um dem neusten Stand der Technik, insbesondere im Bereich der Datenauswertung, gerecht zu werden, wurde die seismische Anlageninstrumentierung durch ein modernes System ersetzt. Dies erfolgte in den Jahren 2002 (KKB 1) und 2003 (KKB 2).

HSK-Beurteilung

Die seismische Instrumentierung hat die an das System gestellten Anforderungen erfüllt. Die Registrierungen erfolgten automatisch und zuverlässig. Die vertiefte Datenauswertung konnte aber bisher nicht direkt im Werk erfolgen. Aus den registrierten Zeitverläufen wurden auf einem externen Rechner, z.B. bei der NOK in Baden, Verhaltensspektren berechnet, welche wiederum mit den Auslegungsspektren verglichen werden konnten. Dieser Prozess war zeitraubend und fehleranfällig.

Mit der Erneuerung der seismischen Anlageninstrumentierung wurde diese Schwachstelle behoben. Damit erfüllt die seismische Anlageninstrumentierung des KKB den Stand der Technik.

6.10 Wichtige Betriebssysteme

6.10.1 Leistungsregelung

Sicherheitstechnische Aufgaben

Die Reaktorleistung wird geregelt, indem mittels Ein- und Ausfahren der Regelstäbe die mittlere Hauptkühlmitteltemperatur auf einer von der abgegebenen Leistung (elektrische Leistung inklusive an REFUNA abgegebene Wärmeleistung) abhängigen Temperatur gehalten wird. Das Ein- und Ausfahren der Regelstäbe erfolgt über die Kontrollstabantriebssteuerung (Kap. 6.7.1). Zur Ausregelung grösserer Leistungsänderungen sind neben der mittleren Kühlmitteltemperatur und der elektrischen Leistung des Generators der Neutronenfluss und der Druckhalter-Druck als zusätzliche Prozessgrössen, sog. Störgrössen, auf die Regelung aufgeschaltet. Die Hauptkühlmittel-Temperaturregelung erfolgt ab 15% Leistung automatisch. Unterhalb 15% erfolgt die Einstellung der Hauptkühlmittel-Temperatur im Handbetrieb.

Bei betrieblichen Störungen gewährleisten die folgenden Begrenzungs- und Überwachungsfunktionen, dass die Reaktorleistung innerhalb von vorgegebenen Grenzen bleibt:

- Bei zu hohem Neutronenfluss wird die Reaktorleistung durch das Sperren des Ausfahrens der Steuerelemente und durch Lastreduktion der Turbinen reduziert. Dies erfolgt auch dann, wenn anhand der entsprechenden Kenngrössen (Hauptkühlmitteltemperatur, Druckhalter-Druck) ein zu kleiner Abstand zum Filmsieden erkannt wird.
- Bei zu hohem Neutronenfluss im Anfahrbereich wird das Ausfahren der Steuerelemente gesperrt.
- Beim ungewollten Einfall eines Steuerelementes wird die Reaktorleistung durch Lastreduktion der Turbinen reduziert.
- Die Überwachung der Ein- und Ausfahrtiefe der Regelstäbe und die Überwachung des Siedeabstandes lösen Alarme aus, damit der Operateur die entsprechenden Massnahmen einleiten kann.

Die Lastreduktion der Turbinen erfolgt über die Turbinenregelung und die Turbinenfahrvorrichtung. Das Sperren des Ausfahrens der Steuerelemente erfolgt über die Kontrollstabantriebssteuerung.

Die Regelungsrechner, auf dem die erwähnten Regelungs-, Begrenzungs- und Überwachungsfunktionen ablaufen, sind sicherheitsbezogen und 0E-klassiert.

Angaben des Gesuchstellers

Die Regelungsrechner wurden im Block 2 im Jahre 2001 (im Block 1 im Jahre 2000) neu eingebaut (Kap. 6.7.2.1) und ersetzen die bisherigen nach Aufgaben getrennten Regelkreise. Die Leistungsregelung und die damit zusammenhängenden Begrenzungs- und Überwachungsfunktionen wurden dabei funktionsgleich übernommen, wobei in der Ausführung einige Verbesserungen erreicht wurden. Das Regelverhalten des neuen Systems entspricht den Erwartungen.

KKB kommt zum Schluss, dass die Leistungsregelung und die entsprechenden Begrenzungs- und Überwachungsfunktionen die Erwartungen erfüllen.

HSK-Beurteilung

Die HSK hatte in ihrem Gutachten von 1994 die Leistungsregelung beurteilt. Die Funktion hat sich seither nicht geändert. Im Folgenden werden die Verbesserungen an der Leistungsregelung und den zugeordneten Begrenzungs- und Überwachungsfunktionen bewertet.

Mit dem Einbau des neuen Reaktorschutz- und Regelsystems wurden die folgenden Verbesserungen erzielt:

- Die Regelungsrechner sind redundant aufgebaut. Beim Ausfall des aktiven Regelungsrechners durch einen Einzelfehler wird ohne Einfluss auf das Stellglied auf den anderen Rechner umgeschaltet. Dadurch wird die Verfügbarkeit erhöht.
- Für die redundant erfasste Kühlmitteltemperatur erfolgt eine automatische Auswahl des Messwertes. Ein defekter Messkanal wird automatisch abgeschaltet.
- Der Neutronenfluss wird vier- statt nur zweikanalig erfasst.

Der Gewinn für die Sicherheit liegt darin, dass ein einzelner Fehler sich nicht mehr als Störung in der Anlage, mit einer allfälligen Anforderung von Schutzfunktionen, auswirken kann.

Die Regelungsfunktion wurde im Prüffeld des Lieferanten im Open-Loop-Betrieb geprüft, um das korrekte Verhalten der Regelstrecke nachzuweisen. Bei den Inbetriebsetzungsprüfungen in der Anlage konnte festgestellt werden, dass das Verhalten den Erwartungen entspricht.

Die HSK kommt zum Schluss, dass die Leistungsregelung und die zugeordneten Begrenzungs- und Überwachungsfunktionen zuverlässig arbeiten. Die Zuverlässigkeit wurde gegenüber den ursprünglichen Einrichtungen durch den redundanten Aufbau der Regelungsrechner und die automatische Auswahl der Messwerte verbessert.

6.10.2 Reaktordruck- und Druckhalterniveau-Regelung

Sicherheitstechnische Aufgaben

Mit dem Druckhaltesystem (Kap. 6.5.4) und der Druckhalterregelung (DH-Regelung) wird der Reaktordruck beim Leistungsbetrieb konstant gehalten. Die Druckhalterregelung schaltet die elektrischen DH-Heizstäbe zu, um durch lokales Aufheizen den Druck des Dampfpolsters zu erhöhen, sie schaltet die DH-Heizstäbe ab und leitet durch Öffnen der DH-Sprühventile die Sprühung von Kühlmittel ein, um den Druck zu verringern.

Bei einem durch betriebliche Störungen verursachten zu hohen oder zu tiefen Kühlmitteldruck wird ein Alarm ausgelöst, damit vom Operateur entsprechende Massnahmen eingeleitet werden können.

Mit der DH-Niveauregelung wird das Inventar im Reaktorkühlsystem möglichst konstant gehalten und zwar abhängig von den Volumenänderungen des Hauptkühlmittels, welche sich während des Leistungsbetriebs durch Temperaturschwankungen ergeben. Der Sollwert des DH-Niveaus wird daher in Abhängigkeit von der mittleren Hauptkühlmitteltemperatur gebildet. Zur Regelung des DH-Niveaus wird die Einspeisemenge aus dem Chemie- und Volumenregelsystem variiert, indem die Drehzahl der Ladepumpen beeinflusst wird. Ist das Niveau gegenüber dem Sollwert zu tief (positive Regelabweichung von mehr als 5%), so wird ein Teil der DH-Heizgruppen zugeschaltet, um das in den DH eingebrachte kühlere Wasser zu erwärmen und damit einer Druckabsenkung entgegenzuwirken. Der Ladeleitungsdurchfluss wird über ein Handregelventil eingestellt.

Bei einem durch betriebliche Störungen verursachten zu tiefen DH-Niveau werden die DH-Heizgruppen ausgeschaltet und das Ablassventil des Reaktorkühlkreislaufes wird geschlossen. Bei einem zu hohen DH-Niveau wird ein Alarm ausgelöst.

Die Regelungsrechner, auf dem die erwähnten Regelungs-, Begrenzungs- und Überwachungsfunktionen ablaufen, sind sicherheitsbezogen und 0E-klassiert.

Angaben des Gesuchstellers

Die Regelungsrechner wurden im Block 2 im Jahre 2001 (im Block 1 im Jahre 2000) neu eingebaut und ersetzen die bisherigen nach Aufgaben getrennten Regelkreise. Die DH-Druckregelung und die DH-Niveauregelung sowie die damit zusammenhängenden Begrenzungs- und Überwachungsfunktionen wurden funktionsgleich übernommen, wobei in der Ausführung einige Verbesserungen erreicht wurden. Beim Verhalten der Druckniveauregelung wurde eine, wenn auch geringe, Verbesserung erzielt. Die Bedienung und Überwachung der Regelungsfunktionen wurden vereinfacht.

KKB kommt zum Schluss, dass die Druckhalterniveau-, die Druckhalterdruck-Regelung und die entsprechenden Begrenzungs- und Überwachungsfunktionen die Erwartungen erfüllen.

HSK-Beurteilung

Die HSK hatte in ihrem Gutachten von 1994 die Reaktordruck- und die Druckhalterniveau-Regelung beurteilt. Die Funktion hat sich seither nicht geändert. Im Folgenden werden die Verbesserungen an diesen Regelungen und den zugehörigen Begrenzungs- und Überwachungsfunktionen bewertet.

Mit dem Einbau der neuen Reaktorschutz- und Regelsystems wurden die folgenden Verbesserungen erzielt:

- Die Regelungsrechner sind redundant aufgebaut. Beim Ausfall des aktiven Regelungsrechners durch einen Einzelfehler wird ohne Einfluss auf das Stellglied auf den anderen Rechner umgeschaltet. Dadurch wird die Verfügbarkeit erhöht
- Für die redundant erfassten Messwerte Kühlmitteldruck, Druckhalter-Niveau und mittlere Kühlmitteltemperatur erfolgt eine automatische Auswahl des Messwertes. Ein defekter Messkanal wird automatisch abgeschaltet

Der Sicherheitsgewinn liegt insbesondere darin, dass sich ein einzelner Fehler nicht mehr als Störung in der Anlage, mit einer allfälligen Anforderung von Schutzfunktionen, auswirken kann.

Die Regelungsfunktionen, die im Anfahr- und Leistungsbetrieb dauernd im Eingriff sind, haben bisher immer ein korrektes Verhalten gezeigt. Die zugeordneten Begrenzungs- und Überwachungsfunktionen sind bisher nie beansprucht worden.

Die Regelungsfunktion wurde im Prüffeld des Lieferanten im Open-Loop-Betrieb geprüft, um das korrekte Verhalten der Regelstrecke nachzuweisen. Bei den Inbetriebsetzungsprüfungen in der Anlage konnte festgestellt werden, dass das Verhalten der Regelungsfunktion den Erwartungen entspricht.

Die HSK kommt zum Schluss, dass die Reaktordruck- und die Druckhalter-Niveauregelung samt den zugeordneten Begrenzungs- und Überwachungsfunktionen zuverlässig arbeiten. Die Zuverlässigkeit wurde gegenüber den ursprünglichen Einrichtungen durch den redundanten Aufbau der Regelungsrechner und die automatische Auswahl der Messwerte verbessert.

6.10.3 Speisewassersystem und Speisewasserregelung

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Das Speisewassersystem hat, ähnlich wie das Frischdampfsystem, neben seiner betrieblichen Funktion auch eine sicherheitstechnische Bedeutung für die Nachwärmeabfuhr bei Störfällen und Transienten. Solange es verfügbar ist, kann es auch bei Störfällen zur Abfuhr der Nachwärme über die Dampferzeuger eingesetzt werden.

Das Speisewassersystem besteht aus folgenden Komponenten: Speisewasserbehälter, Speisewasserpumpen, Hochdruckvorwärmer, Speisewasserleitungen bis zu den Regelventilen; Trimmventile, Hauptspeisewasser-Regelventile, Speisewasser-Bypassventile, Speisewasserleitungen ab Regelventilen und Rückschlagventilen mit gedämpftem Schliessverhalten.

Die Speisewasserregelung als weiterer wichtiger Teil der Speisewasserversorgung besteht aus der DE-Niveauregelung, der Speisewassertank-Ausgleichsregelung und der Füllstandsregelung für die Speisewasserbehälter. Die DE-Niveauregelung hält das Speisewasserniveau in den Dampferzeugern konstant. Dies erfolgt im Leistungsbetrieb mit den Hauptspeisewasser-Regelventilen und bei Schwachlast (weniger als 15 % Leistung) durch die Bypass-Speisewasserventile. Bei abgeschalteten Hauptspeisewasserpumpen erfolgt die DE-Niveauregelung mit dem Hilfsspeisewassersystem (Kap. 6.7.4.1). Nebst der Regulierung des Speisewasserstromes erfüllen die Speisewasser-Regelventile auch die Aufgabe der Containmentisolation. Die Hauptspeisewasser-Regelventile sind pneumatisch betätigte Zweisitz-Regelventile.

Da die zwei Hauptspeisewasserpumpen in eine gemeinsame Sammelleitung fördern, aus der die DE versorgt werden, muss beim Betrieb beider Turbogruppen die Speisewassertank-Ausgleichsregelung – dies ist eine Besonderheit im KKB mit seinen beiden Speisewasserbehältern und den zwei Turbogruppen – dafür sorgen, dass die der Turbogruppe zugeordnete Speisewasserpumpe soviel Speisewasser fördert, wie es der momentanen Turbinenleistung entspricht. Die Speisewassertank-Ausgleichsregelung regelt dazu den Füllstand des ersten Speisewasserbehälters, indem sie Trimmventile steuert, welche den einen oder anderen Speisewasserstrang entsprechend drosseln.

Wenn die DE-Niveauregelung die Hauptspeisewasser-Regelventile voll öffnet und somit den maximalen Speisewasserdurchfluss einstellt, werden auch die Trimmventile voll geöffnet, um das Drosseln der Speisewasserzufuhr zu verhindern.

Zusätzlich zur Speisewasser-Ausgleichsregelung gleichen die Füllstandsregelungen der beiden Speisewasserbehälter deren Füllstand ab. Dies erfolgt über entsprechende Regelarmaturen in den Verbindungsleitungen in den Kaltkondensattanks und dem Hotwell der zugehörigen Turbogruppe. Die Füllstandsregelung des ersten Speisewasserbehälters ist nur dann wirksam, wenn die zugeordnete erste Turbogruppe alleine in Betrieb ist.

Die Speisewasserleitungen sind, beginnend mit den Speisewasser-Regelventilen, der SK 2 und der EK I zugeordnet. Die Schliessfunktion der Regel- und Trimmventile gehört der elektrischen Klasse 1E an. Die Regelungen sind im Übrigen sicherheitsbezogen und 0E-klassiert.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat zur Beurteilung des Systems den Sicherheitsbericht, die Technischen Spezifikationen, Anlagenunterlagen, Spannungsanalysen, technische Untersuchungen und Vorkommnisberichte herangezogen.

Im Bewertungszeitraum wurden am Speisewassersystem folgende sicherheitstechnisch wichtige Änderungen durchgeführt:

- 1992, wurden im Block 2 gedämpfte Rückschlagventile am Dampferzeugereintritt in die Speisewasserleitung eingebaut (im Block 1 1993).
- 1992 erfolgte die seismische Ertüchtigung von Halterungen und Abstützungen von Rohrleitungen.
- 1996 wurden die 1992 für die Notstandfunktionen eingebauten Magnetventile der Speisewasser-Regelventile durch bezüglich Schliesszeit besser geeignete Ventile mit separater Steuerluftanspeisung der Vorsteuerung ersetzt. Damit wurden die Anforderungen der entsprechenden Notstandschutzfunktion erfüllt.
- Die Regelungsrechner wurden im Block 2 im Jahre 2001 (im Block 1 im Jahre 2000) neu eingebaut und ersetzen die bisherigen nach Aufgaben getrennten Regelkreise. Die DE-Niveauregelung und die Speisewassertank-Ausgleichsregelung wurden dabei funktionsgleich übernommen. (Die Füllstandregelung wurde hingegen nicht ersetzt.)

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten, insbesondere die Einhaltung der Technischen Spezifikationen, die durchgeführten Wiederholungs- und Funktionsprüfungen und die Instandhaltung am Speisewassersystem zusammengestellt und bewertet sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben.

Die Wiederholungsprüfungen bestehen aus System- und Komponentenbegehungen, zerstörungsfreien Volumen- und Oberflächenprüfungen von Rohrleitungs- und Armaturenschweissnähten, Wanddickenmessungen sowie aus Sichtprüfungen an Rohrleitungen, Armaturen, Unterstützungen und Stossbremsen. Es sind keine relevanten Befunde vorhanden.

KKB weist im PSÜ-Bericht auf folgende Besonderheiten hin:

- Im Ringraum des Containments sind die Durchführungen der Speisewasserleitung am Kompensator und am Fixpunkt mit Kehlnähten ausgeführt. Im Jahre 1995 wurde ein qualifiziertes Ultraschallverfahren zur Auffindung von Rissen eingesetzt, die, von den Kehlnähten ausgehend, ins Rohr eindringen. Dabei wurden in den interessierenden Bereichen drei kleine Anzeigen festgestellt, die nicht als Risse interpretiert wurden.
- Beim Dampferzeugerwechsel 1999 wurde die Innenkontur der Montagenahnt zwischen Dampferzeuger und gedämpftem Rückschlagventil flachgeschliffen, um eine einwandfreie volumetrische Prüfbarkeit zu gewährleisten.
- Im Jahre 1999 wurden bei visueller Kontrolle vor und hinter dem gedämpften Rückschlagventil Kerben in der Aussenoberfläche der Speisewasserleitung entdeckt, die offensichtlich von der aufliegenden metallischen Wand der Isolationskassetten durch Reibung erzeugt worden waren.

Als korrigierende Massnahme wurden an allen durch Kassetten berührten Stellen ca. 80 mm breite Blechstreifen aus nichtrostendem Stahl unterlegt. Dadurch wird eine Beschädigung der Rohrleitung verhindert

Die Betriebsbereitschaft des Systems wurde gemäss den Technischen Spezifikationen durch Überwachung des Speisewasserfüllstands sowie durch den Betrieb der Speisewasserpumpen im Berichtszeitraum ohne Befund nachgewiesen. Im Berichtszeitraum führte der zu tiefe Wasserstand in den DE sechs Mal zu einer Reaktorschnellabschaltung. Nur in einem Fall lag die Ursache in der mechanischen Ausrüstung des Speisewassersystems, die übrigen Fälle wurden durch Fehlfunktion der elektro- und leittechnischen Ausrüstung bzw. Handeingriff verursacht. Gesamthaft führt KKB aus, dass sich seit dem Ersatz der Vorsteuerung der Regelventile das Regelverhalten des Speisewassersystems im Betrieb mit zwei Turbinen wesentlich verbessert hatte. Seit 1990 wurden zur Überprüfung der Genauigkeit der Speisewasserdurchflussmessung sog. Tracermessungen durchgeführt. Die daraus resultierenden Korrekturen betragen weniger als 0,5 %. Die nach dem Ersatz der DE (Block 1 1993, Block 2 1999) und der neuen Kondensatorberohrung geänderte Wasserchemie im Sekundärkreislauf (siehe Kap. 6.14.1) führt zu wesentlich weniger Ablagerungen in den Regelventilen und den Durchflussmessdüsen. Die Trimmventile unterliegen keinem grossen Verschleiss und arbeiten sehr zuverlässig. Durch mehrmals optimierte Materialien der Stopfbüchsenpackungen (Asbest/Graphit/Teflon-Graphit) wurde das Verhalten der Regel- und Trimmventile verbessert.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung wurde der Steckbrief des Systems erstellt. Es wurden keine problematischen Bereiche identifiziert. Die bisher aufgetretenen Druck- und Temperaturtransienten liegen deutlich unter den jeweiligen Auslegungswerten.

KKB kommt zu dem Schluss, dass das Speisewassersystem, unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten ordentlichen Instandhaltung, alle sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllt. Mit der Übernahme der DE-Niveau- und der Speisewasser-Ausgleichstank-Regelung in die neuen Regelungsrechner des RSS wurde eine wesentliche Verbesserung des Regelverhaltens erzielt.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Speisewassersystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKB, sowie der Richtlinie HSK-R-15 und der Festlegung NE-14.

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen an den beurteilten Komponenten des Speisewassersystems wurden die nachstehenden sicherheitsrelevanten Verbesserungen erreicht:

- Die gedämpften Rückschlagventile am Dampferzeugereintritt reduzieren den bei einem ausserhalb des Primärcontainments postulierten Speisewasserleitungsbruch entstehenden Druckstoss und verlangsamen das Ausdampfen des betroffenen DE bei einem gleichzeitig angenommenen Bruch der Frischdampfleitung innerhalb des Containments. Ferner sind die neuen Rückschlagventile am DE-Eintritt angebracht, also besser gegen Einwirkungen von Aussen geschützt als die alten in den Durchdringungsräumen angeordneten Rückschlagklappen.
- Die neuen Magnetventile der Speisewasser-Regelventile mit separater Steuerluftanspeisung der Vorsteuerung verkürzen die Schliesszeit der Regelventile von 25 auf 7 Sekunden. Damit wurde die Auslegungsanforderung an die entsprechende Notstandsschutzfunktion erfüllt und ein Mangel bei der Realisierung des Notstandsschutzsystems behoben.

- Durch die seismische Ertüchtigung von Rohrleitungen und Abstützungen erfüllen die Speisewasserleitungen im Bereich der Sicherheitsklasse 2 die Anforderungen der Erdbebenauslegung (SSE)

Mit dem Einbau des neuen RSS wurden die folgenden Verbesserungen erzielt:

- Die Regelungsrechner sind redundant aufgebaut. Beim Ausfall des aktiven Regelungsrechners durch einen Einzelfehler wird ohne Auswirkung auf das Stellglied auf den anderen Rechner umgeschaltet. Dadurch wird die Verfügbarkeit der Speisewasserregelung erhöht.
- Für die redundant erfasste Niveaumessung der DE erfolgt eine automatische Auswahl des Messwertes. Ein defekter Messkanal wird automatisch abgeschaltet.

Der Gewinn für die Sicherheit liegt insbesondere darin, dass ein einzelner Fehler sich nicht mehr als Störung in der Anlage, mit einer allfälligen Anforderung von Schutzfunktionen, auswirken könnte.

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand des Speisewassersystems ab:

Die Ausrüstungen standen während des Bewertungszeitraums ständig im Betrieb und wurden gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben keine gemäss HSK-R-15 zu meldende Befunde.

Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten durchgeführten Inspektionen und Instandhaltungsmassnahmen waren vorbeugend geplant. Durch die geänderte Wasserchemie und verbesserte Stopfbuchsen der Regel- und Trimmventile darf das Betriebsverhalten als gut beurteilt werden.

Bei den gemäss der Festlegung NE-14 durchgeführten Wiederholungsprüfungen und weiteren Prüfungen wurden keine Befunde festgestellt, die für die Integrität der Speisewasserleitungen von Bedeutung sind.

Einzelne Aspekte von Bedeutung beurteilt die HSK wie folgt:

- Der Ringraum des Containments ist gegen einen Druckaufbau infolge Leckagen hochenergetischer Leitungen im Bereich des Ringraums (insbesondere Speisewasser- und Frischdampfleitungen) nicht ausgelegt. Die HSK hat in ihrem Gutachten von 1994 (Penz P8, Kap. 2.1.2) vom Betreiber verlangt, dass er zur Untermuerung des ursprünglich angenommenen Bruchabschlusses Prüfungen oder Überwachungen der Leitungen im Bereich des Ringraums vorschlägt. Mit der im Jahre 1995 durchgeführten Prüfung wurde gezeigt, dass keine Risse vorhanden sind, die von den Kehlnähten ausgehen und mit erkennbarer Tiefe in die Speisewasserleitung eindringen. Die Penz wurde daraufhin im Mai 2000 geschlossen. Bis Ende 2005 wird KKB die formale Qualifizierung der Wiederholungsprüfungen der Speisewasser- und Frischdampfleitungen im Ringraum durchführen und die Leckageüberwachung verbessern. Zudem werden bis Ende 2004 Störfallvorschriften zur Beherrschung möglicher Störfallszenarien mit undichten Leitungen im Ringraum erarbeitet.

KKB wird diese Folgedependenzen, die Qualifizierung der Wiederholungsprüfungen der Speisewasser- und Frischdampfleitungen im Ringraum bis Ende 2005, die Leckageüberwachung im Ringraum bis Ende 2005 und die Erstellung von Störfallvorschriften für Leckageszenarien im Ringraum bis Ende 2004 durchführen.

- Im Zusammenhang mit dem HSK-Gutachten von 1994 strebte KKB im Rahmen der Auslegungsfälle den Nachweis an, dass der Bruch einer Speisewasserleitung in dem ca. 1 m langen

Leitungsstück zwischen Dampferzeuger und gedämpftem Rückschlagventil ausgeschlossen werden kann. Eine wichtige Rolle spielte hierbei die Montagenaht in diesem Stück. Der Bruchausschluss wurde von der HSK wegen mangelnder Fehlerfreiheit und Prüfbarkeit der Montagenaht im Block 1 nicht akzeptiert. KKB konnte sodann die Beherrschung dieser Bruchlage durch eine Störfallanalyse nachweisen (Kap.7.5.2). Die Integrität der Montagenaht ist aber wichtig. Um gute Prüfbarkeit sowohl mit dem Ultraschall- als auch mit dem Durchstrahlungsverfahren zu garantieren, wurde im Block 2 ihre Innenkontur beim Dampferzeugerwechsel im Jahre 1999 flachgeschliffen.

- Einige der mit Ultraschall geprüften Schweissnähte zeigen Wurzelanzeigen mit grosser Echohöhe. Es bedarf eines Nachweises für Prüfverfahren und Prüfer, dass der Prüfzweck, Risse rechtzeitig zu erkennen, erfüllt wird. Die gleiche Feststellung gilt für die Frischdampfleitungen (vgl. *PSÜ-Pendenz PSÜ-P 20/6.10.4-1*)

Im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms wurden die mechanischen Komponenten gemäss den Anforderungen der HSK überprüft und für die klassierten Bereiche in einem Steckbrief dokumentiert. Der als Alterungsmechanismus in Frage kommenden Materialermüdung wurde in mehreren konstruktiven Änderungen seit Inbetriebsetzung entgegengewirkt. Nachweise, die im Rahmen der aus dem HSK-Gutachten von 1994 stammenden Pendenz P6 (Kap. 2.1.2) durchgeführt wurden, zeigten, dass die bisher vorhandene Materialermüdung aufgrund der tatsächlich aufgetretenen Druck- und Temperaturtransienten deutlich unter den jeweiligen Auslegungswerten liegt. Aufgrund dieser Nachweise konnte der Teil der Pendenz P6, der sich spezifisch zum Speisewassersystem äusserte, im Dezember 1996 geschlossen werden.

Massnahmen gegen Erosionskorrosion wurden auch im unklassierten Bereich des Speisewassersystems durch Verwendung besserer Materialien, zusätzlicher Prüfungen und der Verbesserung der Chemiefahrweise umgesetzt.

Insgesamt kann festgestellt werden, dass die Alterungsmechanismen unproblematisch sind oder ihre Auswirkungen werden rechtzeitig durch die bestehenden Überwachungs- und Instandhaltungsmassnahmen erfasst werden.

Die HSK kommt aufgrund der Betriebsergebnisse und der durchgeführten Anlagenänderungen, Instandhaltungsmassnahmen und Wiederholungsprüfungen zum Ergebnis, dass das System seine Funktion zuverlässig erfüllt. Die Zuverlässigkeit wurde gegenüber den ursprünglichen Einrichtungen durch den redundanten Aufbau der Regelungsrechner und die automatische Auswahl der Messwerte erhöht.

6.10.4 Frischdampfsystem

Das Frischdampfsystem besteht aus:

- den Frischdampfleitungen (FD-Leitungen) ab Durchflussbegrenzer im Dampferzeuger-Austrittsstutzen bis zu den FD-Isolationsventilen
- den Frischdampfquerverbindungsleitungen
- dem Durchfluss-Messventuri
- den DE-Sicherheitsventilen (LDF)
- den Abblaseventilen mit vorgeschaltetem Isolierschieber (LDA)
- den N-16 Aktivitätsmonitoren
- den Frischdampfschiebern

Die Armaturen des Frischdampfsystems werden im Kap. 6.7.4.4 behandelt.

Die N-16 Aktivitätsmonitore werden in Kap. 6.5.1 behandelt.

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Das Frischdampfsystem leitet den Frischdampf von den beiden Dampferzeugern im Containment über die Frischdampfstation auf dem Zwischendach zu den Dampfturbinen im Maschinenhaus.

Die FD-Leitungsabschnitte von den Dampferzeugern bis und mit den FD-Isolationsventilen sowie den Anschlussleitungen zu zwei von fünf Abblaseventilen sind der Sicherheitsklasse 2 und der Erdbebenklasse I zugeordnet. Nach den FD-Isolationsventilen sind die Rohrleitungen und Armaturen unklassiert.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat das Frischdampfsystem auf der Grundlage des Sicherheitsberichtes, der Technischen Spezifikationen, von HSK-Richtlinien, der Festlegung NE-14, von Anlagenunterlagen und von Westinghouse-Berichten beurteilt.

Im Bewertungszeitraum wurden an Rohrleitungen des Frischdampfsystems folgende wichtigere Änderungen durchgeführt:

- Seismische Ertüchtigung von Halterungen und Abstützungen und der Einbau von zwei Stossbremsen
- Einbau von neuen Rohrbögen aus dem Werkstoff 13 CrMo44 im Rahmen des Austausches der Dampferzeuger

Die Wiederholungspüfungen am Frischdampfsystem (ohne Armaturen) bestehen aus System- und Komponentenbegehungen, zerstörungsfreien Volumen- und Oberflächenprüfungen an Rohrleitungsschweissnähten sowie aus Sichtprüfungen an Rohrleitungen, Unterstützungen und Stossbremsen. Seit 1995 werden Wanddickenmessungen durchgeführt, mit denen Erosion und Erosionskorrosion nachgewiesen werden kann. Es sind keine relevanten Befunde vorhanden.

KKB berichtet über die folgende Besonderheit:

- Im Ringraum des Containments sind die Durchführungen der Frischdampfleitung am Kompensator und am Fixpunkt mit Kehlnähten ausgeführt. Mit einem Ultraschallverfahren, qualifiziert für das Auffinden von Rissen, die von den Kehlnähten ausgehend ins Rohr eindringen, wurde bei der Prüfung im Jahre 1995 aus den interessierenden Bereichen nur eine schwache Anzeige festgestellt, die nicht weiter untersucht werden musste.

Die durchgeführten Ermüdungsnachweise zeigen eine geringe Ermüdungsausnutzung der Rohrleitungen.

Aufgrund der Betriebsparameter ist Erosionskorrosion bei Kohlenstoffstählen ein relevanter Alterungsmechanismus. Wanddickenmessungen zeigen, dass die Abtragungsrate jedoch gering ist.

Aufgrund des guten Zustandes der Rohrleitungen des Frischdampfsystems und anhand der aus Betrieb, Wiederholungsprüfungen und Instandhaltung gesammelten Erfahrungen kommt KKB zum Schluss, dass die Voraussetzungen für einen sicheren Weiterbetrieb des Frischdampfsystems gegeben sind.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Frischdampfsystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Überprüfung der durchgeführten Nachweise, der Technischen Spezifikationen des KKB, sowie der Richtlinie HSK-R-15, HSK-R-18 und der Festlegung NE-14.

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen an den Rohrleitungen des Frischdampfsystems wurden folgende Verbesserungen erreicht:

- Durch die seismische Ertüchtigung von Rohrleitungen und Abstützungen sowie den Einbau von zwei Stossbremsen erfüllt das Frischdampfsystem im Bereich der Sicherheitsklasse 2 die Anforderungen der Erdbebenauslegung (SSE)
- Durch den Einbau von neuen Röhrbögen nach den Dampferzeugern konnte die Anzahl der prüfpflichtigen Schweissnähte reduziert werden

Aus der vom KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand der Rohrleitungen des Frischdampfsystems ab:

Der nach dem Wiederholungsprüfprogramm geforderte Prüfumfang wurde im abgelaufenen Prüfintervall erfüllt. Bei den gemäss der Festlegung NE-14 durchgeführten Wiederholungsprüfungen und zusätzlichen Prüfungen wurden keine Befunde festgestellt, die für die Integrität der Frischdampfleitungen von Bedeutung sind.

Der Schwerpunkt der volumetrischen Prüfungen an Rohrleitungsschweissnähten der Sicherheitsklasse 2 liegt bei den Frischdampf- und Speisewasserleitungen. Ein Grossteil der hier mit einem Ultraschallverfahren geprüften Schweissnähte zeigt durch die Nahtwurzel bedingte Anzeigen mit grosser Echohöhe, die das Auffinden von Rissen in der Schweissnaht erschweren. Zur Verbesserung der Situation verlangt die HSK deshalb folgende Massnahme:

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 20/6.10.4-1: Bei der von KKB mittelfristig geplanten Qualifizierung der Ultraschallhandprüfung für ferritische Rohrleitungsschweissnähte sind Testkörper zu verwenden, mit denen die bekannten Prüferschwernisse, die an den Frischdampf- und Speisewasserleitungen des KKB bestehen, (z. B. Wurzeldurchhang, Kantenversatz, Counterbores) realistisch nachgebildet werden.

Die Alterungsüberwachung der mechanischen Komponenten des Frischdampfsystems wurde gemäss den Anforderungen der HSK durchgeführt. Die auftretenden Alterungsmechanismen sind unproblematisch oder werden mit den bestehenden Prüfmassnahmen rechtzeitig festgestellt.

Die bisher vorhandene Materialermüdung aufgrund der tatsächlich aufgetretenen Druck- und Temperaturtransienten liegt deutlich unter den jeweiligen Auslegungswerten. Aufgrund dieser Nachweise konnte die Pendenz P6 im August 1997 geschlossen werden.

Die HSK kommt aufgrund der guten Betriebsergebnisse, der durchgeführten Anlagenänderungen, der Instandhaltungsmassnahmen und Prüfungen zum Ergebnis, dass die Rohrleitungen des Frischdampfsystems die Anforderungen für einen sicheren Betrieb erfüllen.

6.11 Brandschutz

Sicherheitstechnische Aufgaben

Über die generellen Aufgaben des Brandschutzes hinaus, d.h. das Entstehen von Bränden zu verhindern, entstandene Brände zu erkennen, rasch zu löschen und damit den Schaden zu begrenzen, gilt es bei Kernkraftwerken insbesondere, die Ausbreitung von Bränden zu verhindern und damit ihre Auswirkungen auf die sicherheitsrelevanten Anlagebereiche und -funktionen in zulässigen Grenzen zu halten.

Diese Zielsetzungen sollen durch aufeinander abgestimmte bauliche, technische und betriebliche Brandschutzmassnahmen erreicht werden.

Angaben des Gesuchstellers

KKW beschreibt im BEB die im Kraftwerk getroffenen baulichen, technischen und betrieblichen Brandschutzmassnahmen. Zudem wird auf das im Berichtszeitraum überarbeitete und um die Brandabschnittspläne erweiterte Brandschutzkonzept⁵⁷ hingewiesen, in welchem die Brandschutzbelange für die Anlage festgehalten werden.

Im Berichtszeitraum neu geschaffen wurde ein Arbeitsteam, welches die Aspekte des Brandschutzes in der Anlage koordiniert. Geleitet wird das Arbeitsteam vom Beauftragten für Brandschutz.

Die Betriebsfeuerwehrangehörigen erhielten im Berichtszeitraum eine neue persönliche Ausrüstung. Da praktisch keine Ernstfall-Einsätze mehr zu verzeichnen sind, werden alle Feuerwehrangehörigen zusätzlich zu der vom Kanton Aargau verlangten Ausbildung seit 1996 beim Rotterdam International Safety Center und die Atemschutz-Spezialisten zusätzlich beim Institut de formation à la prévention et à la sécurité in Frankreich unter Ernstfallbedingungen ausgebildet.

Bezüglich des Brandschutzes wurden folgende Projekte/Änderungen bearbeitet und durchgeführt:

- Aus der im Rahmen des HSK-Gutachtens von 1994 entstandenen Pendeuz P31 betreffend die Analyse der Auswirkungen von Bränden im Containment wurden Verbesserungsmassnahmen abgeleitet. Bei den Motoren der Reaktorhauptpumpen wurden Ölauffangeinrichtungen eingebaut. Ausserdem wurden diverse Verbesserungen bei der Kabelführung (Redundanzentrennung) im Ringraum und im Containment sowie Brandschutzmassnahmen bei Filteranlagen im Containment durchgeführt. Diese Pendeuz wurde in der Revisionsabstellung 2003 abgeschlossen.
- Im Berichtszeitraum wurden die Brandabschnittspläne neu erstellt. Die Brandabschnitte, in welchen radioaktives Material gelagert wird, wurden an den geplanten Zustand angepasst.
- Die generelle Überprüfung der baulichen und technischen Brandschutzmassnahmen in der Sekundäranlage ist Gegenstand des Projektes SABRA. Im Rahmen dieses Projektes wurden bereits Teile der Brandmeldeanlage und das Brandleitsystem erneuert. Ebenfalls in Arbeit sind der Ersatz und die Nachrüstung der Löschanlagen. Die Realisation der geplanten Arbeiten dauert bis Ende 2005.
- Bei der Ausführung diverser anderer Projekte wurden Anpassungen bei der Brandabschnittsbildung vorgenommen.
- Es wurde ein gemeinsames Auffangbecken von 55 m³ für Transformatorenöl aller vier Blocktransformatoren (KKB 1 + 2) realisiert. Zudem kann im Brandfall an einem Blocktransformator dessen Öl in das Becken eingeleitet werden.

Die baulichen und technischen Brandschutzmassnahmen in der Primäranlage werden im Hinblick auf die aktuellen Vorschriften nach Abschluss des Projektes SABRA überprüft.

Bezüglich der Instandhaltung/Wiederholungsprüfungen macht KKB folgende Angaben:

- Seit 1995 werden periodische Brandschutzkontrollen (Rundgänge) mittels Checklisten durchgeführt. Es sind keine Abweichungen vom Sollzustand festgestellt worden.
- Die Instandhaltungsvorschriften für die neue Brandmeldeanlage und die Brandfallsteuerungen wurden 2003 erstellt.
- Die Prüfung der Löschanlagen auf Basis der Wiederholungsprüfprogramme und der Instandhaltungsvorschriften zeigten folgende Ergebnisse:
 - Bei den Sprühfluranlagen sind keine Störungen aufgetreten, welche eine Nichtverfügbarkeit zur Folge gehabt hätte. Hingegen wurde die Sprühfluranlage im Bereich der Kabelböden bei Schweissarbeiten einige Male ungewollt ausgelöst.
 - Die Sprinkleranlagen werden jährlich durch den Lieferanten überprüft. Es wurde dabei kein Fehlverhalten festgestellt.
 - Beim Löschwassersystem zeigten die Ergebnisse der Wiederholungsprüfungen die Notwendigkeit einer mittelfristigen Revision von einigen Armaturen.
 - Bei den Halonanlagen wurde keine Nichtverfügbarkeit festgestellt.

Im Berichtszeitraum ereigneten sich vier Brände mit Bagatelldarakter:

- Brand einer mobilen Filteranlage im Nebengebäude des Blockes 1 im Januar 1994. Der Raum wurde verqualmt, aber nicht kontaminiert.
- Hubstaplerbrand im Keller des Magazingebäudes im Oktober 1994.
- Brand bei der Tankstelle auf der Insel Beznau im November 1994 (die Tankstelle befindet sich ausserhalb des umzäunten Areals).
- Auf dem Dach des PRIGA-Gebäudes entzündete sich bei Arbeiten an der Dachhaut im März 1996 ein Teerkocher.

Alle aufgeführten Brände konnten durch den schnellen Einsatz der Betriebsfeuerwehr rasch und ohne grössere Schäden gelöscht werden.

KKB kommt in seiner Beurteilung zum Schluss, dass die bau- und anlagentechnischen Vorkehrungen in den Primäranlagen aus brandschutztechnischer Sicht die übergeordneten Ziele des Brandschutzes erfüllen. Eine generelle Überprüfung dieser Vorkehrungen ist geplant. Bei den Sekundäranlagen wird angegeben, dass mit dem Ende 2001 erreichten Fertigstellungsgrad bei den Brandschutzmassnahmen die heutigen Anforderungen bereits erfüllt werden.

HSK-Beurteilung

Im Bewertungszeitraum wurde von KKB das Brandschutzkonzept überarbeitet und um Brandabschnittspläne erweitert. Die Anpassung der Anlage an die teilweise neu definierten Brandabschnitte im Sekundärbereich und bei den Lagerräumen des Primärbereichs wurde Ende 2003 abgeschlossen.

Die Überprüfung und Erneuerung der Brandmelde- und der Löschanlagen in den Sekundäranlagen ist in Arbeit und wird bis Ende 2005 abgeschlossen. Die HSK hat das Konzept positiv beurteilt und verfolgt dessen Umsetzung.

Die Überprüfung der baulichen Brandschutzmassnahmen der Primäranlage gemäss Brandschutzkonzept ist nach Abschluss der Arbeiten im Rahmen des Projektes SABRA vorgesehen. Aus Sicht der HSK soll diese Überprüfung auf Basis des neu erstellten Brandschutzkonzeptes früher statt-

finden. Die Ergebnisse der Überprüfung der baulichen Brandschutzmassnahmen sowie ein Konzept zur Erledigung der erforderlichen Nachrüstmassnahmen sind daher der HSK bis Ende 2005 vorzulegen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 21/6.11-1: KKB hat die baulichen Brandschutzmassnahmen in der Primäranlage zu überprüfen und der HSK bis Ende 2005 ein Konzept über die erforderlichen Nachrüstmassnahmen vorzulegen.

Die sieben Löschanlagen der Primäranlage im Nebengebäude wurden letztmals 1984 revidiert. Aus Sicht der HSK ist bei diesen Löschanlagen nun gemäss den Brandschutzrichtlinien eine Generalüberholung zur Gewährleistung der Betriebsbereitschaft notwendig.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 22/6.11-2: KKB hat die sieben Löschanlagen der Primäranlage in den Nebengebäuden einer Gesamtüberprüfung zu unterziehen und legt der HSK ein Konzept für eine Generalüberholung bis Ende 2005 vor.

Im Containment und im Ringraum wurden wesentliche Verbesserungen des Brandschutzes durchgeführt. Die Kabelführungen im Containment und im Ringraum wurden brandschutzmässig nach Redundanzen getrennt. Auch wurden noch vorhandene PVC-Kabel durch brandhemmende Kabeltypen ausgetauscht. Ferner wurden im Containment die Motoren der Hauptkühlmittelpumpen mit Ölaufangeinrichtungen versehen. Diese Brandschutzmassnahmen, welche das 1994 festgestellte Defizit zum Stand der Technik ausgleichen, sind schrittweise als Teilprojekte über mehrere Jahre bearbeitet und umgesetzt worden. Zudem wurden die Störfallvorschriften für den Brandfall im Containment und im Ringraum überarbeitet und die Hilfsmittel für die Brandbekämpfung durch die Feuerwehr ergänzt. Diese Auf- und Nachrüstungen wurden durch die HSK geprüft und gesamthaft als angemessen zur Erfüllung der Anforderungen an den Brandschutz im Containment und dem Ringraum beurteilt. Mit der Realisierung der letzten Massnahmen in der Revisionsabstellung in 2003 ist die Pendenz P31 (Kap. 2.1.2) aus dem HSK-Gutachten von 1994 erledigt worden.

Die Feuerwehr wurde im Berichtszeitraum neu ausgerüstet und die Ausbildung der Feuerwehrleute erweitert. Die HSK beurteilt die Ausrüstung und Ausbildung der Feuerwehr als geeignet, um ihre Aufgabe zu erfüllen. Nach Ansicht der HSK sind auch die übrigen betrieblichen Brandschutzmassnahmen des KKB hinreichend, um die Sicherheit der Anlage im Brandfalle nicht zu gefährden.

Die HSK ist der Ansicht, dass die von KKB getroffenen und geplanten baulichen, technischen und betrieblichen Brandschutzvorkehrungen aus Sicht der nuklearen Sicherheit hinreichend sind. Um diese Sicherheit auch in den kommenden Jahren weiterhin zu gewährleisten, ist die geplante Überprüfung der Brandschutzmassnahmen durchzuführen.

6.12 Blitzschutz

Sicherheitstechnische Aufgaben

Ein Blitzeinschlag ist durch die örtliche Einprägung eines grossen Stromimpulses charakterisiert, wobei sowohl Einschlagort als auch die Charakteristiken des Blitzes zufällig sind. Die Blitzschutzmassnahmen an der Gebäudehülle (äusserer Blitzschutz) haben die Aufgabe, den Blitzstrom an der Oberfläche des zu schützenden Objektes abzufangen und gefahrlos in die Erde abzuleiten.

Bei einem Blitzeinschlag sind neben dem Personen- und Gebäudeschutz auch die Funktionen der Sicherheitseinrichtungen zu gewährleisten. Durch die Blitzschutzmassnahmen innerhalb der Gebäude (innerer Blitzschutz) müssen durch Blitzeinschläge induzierte Überspannungen innerhalb der

baulichen Anlagen auf einen Wert unterhalb der nachgewiesenen Spannungsfestigkeit der für die Sicherheit wichtigen Elektro- und Leittechnikgeräte begrenzt werden.

Um sicherzustellen, dass die Anlage auch sicher abgestellt, gekühlt und drucklos gefahren werden kann, genügt es im KKB, die Einrichtungen des Notstandsystems, die sich im Reaktorgebäude und im Notstandgebäude befinden, gegen die Folgen eines Blitzeinschlages zu schützen.

Angaben des Gesuchstellers

KKB beschreibt in den eingereichten Unterlagen die Zielsetzungen der Blitzschutzmassnahmen sowie die Ausführungen des äusseren und des inneren Blitzschutzes der verschiedenen Anlagenteile. Speziell erwähnt werden die ausgeführten Blitzschutzmassnahmen im Rahmen der im Berichtszeitraum realisierten Projekte NANO (äusserer und innerer Blitzschutz des Notstandgebäudes), ERGES (äusserer und innerer Blitzschutz des Notspeisewassergebäudes) und PRESSURE (EMV-Massnahmen des Reaktorschutz- und Regelsystems).

Bezüglich der Instandhaltung wird angegeben, dass die Prüfungen (Kontrolle der technischen Unterlagen, Besichtigen vor Ort und Messungen von Widerständen) gemäss Prüfvorschriften auf der Basis der deutschen KTA-Regel 2206⁵⁸ durchgeführt werden.

Direkte Blitzscheinschläge in die Anlage wurden im Berichtszeitraum keine festgestellt. Indirekte Einflüsse von Einschlägen über das Hochspannungsnetz (meist Störungen der Eigenbedarfsanlage) wurden registriert.

KKB hält in seiner Bewertung fest, dass die neueren Anlagenteile (Notstandgebäude, Notspeisewassergebäude und ZWIBEZ) bezüglich des Blitzschutzes den heute gültigen Regeln entsprechen. Eine Schwachstelle des Blitzschutzes im Übergangsbereich zum Notstandgebäude ist noch in Bearbeitung.

HSK-Beurteilung

Wie bereits im HSK-Gutachten von 1994 aufgeführt, ist im KKB das Notstandsystem ausreichend, um die Folgen von Blitzeinwirkungen zu beherrschen. Für die HSK ist daher der Nachweis von Bedeutung, dass die sicherheitsrelevanten Einrichtungen des Notstandsystems bei einer Blitzeinwirkung weder gestört noch zerstört werden. Die Vorbehalte der HSK zum damals erbrachten Blitzschutznachweis führten im HSK-Gutachten von 1994 zur Pendeuz P32 (Kap. 2.1.2).

KKB hat in der Folge die Ausführung der Kabeltrassen des Notstandsystems und des Potentialausgleichs auf Einhaltung der Festlegungen im genehmigten Blitzschutzkonzept überprüft und die festgestellten Mängel behoben. Nach Abschluss der Nachbesserungsarbeiten hat die HSK im März 1999 die Pendeuz P32 abgeschlossen. Im Verlauf der Blitzschutznachweisführung wurde eine Schwachstelle bei den leittechnischen Verbindungen zwischen dem Notstandgebäude und den Nebengebäuden UN(D) und UN(E) erkannt. Daraufhin hat die HSK von KKB vertiefte Abklärungen über die betroffenen Signalwege und einen Vorgehensplan für die Elimination dieser Schwachstelle verlangt. Aufgrund einer aufwändigen Machbarkeitsstudie hat KKB ein Konzept für den zu verbessernden Schutz der erwähnten Leittechnikverbindungen eingereicht. Dieses im Mai 2003 von der HSK freigegebene Konzept, welches das Beschalten der betroffenen Kabelverbindungen mit Überspannungsableitern vorsieht, wird ausgearbeitet und umgesetzt. Die dazu notwendigen umfangreichen Arbeiten sind geplant und sollen im Block 2 während der nächsten Revisionsabstellung (2005) durchgeführt werden. Um wertvolle Erfahrungen sowohl bei der Installation als auch im Probetrieb

im Hinblick auf die Nachrüstung zu sammeln, ist je eines der in Betracht gezogenen Schutzelemente für jeden Signaltyp im August 2003 versuchsweise eingebaut worden.

KKB wird den Schutz der Leittechnikverbindungen zwischen dem Notstandgebäude und leittechnischen Einrichtungen in den Gebäuden UN(D) und UN(E) mittels Überspannungsableitern bis Ende 2005 realisieren.

Bei den im Bewertungszeitraum ausgeführten Um- und Nachrüstungen wurde darauf geachtet, dass die Anforderungen an den Blitzschutz erfüllt bleiben. Die HSK hat sich vergewissert, dass die dazu notwendigen Massnahmen korrekt umgesetzt wurden. Die Sicherheit des Kernkraftwerks Beznau gegen Blitzeinwirkungen wird durch die Notstandsysteme gewährleistet. Die elektrische Ausrüstung dieser Anlagenteile ist so ausgelegt, dass sie bei einer Blitzeinwirkung ihre Funktionsfähigkeit behält. Die erwähnte Verbesserung im Bereich der leittechnischen Verbindungen zwischen dem Notstandgebäude und den Nebengebäuden wird bis Ende 2005 realisiert.

6.13 Technische Massnahmen gegen auslegungsüberschreitende Störfälle

6.13.1 H₂-Abbausystem

6.13.1.1 Elektrisch beheizte Rekombinatoren

Sicherheitstechnische Aufgaben der Systeme

Das im KKB ursprünglich installierte H₂-Abbausystem soll bei allen Auslegungsstörfällen die H₂-Konzentration im Containment unterhalb der Zündgrenze halten. Als Zündgrenze gelten 4 Vol.-% H₂ gemäss US Regulatory Guide 1.7.

Angaben des Gesuchstellers

Das H₂-Abbausystem bestand bis zur Jahresrevision 2003 aus zwei redundanten elektrisch beheizten Rekombinatoren. Die Rekombinatoren waren für Auslegungsstörfälle (LOCA) ausgelegt und im Containment angeordnet. Die Betriebserfahrungen waren gut, die vorgeschriebenen Prüfungen gemäss den Technischen Spezifikationen verliefen ohne Beanstandung.

Im Containment sind 5 H₂-Messfühler zur Überwachung der Wasserstoffkonzentration im Falle eines Störfalls installiert. Bis auf einen Defekt im Jahr 2001 sind auch die Betriebserfahrungen gut.

Wie im nachfolgenden Kapitel ausgeführt, hat sich KKB entschlossen, die bestehenden elektrischen Rekombinatoren durch neue passive autokatalytische Rekombinatoren im Jahr 2003 (KKB 2) und 2004 (KKB 1) zu ersetzen.

Beurteilung der HSK

Die HSK-Beurteilung des H₂-Abbausystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, dem US Reg. Guide 1.7, dem Draft US Reg. Guide DG-1117, dem internationalen Stand der Technik und der Technischen Spezifikationen des KKB.

Bei einem Kühlmittelverluststörfall (LOCA) entsteht H₂ kurzfristig bei der Oxidation der Brennstabhüllrohre bei hoher Temperatur und langfristig durch Radiolyse von Wasser. Letzteres ist eine Folge der Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten ins Wasser innerhalb des Containments.

In sogenannten Volldruck-Containments (englisch "large dry"), wie sie in westlichen Druckwasserreaktoren und damit auch in Beznau üblich sind, wird die H₂-Zündgrenze bei einem LOCA (Auslegungstörfall) kaum erreicht. Dies liegt am grossen Volumen und der fehlenden erzwungenen Dampfkondensation bei Volldruck-Containments. Ein schnelles Erreichen der Zündgrenze ist deshalb nicht zu erwarten. Erst durch Radiolyse nach einem LOCA könnte im Zeitbereich von Wochen die Zündgrenze erreicht werden. Deshalb besteht kein Zeitdruck für die Inbetriebnahme der Rekombinatoren. Der Betrieb eines Rekombinators ist ausreichend, um einen Konzentrationsanstieg über die Zündgrenze infolge Radiolyse zu verhindern.

Die HSK kommt aufgrund der Ergebnisse der durchgeführten Funktions- und Wiederholungsprüfungen zu dem Schluss, dass das System seine Sicherheitsfunktion im Bewertungszeitraum zufriedenstellend erfüllt hat.

6.13.1.2 Passive autokatalytische Rekombinatoren

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

In Europa hat sich die Meinung durchgesetzt, dass passive autokatalytische Rekombinatoren (PAR) die am besten geeigneten Systeme zur Beherrschung grosser H₂-Mengen sind, die bei einem äusserst unwahrscheinlichen auslegungsüberschreitenden Störfall entstehen können

KKB hat daher beschlossen, die bestehenden elektrischen Rekombinatoren durch passive autokatalytische Rekombinatoren mit wesentlich grösserer H₂-Abbaurate zu ersetzen.

Die passiven autokatalytischen Rekombinatoren (PAR) sollen bei einem auslegungsüberschreitenden Störfall die Konzentration brennbarer Gase (Wasserstoff und Kohlenmonoxid) auf einem Niveau halten, bei dem ein Containmentversagen durch einen Druckanstieg aufgrund schneller Verbrennungsvorgänge verhindert werden kann. Herausragendes Merkmal der PAR ist neben der grossen H₂- und CO-Abbaukapazität ihre passive Betriebsweise, d.h. es sind keine weiteren Systeme zu deren Betrieb erforderlich.

Im Bereich der Auslegungstörfälle ersetzen die PAR die bislang eingesetzten elektrischen Rekombinatoren.

Angaben des Gesuchstellers

Bei den PAR handelt es sich um eine Nachrüstung. 2003 erfolgte der Einbau der sieben PAR im Block 2. Im Block 1 werden die PAR im Revisionsstillstand 2004 eingebaut.

Zur rechnerischen Überprüfung der PAR-Auslegung postuliert KKB als auslegungsüberschreitender Störfall ein "worst case"-Szenario. Unterstellt wird ein "Station Blackout" (Ausfall der gesamten Wechselstromversorgung) mit einem Versagen des durch eine Dichtungsleckage an den Hauptkühlmittelpumpen druckentlasteten RDB (sog. Niederdruckversagen). Bei der anschliessenden Reaktion zwischen Kernschmelze und Beton des Containmentbodens werden nicht kondensierbare Gase (CO₂, CO) gebildet. Während des gesamten Unfallverlaufs findet keine Einspeisung von Wasser in das Containment, den Primärkreis oder die Dampferzeuger statt.

Um den Containmentdruck einerseits möglichst lange auf hohem Niveau zu halten, andererseits aber eine Druckentlastung über die Berstscheibe zu verhindern, wurde für das Auslegungsszenario angenommen, dass von der Betriebsmannschaft gemäss den sogenannten Severe Accident Management Vorschriften (SAMG, vgl. Kap. 9.5) bei einem Containmentüberdruck von 3,1 bar der Versuch einer

Druckabsenkung unternommen wird. KKB nimmt hierfür den Start von zwei mit Feuerlöschwasser bespeisten Umluftkühlern eine Stunde nach Erreichen des entsprechenden SAMG-Kriteriums an.

Die KKB-Analysen zeigen, dass zu jedem Zeitpunkt während des Unfallverlaufs die Integrität des Containments und des Druckentlastungssystems gewährleistet ist.

Beurteilung der HSK

Im Draft Reg. Guide DG-1117 vertritt die NRC die Meinung, dass für DWR mit einem Volldruckcontainments wie in KKB die Wasserstoffbildung nur bei auslegungsüberschreitenden Störfällen einen Einfluss auf das Risiko hat. Die HSK kann sich dieser Auffassung anschliessen.

Die HSK ist der Auffassung, dass der gewählte Unfallverlauf als geeignet für die Überprüfung der Wirksamkeit der PAR betrachtet werden kann. Dabei ist zu beachten, dass die PAR nach Auffassung der HSK grundsätzlich nicht für die Beherrschung sehr grosser H₂-Produktionsraten geeignet sind, sondern ihren Zweck primär beim mittel- und langfristigen Abbau erfüllen. Im relevanten mittel- und langfristigen Zeitbereich werden in der KKB-Studie konservative Annahmen (dauerhaft ungekühlte Kernschmelze im Containment, d.h. die Bildung nicht kondensierbarer Gase wird nicht unterbrochen, keine Druckentlastung des Containments) getroffen.

Die KKB-Analyse zeigt, dass mit den vorgesehenen PAR die H₂/CO-Problematik bei einem schweren Störfall im KKB deutlich verbessert wird. Die Rekombinatoren sind ausreichend dimensioniert, um die Wasserstoffäquivalentmasse (H₂ oder CO) während den ersten 26 Stunden eines schweren Störfalls unterhalb von 400 kg zu halten (Kriterium 1). Damit bleibt auch bei einer Zündung des Wasserstoffs die Integrität des Containments gewährleistet. Aufgrund der sehr starken CO-Entwicklung bei der Wechselwirkung zwischen Kernschmelze und Beton beginnt nach 26 Stunden eine zweite, ca. 9-stündige Unfallphase, bei der insbesondere unter Annahme von Dampfkondensation (z.B. durch Inbetriebnahme zusätzlicher Umluftkühler oder des Containmentsprays) zündfähige Bedingungen im Containment entstehen könnten, da die O₂-Konzentration in diesem Zeitfenster noch ausreichend gross ist. Für diese Phase weist KKB nach, dass keine unzulässige Druckspitze durch eine mögliche Verbrennung entsteht, respektive keine Detonation selbst nach unterstellter, vollständiger Dampfkondensation möglich ist (Kriterium 3). Nach rund 35 Stunden ist der Sauerstoff im Containment auf einen Volumenanteil von ca. 2% abgebaut. Unter diesen Bedingungen ist selbst unter Annahme einer vollständigen Dampfkondensation ist das Gasgemisch im Containment dann nicht mehr zündbar (Kriterium 2).

Die HSK beurteilt die Kriterien zum Nachweis der Integrität des Containments als geeignet und ist mit den Ergebnissen der Analysen einverstanden. Die verwendete Methodik für die Nachweise entspricht dem Stand der Technik und wurde von der HSK akzeptiert.

Nach Auffassung der HSK kann die H₂/CO-Beherrschung durch die Bereitstellung entsprechender Hinweise in den KKB-SAMG weiter optimiert werden. Unabhängig von der Erfüllung der Kriterien zur Erhaltung der Containmentintegrität sollte – wenn die Bedingungen es gestatten – eine möglicherweise kontraproduktive Druckabsenkung vermieden werden. Die HSK hält eine entsprechende Überprüfung der Unfallbegrenzungsrichtlinien (SAMG) für notwendig. Darüber hinaus wird von KKB darzulegen sein, welche Möglichkeiten die vorhandene Anlageninstrumentierung zur (direkten oder indirekten) Bestimmung der Gaszusammensetzung im Containment bei Schwerunfallbedingungen bietet. In Kap. 9.5 ist eine entsprechende PSÜ-Pendenz formuliert.

Zusammenfassend kommt die HSK zu dem Schluss, dass die von KKB zum Einbau vorgesehenen PAR ausreichend dimensioniert sind, um in einer Vielzahl denkbarer Schwerunfallsequenzen einen

ausreichenden Containmentschutz gegen H₂-/CO-Verbrennung zu gewährleisten. Mit dem Einbau der PAR entsprechen die Massnahmen zur Wasserstoffbeherrschung im KKB dem internationalen Stand der Technik.

6.13.2 Gefilterte Druckentlastung

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Das System zur gefilterten Druckentlastung des Containments (SIDRENT) hat die Aufgabe, bei einem auslegungsüberschreitenden Störfall ein Überdruckversagen des Primärcontainments und somit eine unkontrollierte Freisetzung von radioaktiven Stoffen durch eine bewusste Druckentlastung zu vermeiden. Das System soll dabei die in die Umgebung freigesetzte Aerosol- und Jodmenge auf möglichst tiefe Werte durch Filterung begrenzen. Das System wurde 1992 im Block 2 und 1993 im Block 1 installiert. Das Druckentlastungssystem besteht aus einer Schmutzgasleitung, verschiedenen Armaturen, einem Filter (Nasswäscher) sowie einer Reingasleitung. Der Filterbehälter ist mit deionisiertem Wasser gefüllt, welches durch Zugabe von Natriumkarbonat bzw. Natronlauge und Natriumthiosulfat chemisch konditioniert wird, um bei einem Störfall austretendes Jod in der Wasservorlage gut binden zu können. Die Schmutzgasleitung verbindet das Containment mit dem Filter und weist bezüglich Entlastung einen aktiven und einen passiven (Berstscheibe) Strang auf, die parallel geschaltet sind und über eine gemeinsame Leitung an den Filterbehälter anschliessen. Das im Filter gereinigte Gas wird über die Reingasleitung auf der Höhe der Oberkante des Reaktorgebäudes an die Atmosphäre abgegeben. Zur Bestimmung der Edelgasabgaben an die Umgebung ist direkt an der Reingasleitung eine Ionisationskammer montiert. Im Leistungsbetrieb steht das System in Betriebsbereitschaft. Das SIDRENT ist auf dem Dach des Notstand-Gebäudes aufgestellt. Die Schmutzgasleitung, als Teil des Containments bis zur zweiten Absperrarmatur, ist der SK 2 und der EK I zugeordnet. Der Filter sowie auch die Hilfseinrichtungen sind der SK 4 und der EK I zugeordnet; die Reingasleitung ist entsprechend ihrer Aufgabe sicherheitsmässig unklassiert.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat zur Beurteilung des Systems den Sicherheitsbericht, die Technischen Spezifikationen, Anlagenunterlagen und SVTI-Festlegungen herangezogen.

Im Bewertungszeitraum wurden am Druckentlastungssystem keine sicherheitstechnisch wichtigen mechanischen Änderungen durchgeführt. Hingegen wurde 2001 das Alkalisierungsmittel Natriumkarbonat der Wasservorlagelösung (Wäscher) durch Natronlauge ersetzt. Durch die Verwendung von Natronlauge werden zum Erreichen des notwendigen pH-Wertes wesentlich geringere Mengen benötigt und die Prozedur einschliesslich des Arbeitsaufwandes zur Konditionierung des Wäschers deutlich vereinfacht. Die Betriebsbedingungen für das SIDRENT-System sind seit 1993 in den Technischen Spezifikationen enthalten. Im Juli 2001 wurden die Technischen Spezifikationen für die Verwendung der Natronlauge als Alkalisierungsmittel angepasst.

KKB hat für den Bewertungszeitraum das Betriebsverhalten und insbesondere die Einhaltung der Technischen Spezifikationen, die durchgeführten Wiederholungs- und Funktionsprüfungen am Druckentlastungssystem zusammengestellt und bewertet, sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben. Ausserdem hat KKB die Instandhaltung des Systems in den Fachbereichen Maschinentechnik und Elektrotechnik dargelegt und bewertet.

Die Wiederholungsprüfungen bestanden aus System- und Komponentenbegehungen der Rohrleitungsabschnitte im Bereich der Containmentdurchführungen und aus der Sichtprüfung der Berstscheibe. Es gab keine Befunde.

Die gemäss Technischen Spezifikationen alle 12 Monate vorgeschriebenen Prüfungen wie Test der Armaturen und Erstellen der Betriebsbereitschaft wurden ohne Befund durchgeführt. Die Kontrolle der Natriumthiosulfatkonzentration und des pH-Wertes der Wasservorlage erfolgt jährlich bei den Abststellungen. Bisher wurde das System noch nie angefordert.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung wurde der Steckbrief des Systems noch nicht erstellt. Die eingesetzten Werkstoffe sind rostfrei und das System ist wartungsarm. Die alkalische Wasservorlage ist gegenüber den Werkstoffen nicht korrosiv. Die Alterung des Systems wird als vernachlässigbar angesehen.

KKB kommt zu dem Schluss, dass die gefilterte Druckentlastung ihre sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig erfüllt.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Systems zur gefilterten Druckentlastung erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKB, sowie der Richtlinie HSK-R-15 und der SVTI- Festlegung NE-14.

Die Änderung des Alkalisierungsmittels ist zulässig. Die Natronlauge sowie auch das vorher eingesetzte Natriumkarbonat bewirken die gewünschte Alkalisierung des Waschwassers. Der Einsatz von Natronlauge hat gegenüber Natriumkarbonat keine Nachteile.

Aus der von KKB dargestellten Betriebserfahrung leitet die HSK folgende Aussagen über die Zuverlässigkeit und den Qualitätszustand des Systems zur gefilterten Druckentlastung ab:

Die Ausrüstungen standen während des Bewertungszeitraums seit deren Installation ständig in Betriebsbereitschaft und wurden gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben gemäss HSK-R-15 keinen Befund.

Bei den gemäss der Festlegung NE-14 durchgeführten Wiederholungsprüfungen wurden keine relevanten Befunde festgestellt. Instandsetzungsmassnahmen waren bisher nicht erforderlich.

Die bisherigen Inspektionen gemäss Wiederholungsprüfprogramm und ergänzende Prüfungen ergaben keine Hinweise auf aktive Alterungsmechanismen. Die jährliche Kontrolle der Natriumthiosulfatlösung und der Wasservorlage des Nasswäschers dient sowohl der Feststellung der Funktionsbereitschaft als auch der Alterungsüberwachung des Systems. In wenigen Fällen musste nachdosiert werden. Die Konzentrationen lagen immer in einem für die Wirksamkeit des Nasswäschers ausreichenden Bereich.

Die HSK kommt aufgrund der Ergebnisse zum Schluss, dass das System seine sicherheitsrelevante Funktion erfüllt.

6.13.3 Schutz des Betriebspersonals

Die Erfahrungen aus den schweren Unfällen in Kernkraftwerken (Three Mile Island und Tschernobyl) zeigten, dass in solchen Fällen eine erhebliche Strahlenexposition des Betriebspersonals möglich ist. Die HSK verlangte von den Betreibern den Nachweis, dass die effektive Dosis für das Betriebsperso-

nals in den Kommandoräumen und Notsteuerstellen sowie an Arbeitsplätzen in der Anlage 100 mSv bei schweren Störfällen nicht übersteigt.

Zur Strahlenexposition des Personals tragen in diesen Fällen bei:

- Die Direktstrahlung von freigesetzten Spalt- und Aktivierungsprodukten, die in der Anlage oder auch nur in einzelnen Systembereichen vorgefunden werden kann.
- Die Inhalation von luftgetragenen radioaktiven Stoffen, die während des Störfalles in die Umgebung gelangt sind und über die Lüftungssysteme in die geschützten Betriebsräume gefördert werden.

Angaben des Gesuchstellers

Zum Abschluss der Pendenz P50 aus dem Gutachten von 1994 hat KKB 1995 die so genannte "Post-LOCA-Studie"⁵⁹ eingereicht und 1999 aktualisiert. Diese Studie unterstellt einen Unfall mit Kernschaden und ermittelt die radiologische Situation in folgenden Räumen: Hauptkommandoraum, Sicherungszentrale, Ersatz-Notfallstabversammlungsraum, Notstandleitstand, Notfallstabaufenthaltsraum und eine Reihe von Orten und Räumen, deren Zugänglichkeit für Accident-Management-Massnahmen erforderlich ist. Die Studie berücksichtigt zum einen die Direktstrahlung aus dem Containment und den Leitungen des Rezirkulationssystems und zum anderen luftgetragene Radioaktivität, welche aus dem Containment in die Umgebung gelangt ist und über die Lüftung angesaugt wird. Basierend auf diesen Angaben werden die erwarteten effektiven Dosisleistungen und die zulässigen Aufenthaltszeiten bis zum Erreichen einer von KKB vorgegebenen Plandosis von 50 mSv ermittelt und die einzelnen Accident-Management-Massnahmen bewertet. Wo sinnvoll werden einfache Schutzmassnahmen empfohlen.

KKB kommt zum Schluss, dass entsprechend den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-103 das Personal im Hauptkommandoraum, in der Sicherungszentrale, im Ersatz-Notfallstabversammlungsraum, im Notstandleitstand ausreichend geschützt ist. Der Notfallstabaufenthaltsraum hingegen bietet keinen ausreichenden Schutz, es kann aber auf den Ersatz-Notfallstabversammlungsraum ausgewichen werden. Im Falle von Accident-Management-Massnahmen bleiben die relevanten Räumlichkeiten, unter Berücksichtigung von Schutzmassnahmen, ebenfalls weitgehend zugänglich. Nach Ansicht von KKB sind damit die Forderungen der HSK-Empfehlung E-04⁶⁰ erfüllt.

HSK-Beurteilung

Die HSK hat 1999 die "Post-LOCA-Studie" von KKB akzeptiert und die Pendenz P50 geschlossen.

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die HSK-Empfehlung E-04⁶⁰ und auf Art. 94 StSV¹². Die von KKB vorgelegte Studie bestimmt umfassend und detailliert die radiologische Situation, die das Personal bei einem Unfall antreffen wird. Die für die Berechnung zugrunde liegenden Annahmen zum Quellterm entsprechen den Vorgaben der HSK, die Berechnungen selbst entsprechen dem Stand der Technik. Die vorgesehenen Schutzmassnahmen im Zusammenhang mit dem Accident Management sind sinnvoll. Die HSK schliesst sich der Beurteilung des KKB an, dass die speziellen Anforderungen bezüglich des Schutzes des Personals erfüllt sind.

6.14 Wasserchemie und Systeme zur Behandlung von Wasser und Abgasen

Zur Sicherstellung eines störungsfreien Anlagebetriebes sind die Eigenschaften des Wassers sowie das Verhalten der Wasserinhaltsstoffe in verschiedenen Kreisläufen, welche mit geeigneten Filtern, Probeentnahmestellen und Einspeisepunkten für chemische Hilfsstoffe ausgerüstet sind, zu beachten. Die Behandlung von anfallendem Wasser führt einerseits zu Reinstwasser (Deionat) und andererseits zu Abwasser sowie Reststoffen (Schlämmen, beladenen Harzen und Filterkerzen). Das aus dem Primärwasser austretende Gas wird gesammelt und als Abgas verzögert und gefiltert an die Aussenluft abgegeben.

Die Beurteilung der KKB-Wasserchemie durch die HSK stützt sich auf KTA 3603⁶¹, die DIN 25476⁶², die DIN 25416⁶³, die DIN 25477⁶⁴ und die IAEA Technical Reports Series No. 274, diejenige der KKB-Abgasbehandlung auf KTA 3605⁶⁵.

6.14.1 Wasserchemie und Radiochemielabor

Sicherheitstechnische Aufgaben

Die Aufgabe der Kernkraftwerkschemie besteht in der Gewährleistung eines sicheren, störungsfreien und umweltschonenden Betriebs der Anlage, der notwendigen Wasseraufbereitung sowie dem auslegungsgerechten Funktionieren des Wasser-Dampfkreislaufes und seiner Komponenten. Sie wird in die Teile Primärkreislaufchemie, Sekundärkreislaufchemie und Chemie beim Abfahren der Anlage unterteilt.

Vom Radiochemielabor werden im KKB arbeitstäglich Wasserproben erhoben und die Inhaltsstoffe analysiert und registriert, um ungünstige Entwicklungen frühzeitig erkennen zu können und rechtzeitig geeignete Gegenmassnahmen zu ergreifen. Ausserdem wird die Aktivität der Wasserinhaltsstoffe erfasst, um zum einen den Aktivitätsaufbau der Korrosionsprodukte an den Oberflächen der Komponenten zu kontrollieren und die damit verbundenen Dosisleistungen zu reduzieren. Zum anderen wird dadurch ein wirtschaftliches und umweltschonendes Abwassermanagement gewährleistet.

Angaben des Gesuchstellers

Das Ressort Chemie überwacht die Einhaltung der spezifizierten radiologischen und chemischen Betriebswerte sowie der Abgabelimiten für radioaktive Stoffe. Dazu werden routinemässig Laboruntersuchungen nach bestimmten Vorschriften und mit betriebstauglichen Analysemethoden durchgeführt, ausgewertet und dokumentiert⁶⁶.

Damit das Ressort diesen Aufgaben gerecht werden kann, ist es personell entsprechend ausgestattet, beschafft sich die notwendigen Chemikalien, Instrumente, Geräte sowie Einrichtungen und regelt die Verantwortlichkeiten für deren Verwaltung und Instandhaltung.

Primärkreislaufchemie

Als Kühlmittel wird im Primärkreislauf (JRC) boriertes Wasser unter einem Druck von 12 bis 16 MPa mit einer Temperatur von 300 bis 330°C verwendet. Als Alkalisierungsmittel dient Lithiumhydroxid. Aufgabe des primären Reaktorkühlsystems ist es, die im Reaktor erzeugte Wärme aufzunehmen, in die Dampferzeuger zu transferieren und die Nachwärme bei abgefahrem Reaktor aus dem Reaktorkern abzuführen. Das Primärkühlmittel enthält gelöste und ungelöste radioaktive Stoffe, hauptsächlich aktivierte Korrosionsprodukte (Co-60, Co-58 usw.). Bei Brennstabdefekten ist ausserdem mit erhöhten Spaltproduktkonzentrationen zu rechnen.

Die Wasserqualität im JRC wird von KKB entsprechend den Vorgaben der Technischen Spezifikationen überwacht. Im Berichtszeitraum wurden einige Verbesserungen der wasserchemischen Fahrweise mit dem Ziel der Minimierung von Ablagerungen aktivierter Korrosionsprodukte durchgeführt. Bis 1994 wurde die Anlage mit 0,5 bis 2,0 ppm Li im Primärwasser gefahren; es gab bis dahin keine konkrete Zielvorgabe für den pH-Wert bei Betriebstemperatur (pH_T). Im Jahre 1995 wurden ein Ziel- pH_T von 7,2 und ein Li-Konzentrationsbereich von 0,35 bis 2,2 ppm festgelegt. Nach den Ergebnissen einer externen Studie war durch eine Fahrweise bei einem pH_T von 7,4 und Li-Werten von 0,35 bis 2,5 ppm eine weitere Verminderung der Ablagerungen von Korrosionsprodukten zu erwarten. Dieser Optimierungsschritt wurde in den Jahren 1999 (pH_T) und 2000 (Li) realisiert. Er erwies sich zwar in Bezug auf Co-60 als richtig, aber bei der Abstimmung im Sommer 2001 kam es zu einem signifikanten Anstieg der Co-58-Aktivität. Deshalb wurden sofort die alten Zielwerte wieder eingeführt (pH_T 7,2 und Li bis 2,2 ppm). Ausserdem wurden Verbesserungen bei der Abfahrreinigung der Primärkreisläufe vorgenommen. Beide Massnahmen waren erfolgreich.

Chemie beim Abfahren der Anlage

Beim Abfahren der Anlage wird bezüglich der Wasserchemie eine spezielle Fahrweise praktiziert. Ziel dieser sogenannten Abfahrchemie ist es, durch Dosierung von Wasserstoffperoxid und durch einen definierten Übergang von reduzierenden zu oxidierenden Bedingungen die mobilisierten aktivierten Korrosionsprodukte und Nickelverbindungen aus dem System zu entfernen, um einerseits eine hohe Durchsichtigkeit im JRC und im BE-Beckenwasser zu erreichen und andererseits die Dosisleistung über der Wasseroberfläche des Beckens zu minimieren.

Bei der Ausserbetriebnahme eines Blockes zur Revisionsabstellung oder zum Brennstoffwechsel wurde Anfang der achtziger Jahre eine Fahrweise eingeführt, die seit 1986, dem Abschluss der Erprobungsphase, bis 2001 unverändert beibehalten wurde. Die verstärkte Freisetzung von Nickelverbindungen und die dadurch erhöhte Bildung von Co-58 sowie deren erhebliche Freisetzung in Form von Kolloiden während des Abfahrens zu den Anlagestillständen im Jahre 2001 erforderten eine Verbesserung und Optimierung der Abfahrchemie. Alle Ziele (hohe Durchsichtigkeit, Vermeiden einer Kolloidbildung, akzeptable, niedrige Dosisleistung und vernachlässigbare Rekontamination) wurden bei der ersten Anwendung im Jahre 2002 erreicht.

Sekundärkreislaufchemie

Im Sekundärkreislauf wird Reinstwasser mit Hydrazin als Korrosionsschutzmittel verwendet. Das sekundäre Kühlmittel eines Druckwasserreaktors ist grundsätzlich inaktiv, ausser es liegen Dampferzeugerheizrohrschäden vor. Bis zum Austausch der Dampferzeuger (Block 1: 1993; Block 2: 1999) wurde im Berichtszeitraum die Niedrig-AVT-Fahrweise (All Volatile Treatment) praktiziert. Sie ist im Wesentlichen dadurch gekennzeichnet, dass der Ammoniakgehalt (und damit auch der pH-Wert) zum Schutz von Kupferlegierungen begrenzt wurde (NH_3 unter 800 ppb; pH etwa 9,3).

Nachdem in Zusammenhang mit dem Austauschen der Dampferzeuger (DE) auch alle Kupferlegierungen aus dem Sekundärkreislauf entfernt wurden, konnte der pH-Wert in Übereinstimmung mit den Vorgaben des DE-Herstellers erhöht werden. Durch eine grössere Dosiermenge von Hydrazin (Levovoxin) wurde der pH-Wert im Bereich zwischen 9,5 und 9,6 gehalten. Wie Untersuchungen zeigten, war es sinnvoll, die Konzentration von Korrosionsprodukten im Speisewasser durch eine weitere Anhebung des pH-Wertes zu vermindern und damit auch deren Eintrag in die DE klein zu halten. Nach Klärung aller Randbedingungen wurde diese Massnahme im März 2000 realisiert. Die neuen Betriebsgrenzen für den pH-Wert liegen heute zwischen 9,3 und 10,1. Mit dem Zielwert von 9,8 wird seitdem die Hoch-AVT-Fahrweise praktiziert. Um repräsentative Proben für die Analytik der

sekundärseitigen Korrosionsprodukte zu erhalten, wurden im Jahr 2000 an allen vier Turbinengruppen (TG) vor Ort zusätzlich neue Probeentnahmeeinrichtungen an den Speisewasserleitungen installiert. Die Korrosionsproduktkonzentrationen werden durch den Eisengehalt dominiert, der bei 2 bis 3 ppb liegt.

Während die Wasserqualität bis zum DE-Austausch im Block 1 nur 1992 durch eine Turbinenkondensatorleckage an der TG 12 beeinflusst wurde, traten im Block 2 bis zum DE-Wechsel 1999 jährlich kleine Leckagen am Kondensator der TG 21 auf. Seit dem Einbau der neuen Kondensatoren 1992/93 bzw. 1998/99 war nur im Block 1 (1993) eine kleine herstellungsbedingte Leckage zu verzeichnen. Die Titanberohrung erwies sich als dicht und wirkte sich sehr positiv auf die Minimierung des Schadstoffeintrages in die DE aus. Durch die Dichtheit der Kondensatoren und die gute Qualität des Speisewassers waren die Schadstoffkonzentrationen (z.B. Chlorid) im Kondensat/Speisewasser immer im Bereich der Nachweisgrenze. Auch sonst kommen Abweichungen von den erforderlichen Ziel- und Richtwerten bei Leistungsbetrieb praktisch nicht vor. Nach dem Anfahren werden diese Werte immer so rasch wie möglich eingestellt.

KKB kommt zum Schluss, dass die Wasserqualität entsprechend den Vorgaben der Technischen Spezifikationen überwacht wird und die Einhaltung der Spezifikationen keine Probleme bereitet.

HSK-Beurteilung

Bereits in der Pendenz P 33 zum HSK-Gutachten von 1994 wird festgestellt, dass das Probeentnahmesystem seit dem Bau des Kernkraftwerkes nicht verändert wurde. Es entspricht in verschiedenen Punkten nicht ganz dem Stand, so wie er in einem Entwurf der DIN-Norm 25477⁶⁴ zur Sicherstellung der Repräsentativität der Probenahme beschrieben wird. KKB hat zum Nachweis der Repräsentativität der Primärwasserproben verschiedene Messungen durchgeführt. Die Messwerte zeigten, dass eine gute Übereinstimmung der Resultate, der aus verschiedenen Entnahmeleitungen genommenen Proben vorliegt. Die HSK schloss daher die Pendenz P33 (Kap. 2.1.2) im Mai 1996.

Die Wasserqualität des Primär- und des Sekundärkreislaufes wurde im Laufe des Bewertungszeitraumes im Bezug auf den pH-Wert und die chemischen Inhaltsstoffe weiter optimiert. Im Jahr 2001 wurde die Abfahrreinigung signifikant verbessert. Dies zeigt sich in der kontinuierlichen Abnahme der Ortsdosisleistung an den Hauptkomponenten, den Hauptkühlmittelleitungen und am Dampferzeugermantel. Heute werden Werte unter 1 mSv/h erreicht. Eine Ausnahme bildete das Jahre 2001.

Die höhere Anfangskorrosionsrate des Inconel 690, welche mit dem im Jahre 1999 durchgeführten DE Austausch im Block 2 zusammen hängt, verursachte mit der Erhöhung des pH-Wertes von 7,2 auf 7,4, eine verstärkte Bildung von Nickeloxid und metallischem Nickel. Dies führte verbunden mit den veränderten Löslichkeits- und Transportverhältnissen zu einem für KKB Verhältnisse sehr hohen Anstieg des Co-58 Aktivitätsinventares im Block 2. Aus diesem Grund wurde der pH-Wert nach der Revision 2001 wieder auf 7,2 eingestellt und das Prozedere beim Abfahren der Anlage verbessert. Damit wird nun wieder eine optimale Abfahrchemie erreicht, die zu niedrigen Werten der Ortsdosisleistung führt.

KKB praktiziert im Sekundärkreislauf eine Hoch-AVT-Fahrweise mit einer Zielvorgabe für den pH-Wert von 9,8. Damit wird eine tiefe Konzentration der Korrosionsprodukte im Speisewasser erreicht, was sich im niedrigen Wert des Eisengehaltes von 2 bis 3 ppb niederschlägt.

Die Ausstattung der Chemielaboratorien des KKB mit Analysegeräten ist zweckmässig und entspricht dem Stand moderner Labortechnik.

6.14.2 Systeme zur Behandlung von Wasser

Sicherheitstechnische Aufgaben

Zu den Systemen der Wasserbehandlung gehören die Systeme der Rohwasseraufbereitung, die Systeme der Reinigung der Wasserdampfkreisläufe und die Systeme der Abwasseraufbereitung (AURA).

Die Rohwasseraufbereitung erfolgt durch eine Vollentsalzungsanlage, die das vollentsalzte Wasser vom Deionatsystem und vom Speisewassersystem an die Verbraucher innerhalb eines Blocks verteilt. Das Deionatsystem versorgt auch BOTA-, Notspeisewasser- und Notstandgebäude des Blocks 2 sowie die Werkhalle 0UC mit entsalztem Wasser.

Die Reinigungssysteme reinigen durch Filter und Ionenaustauscher die Prozesswässer und gewährleisten dadurch die nach den Technischen Spezifikationen geforderte Wasserqualität.

Angaben des Gesuchstellers

Im KKB werden während des Normalbetriebs vier verschiedene Reinigungskreisläufe für das Reaktorkühlmittel betrieben. Diese sind:

- Der Reinigungskreislauf des Chemie- und Volumenregelsystems
- Der BOTA-Reinigungskreislauf, welcher das Borwasser im Vorratstank reinigt und ständig betrieben wird
- Der kleine Reinigungskreislauf, der zur Säuberung des Reaktorkühlmittels während des Abfahrens und des Revisionsstillstandes verwendet wird
- Der grosse Reinigungskreislauf, der zur Reinigung des Reaktorkühlmittels während des Revisionsstillstandes benutzt wird, wenn sich ein Teil des Borwassers aus dem BOTA in der Reaktorgrube befindet

Ebenfalls zur Reinigung der Wasserkreisläufe dienen:

- Die Dampferzeuger-Abschlammung
- Das Brennelementlagerkühl- und Reinigungssystem (FAC)

1994 wurden zusätzliche Harzfänger in den BOTA-Reinigungskreislauf eingebaut. Nach einem Vorfall während des Brennelementwechsels 1993, als Harze vom Ionenaustauscher des BOTA-Reinigungskreislaufs in das Containment-Sprühsystem gelangten, forderte die HSK eine entsprechende Anlagenänderung.

Die nach den KKB-Vorgaben durchgeführten Analysen des Borwassers zeigten keine Besonderheiten. Erhöhte Schadstoffkonzentrationen traten nicht auf. Die Boranalysen weisen in der Regel die Einhaltung der erforderlichen Konzentrationen von mindestens 4000 ppm Bor im BOTA aus. In wenigen Fällen wurde nachdosiert.

Unproblematisch war der Betrieb des BOTA-Reinigungssystems mit dem Mischbett-Ionenaustauscher JCS 0021. Obschon Aktivitätseinträge im Zusammenhang mit dem Füllen und Entleeren der Reaktorgrube stattfanden, konnte das Reinigungssystem schon bald nach jedem Wiederanfahren ausser Betrieb genommen werden.

Das Brennelementlagerkühl- und Reinigungssystem (FAC) konnte störungsfrei betrieben werden. Die Reinigungswirkung ist auch ohne permanenten Ionenaustauscherbetrieb ausreichend.

HSK-Beurteilung

Der Reinigungskreislauf des Chemie- und Volumenregelsystems erfüllt die vorgesehene Reinigungsfunktion des Reaktorkühlmittels. Spalt-, Aktivierungs- und Korrosionsprodukte aus dem abgelassenen Reaktorkühlmittel werden hinreichend gut entfernt. Die Reinigung und Abtrennung von Kondensat aus der Rückgewinnung der Borsäure funktioniert einwandfrei. Aus radiologischer Sicht entspricht das Reaktorkühlmittel-Reinigungssystem dem Stand der Technik.

Die Erfahrungen mit dem BOTA-Reinigungskreislauf waren im Allgemeinen gut. Für die Brennelementwechsel konnten die angestrebten Ziele, nämlich gute Sichtverhältnisse im Wasser für die Bedienmannschaft auf der Brennelement-Lademaschine und niedrige Dosisleistungen an der Wasseroberfläche erreicht werden. Der Einbau von zusätzlichen Harzfängern war notwendig und hat sich bewährt. Sie vermeiden, dass ausgeschwemmte Harze vom Ionenaustauscher des BOTA-Reinigungskreislaufs in das Containment-Sprühsystem gelangen.

Mit dem kleinen und dem grossen Reinigungskreislauf werden anfallende Schmutzstoffe rasch aus dem Kühlmittel entfernt. Sauberkeit und Durchsichtigkeit des Wassers werden gewährleistet. Die Systeme haben sich bewährt und entsprechen dem Stand der Technik.

Die mit dem Wechsel der Dampferzeuger erneuerten Dampferzeuger-Abschlammungen beider Blöcke haben sich sehr gut bewährt. Die Leitfähigkeit der Sekundärwässer war im Berichtszeitraum mit $0,15 \mu\text{S}/\text{cm}$ nur noch halb so hoch wie zuvor.

Die Reinigung der Brennelement-Lagerbecken in der erforderlichen Qualität ist mit dem Brennelementlagerkühl- und Reinigungssystem gewährleistet. Die Auslegung liegt im Rahmen ähnlicher Systeme und entspricht dem Stand der Technik.

Auf die Abwasseraufbereitung wurde bereits in Kapitel 5.7.1 eingegangen.

6.14.3 Systeme zur Behandlung von Abgas

Sicherheitstechnische Aufgaben

Luftgetragene radioaktive Abfälle (Abgase) werden im Rückstandsgassystem behandelt. Dieses System ist Teil der Rückstandsaufbereitung (KWD).

Zum Abgassystem als Teil des Rückstandsgassystems gehören alle Einrichtungen, welche Abgase aus den versorgten Komponenten sammeln und via zwei Gaskompressoren und Sammel tanks wieder in den Kreislauf zurückführen oder mit der Fortluft an die Umgebung abgeben.

Ziele der Abgasbewirtschaftung sind ein geringer Gasverbrauch, lange Abklingzeiten und kleine Aktivitätsabgaben.

Angaben des Gesuchstellers

Im Begutachtungszeitraum wurde ein neuer O_2 -Gasanalysator eingebaut. Die Bewirtschaftung und der Betrieb des Rückstandsgassystems sowie die radiologische Bewertung des Gases im Abklingtank, bevor es wiederverwertet oder in die Umgebung abgegeben wird, erfolgt durch den Teilbereich Chemie der Abteilung Überwachung (KBU-C) und ist in Vorschriften geregelt. Durch die Wiederverwendung der Gase aus den Gasabklingtanks sowie eine optimale Ausnutzung der zur Verfügung

stehenden Tankvolumina und die Abgabe derjenigen Tankinhalte mit dem geringsten Aktivitätsinventar werden die obgenannten Ziele erreicht.

Das aus dem Rückstandsgassystem abgegebene Gasvolumen war in beiden Blöcken praktisch gleich gross. Auffallend ist der steigende Trend des an die Umgebung abgegebenen Gasvolumens von rund 4'000 m³ auf knapp 8'000 m³ pro Jahr. Es gibt bisher keine plausiblen Erklärungen für diese Zunahme. Sowohl im Betriebsverhalten als auch in den Abfahrprozeduren der beiden Blöcke waren in den letzten Jahren keine signifikanten Änderungen zu verzeichnen, welche einen erhöhten Gasverbrauch (Stickstoff und Wasserstoff) zur Folge hätten. Obwohl keine Abgabelimiten verletzt werden, wird nach den Ursachen für diese Entwicklung gesucht.

Die mit dem Abgas abgegebene Aktivität weist keinen steigenden Trend auf. Die Aktivitätsabgabe aus Block 1 war im Mittel der letzten zehn Jahre 25-mal höher als aus Block 2. Zurückzuführen ist dieser Unterschied auf die höhere Gasaktivität im Primärkühlmittel von Block 1. Auch die undichten Brennelemente während der Betriebszyklen 1996/1997 und 1999/2000 verursachten eine etwas höhere Aktivitätsabgabe.

Die Abgabe aus den Gasabklingtanks betrug pro Jahr nie mehr als 1% der Jahresabgabelimite für Edelgase von 1,0E+15 Bq pro Jahr.

Der Betrieb des Systems verursacht für das Schichtpersonal keine nennenswerten Probleme. Die Anlage ist übersichtlich und in der Bedienung sowie im Unterhalt nicht arbeitsintensiv.

Im Berichtszeitraum ist ein meldepflichtiges Vorkommnis im Abgassystem erwähnenswert: Im Dezember 1998 trat im Sammeltank-Ventilraum, in dem sich der Gasanalysator befindet, erhöhte Luftaktivität auf. Der Raum wurde vom Strahlenschutz-Tageskontrolleur gesperrt und darauf mit den erforderlichen Personenschutzmitteln überprüft. Die Ursache der Kontamination war eine undichte Verschraubung am Gasanalysator. Eine Gefahr für Personen beim Aufenthalt im Ventilraum bestand nicht. Die bei diesem Ereignis durch die Lüftung über den Kamin an die Umgebung abgegebene zusätzliche Aktivität war vernachlässigbar gering. Alle Verschraubungen wurden darauf hin überprüft und das Instandhaltungspersonal nochmals auf die Montagevorschrift bei Schneidring-Verschraubungen hingewiesen.

Die Strahlenbelastung des Schichtpersonals durch Wartung und Prüfung des Systems ist gering. Diese positive Situation wurde durch laufende Optimierung der Anlage und ihrer Betriebsweise erreicht.

Das Gassystem arbeitet in beiden Blöcken sehr zuverlässig und erfüllt die Anforderungen an einen sicheren Betrieb.

Da mit Ausnahme der Gasabklingtanks alle mit Gas in Berührung kommenden Teile aus rostfreiem Stahl bestehen, ist auch in den Bereichen mit feuchtem Gas nicht mit Korrosion zu rechnen. Erosion wurde bisher nicht beobachtet und wird auch in Zukunft nicht erwartet. Der Verschleiss an Komponententeilen konnte durch den Umbau der Gaskompressoren auf ein Minimum reduziert werden.

HSK-Beurteilung

Das Abgassystem in seiner heutigen Form ist seit Ende 1990 in Betrieb. Mit Ausnahme des alten O₂-Gasanalysators ist die Erfahrung gut. Der Gasanalysator hatte Probleme mit Feuchtigkeit und Dichtigkeit, was zu Leckagen radioaktiver Gase geführt hat. Seit Mitte 1993 wird ein verbesserter Gasanalysator eingesetzt.

Die höhere Gasaktivität im Primärkühlmittel des Blockes 1 wird auch immer noch durch die massiven Brennelementschäden während des allerersten Betriebszyklus verursacht.

Für den steigenden Trend des Abgasvolumens von rund 4'000 m³ auf knapp 8'000 m³ pro Jahr hat das KKB keine plausible Erklärung. Die Ursache dafür wird gesucht. Da das grössere Abgasvolumen mit der Verkürzung der Lagerzeit in den Gasabklingtanks verbunden ist und damit mit einer höheren Emission radioaktiver Edelgase, legt die HSK Wert auf eine rasche Ursachenforschung.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 23/6.14-1: KKB muss bis Ende 2004 der HSK einen Ergebnisbericht zur Ursachenforschung für die gestiegenen Abgasvolumina vorlegen.

Die Fortluftfilteranlage wird in Kapitel 6.9.4 und die Strahlenschutzmesstechnik im Kapitel 5.6.9 behandelt.

6.15 Strahlenschutzmesstechnik

Sicherheitstechnische Aufgaben des Systems

Zur Gewährleistung des Schutzes des Personals und der Umwelt sowie zur Überwachung der bestimmungsgemässen Funktion von Systemen müssen die radiologischen Verhältnisse innerhalb der Anlage und in der Umgebung sowie die Menge der Abgaben radioaktiver Stoffe nach aussen bekannt sein. Dazu sind spezielle Messeinrichtungen notwendig, die folgende Aufgaben erfüllen:

- Erfassung von Messwerten zur Charakterisierung der Radioaktivität und der Strahlenfelder
- fallweise automatische Anregung geeigneter Gegenmassnahmen (z.B. Isolierung) beim Überschreiten von Grenzwerten
- Messung der an die Umwelt abgegebenen Stoffe (Emissionsmessung)
- Erfassung der Strahlendosen und allfälliger Kontaminationen des Personals

Zusätzlich müssen Einrichtungen und Messgeräte vorhanden sein, die bei und nach Störfällen

- ausreichende Informationen über den Zustand der Anlage liefern, um die erforderlichen Schutzmassnahmen für Personal und Anlage ergreifen zu können.
- Hinweise auf den Störfallablauf geben und wichtige Parameter aufzeichnen.
- eine Abschätzung der Auswirkungen auf die Umgebung gestatten und
- ausreichende Informationen zur Erfüllung der internationalen Meldepflicht liefern.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat zur Beschreibung und Bewertung der Strahlenmesstechnik den Sicherheitsbericht⁸, die Technischen Spezifikationen, die Strahlenschutzverordnung¹² (StSV), das Abgabereglement²², die Richtlinien HSK-R-12 und HSK-R-47 sowie die KTA-Regeln 1501⁶⁷, 1502.1⁶⁸, 1503.1²⁵ und 1504²⁶ herangezogen.

Seit 1983 ist im KKB 2 das Aktivitätsüberwachungssystem DRMS (Digital Radiation Monitoring System) im Einsatz. Im Normalbetrieb werden damit folgende Parameter überwacht:

- Ortsdosisleistungen innerhalb der Anlage
- Radioaktivität in der Raumluft

- Radioaktivität in der Zuluft von Räumen
- Radioaktivität in der Kaminfortluft
- Radioaktivität im Abwasser und in Kreisläufen

Neben dem DRMS kommen folgende weitere Strahlenmesssysteme zum Einsatz:

- zur Personen- und Materialkontaminationskontrolle
- zur Personendosimetrie und Inkorporationskontrolle
- zur Überwachung der Frischdampfleitung hinsichtlich Dampferzeugerleckagen
- zur Überwachung der Edelgasabgaben mit der Reingasleitung bei Containment-Druckentlastungen.

Der Störfallinstrumentierung des KKB 2 zugeordnet sind folgende Messeinrichtungen:

- drei Monitore zur Überwachung der Dosisleistung im Primärcontainment zur raschen Alarmierung der Bevölkerung (RABE)
- zwei Monitore zur Überwachung der Kaminfortluft hinsichtlich Edelgase, Aerosole und Jod
- ein Monitor zur Überwachung der Reingasleitung bei einer Containment-Druckentlastung
- zwei Monitore zur Überwachung der Frischdampfleitung
- ein Monitor zur Überwachung der Aktivität im Abwasser
- ein Monitor zur Überwachung des primären Nebenkühlwassers
- ein Monitor zur Überwachung der Aktivität im Notstand-Brunnenwasser nach dem Rezirkulationskühler

Zusätzlich steht ein Nachunfallprobenahmesystem (Post Accident Sampling System-PASS) zur Entnahme von Proben aus der Atmosphäre des Primärcontainments und zur Entnahme von Proben aus dem Reaktorkühl-, dem Restwärme- und dem Sicherheitseinspeisesystem zur Verfügung.

Im Bewertungszeitraum wurden an der Strahlenschutzmesstechnik folgende Änderungen bzw. Neuinstallationen durchgeführt:

- 1992 wurden die Aktivitätsüberwachungsmonitore im Notstandgebäude installiert und in Betrieb genommen.
- 1992 wurden die drei RABE-Monitore ersetzt.
- 1992 wurde die Aktivitätsmessung an der Reingasleitung des Containment-Druckentlastungssystems SIDRENT installiert und in Betrieb genommen.
- 1995 bis 1998 wurden sämtliche DRMS-Monitore nach den neuesten EMV-Erkenntnissen umgebaut.
- 1995 bis 1999 wurden die Vakuumpumpen der Zu- und Abluftmonitore modifiziert.
- 1996 wurde das Thoraxmessgerät zur Inkorporationsüberwachung (GeLi-Detektor) durch einen modernen Quickcounter mit zwei NaJ-Detektoren ersetzt.
- 1997 wurden die Vor- und Endmonitore für die Personenkontaminationskontrolle in der Primärgarderobe ersetzt.

- 1999 wurden die Vor- und Endmonitore für die Personenkontaminationskontrolle in der Damen- und der Laborantengarderobe ersetzt.
- 1999 wurde der Zentralrechner des DRMS im Kommandoraum durch einen neuen PC abgelöst
- 1999 wurde die Aktivitätsüberwachung des Frischdampfes durch ein neues Messsystem (N16) ersetzt.
- 1999 bis 2000 wurden die mechanischen Durchflusswächter bei den Flüssigkeitsmonitoren durch induktive Messsysteme ersetzt.
- 2000 wurde das Gerät zur Kamindurchflussmessung durch ein neues Fabrikat ersetzt.
- 2000 wurde im Labor ein Low-Level-Messplatz in Betrieb genommen.

Gemäss Aussage von KKB waren die Änderungen nötig, um die Strahlenmesstechnik an den aktuellen Stand der Technik anzupassen und um die Anzahl Störungen und den Instandhaltungsaufwand zu reduzieren. Mit der Inbetriebnahme des Low-Level-Messplatzes und dem Ersatz des Thoraxmessgerätes durch einen modernen Quickcounter wurden die beiden Pendenzen P37 und P38 aus dem HSK-Gutachten von 1994 abgearbeitet.

KKB legt dar, dass es für die radiologischen Messungen nur zu ihrem Zweck geeignete und qualitätsgeprüfte Strahlenmessgeräte einsetzt. Es beurteilt die Verfügbarkeit der Strahlenschutzinstrumentierung aufgrund der Betriebserfahrung und der laufenden Instandhaltung als gut. Sämtliche Störungen konnten innerhalb der durch die Technischen Spezifikationen vorgegebenen Zeitfenster behoben werden. In Anbetracht der Betriebserfahrungen und der etablierten Prüf- und Instandhaltungspraxis geht das KKB davon aus, dass die Messsysteme auch in Zukunft ihre Aufgaben erfüllen werden.

HSK-Beurteilung

Bei der Beurteilung der Strahlenmesstechnik prüft die HSK, ob die anwendbaren gesetzlichen Vorschriften wie das Atomgesetz¹⁰ (AtG), das Strahlenschutzgesetz¹¹ (StSG), die Strahlenschutzverordnung¹² (StSV) und die Dosimetrieverordnung⁶⁹ eingehalten werden. Zusätzlich wird das Abgabereglement des KKB²² zur Beurteilung der Emissionsüberwachung herangezogen.

Der Umfang und die Intervalle von Prüfungen werden von der HSK anhand der Richtlinie HSK-R-47 überprüft.

Die HSK beurteilt die Störfallinstrumentierung, insbesondere deren Klassierung, anhand des amerikanischen NRC Regulatory Guide 1.97⁷⁰ und der HSK-Empfehlung E-04⁷¹.

Zur Beurteilung der Auslegung der Strahlenschutzmesstechnik des KKB 2 wurden auch die entsprechenden KTA-Regeln und DIN-Normen herangezogen. Insbesondere werden dazu die KTA 1501⁶⁷, KTA 1503.1²⁵, KTA 1503.2⁷², KTA 1504²⁶ und DIN 25423-2⁷³ verwendet. Die HSK verlangt nicht die exakte Einhaltung der KTA-Regeln, sondern beurteilt mögliche Abweichungen unter dem Gesichtspunkt der Einhaltung der allgemeinen Schutzziele. Zusätzlich wird zur Beurteilung der Auslegung die Richtlinie HSK-R-101 benützt.

Die HSK beurteilt die Betriebserfahrung durch Vergleich der Ausfallraten der Messsysteme mit den Erfahrungen aus anderen schweizerischen und ausländischen Anlagen und hinsichtlich der Einhaltung der zulässigen Reparaturzeit gemäss den Technischen Spezifikationen.

Die Strahlenschutzmesstechnik im KKB 2 genügt den Anforderungen der heutigen schweizerischen Gesetzgebung. Jedoch muss KKB 2 im Hinblick auf den Ablauf der 10-jährigen Übergangsfrist der

StSV¹² am 30. September 2004 die geänderten Anforderungen an die Personendosimetrie überprüfen. Mit dem Ablauf der Übergangsfrist läuft auch die Anerkennung der Personendosimetriestelle (externe Bestrahlung) ab. Die schweizerische Expertengruppe für Dosimetrie im Strahlenschutz hat neue Anforderungen hinsichtlich der Personen-Tiefendosis $H_p(10)$ wie auch der Personen-Oberflächendosis $H_p(0,07)$ definiert, die bei einem Antrag zur Neuankennung zu berücksichtigen sind.

Eine Überprüfung der Strahlenschutzmesstechnik hinsichtlich des Stands von Wissenschaft und Technik ergab, dass sie bis auf die unten aufgeführten Verbesserungsmassnahmen den Anforderungen der HSK genügt. Bei dieser Darlegung wird auch auf die Pendenzen aus dem Gutachten 1994 eingegangen.

Überwachung der Ortsdosisleistungen und der Raumluft:

- Im KKB 2 werden zur Überwachung der Ortsdosisleistung und der Raumluft neben den festinstallierten Monitoren, die dem DRMS zugeordnet sind, eine Reihe weiterer Messgeräte eingesetzt, die keine Anzeige, Registrierung und Alarmierung im Kommandoraum aufweisen. Diese Messgeräte, die vor allem dem operationellen Strahlenschutz dienen, sind entweder an einem Ort fest installiert oder werden temporär während der Revision aufgestellt. Die HSK erachtet den Gebrauch von fest installierten oder temporär installierten Messgeräten ohne Anzeige, Registrierung und Alarmierung im Kommandoraum als nicht mehr Stand der Technik. Im Weiteren erachtet die HSK eine Reduzierung der manuell erhobenen und geprüften Messwerte (Routinemessprogramm Strahlenschutz) zugunsten von weiteren fest installierten Monitoren heute als dem Stand der Technik entsprechend (siehe Kapitel 5.6.9).
- Die Vor-Ort-Anzeige und -Alarmierung der Monitore zur Überwachung der Dosisleistung im Primärcontainment und im Ringraum erfolgt in beiden Fällen hinter der entsprechenden Schleuse bzw. Türe bereits innerhalb dieser Gebäudeteile. Die HSK ist damit nicht einverstanden. Die Personen müssen bereits vor dem Eintreten in diese Gebäudeteile bei erhöhten Strahlenpegeln gewarnt werden. Aus diesem Grunde verlangt die HSK, dass eine zusätzliche Alarmierung und Anzeige der Monitore RE-41 vor der Personenschleuse und für den Monitor RE-46 vor dem Ringraumzugang bis Ende 2004 installiert wird (siehe Kapitel 5.6.9).
- Das Probenahme- und Messsystem zur Überwachung der Primärcontainmentluft war bereits im HSK-Gutachten 1994 Gegenstand zweier Pendenzen. Die Pendezenz P36 betraf die Erbringung des Nachweises, dass die Gesamtübertragungsraten des Probenahmesystems hinsichtlich Jod und Aerosolen den Anforderungen der HSK genügen. Dieser Nachweis konnte durch KKB 2 nicht erbracht werden und die HSK stimmte einer administrativen Regelung des Zutritts in das Primärcontainment zu (vgl. Kap. 5.6.9). Die zweite Pendezenz P22 betraf die Erkennung und Lokalisierung von Primärwasserleckagen mit Hilfe dieses Systems (vgl. Kap. 6.5.1). Die HSK hat das Probenahme- und Messsystem im Rahmen der vorliegenden Begutachtung erneut beurteilt. Sie stellt fest, dass das Probenahmesystem das in der Richtlinie HSK-R-101 für die Containmentisolation geforderte Einzelfehlerkriterium nicht erfüllt (Kap. 6.6.4). Die Probenahme- und die Proberückführungsleitung, die sowohl das Primär- wie auch das Sekundärcontainment durchdringen und zum entsprechenden Monitor im Nebengebäude führen, werden bei einer anstehenden Primärcontainmentisolation durch nur je eine Absperrarmatur geschlossen. Der zugehörige Monitor ist im Nebengebäude aufgestellt.
- Der Auslegungsüberdruck der Messkammer des Monitors wird mit 1 bar angegeben. Bei einem Störfall, kann der Monitor jedoch mit einem Überdruck von mehr als 3 bar beaufschlagt werden, falls eine Absperrarmatur nicht schliesst. Ein weiterer konstruktiver Nachteil der Probenahme-

leitung ist, dass sie einen relativ grossen Rohrdurchmesser aufweist, so dass die Zeit, bis die Probenluft in die Detektoren gelangt, unnötig lang ist. Aus diesen Gründen hält die HSK eine Ertüchtigung des Systems für angebracht. Es ist zu beachten, dass das Messsystem gegenwärtig auch zur Überwachung und Lokalisierung von Primärwasserleckagen eingesetzt wird (siehe Kap. 6.5.1). Kommt KKB 2 im Rahmen der Auflage PSÜ-A 6/6.5.1-1 zum Schluss, dass das oben genannte System weiterhin zur Leckageüberwachung eingesetzt werden soll, so sind die Anforderungen des Regulatory Guide 1.45⁷⁴ (z. B. bezüglich der Aerosolüberwachung) in Betracht zu ziehen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 24/6.15-1: Das Probenahme- und Messsystem zur Überwachung der Primärcontainmentluft ist bis Ende 2006 zu ertüchtigen. Bei der technischen Umsetzung sind auch das Einzelfehlerkriterium für die Primärcontainment-Isolation einzuhalten, Durchdringungen mit kleinem Durchmesser zu nutzen und die Anforderungen gemäss Richtlinie HSK-R-47 insbesondere hinsichtlich der Strömungsgeschwindigkeit zu beachten.

Kaminfortluftüberwachung:

Im Jahre 1984 wurden die letzten Messungen zur Bestimmung der Kohlenstoff-14- und Tritium-Ableitungen mit der Kaminfortluft durchgeführt. Zur Überprüfung dieser Messungen wird KKB den Kohlenstoff-14 und das Tritium in der Kaminfortluft in Ergänzung zum Abgabereglement KKB während mindestens einem Jahr bilanzieren. Die Messungen werden Ende 2004 abgeschlossen sein.

In der Pendenz P35 des HSK-Gutachtens 1994 verlangte die HSK die Eliminierung von Gasabgaben aus dem Sekundärkreislauf (z.B. aus der Kondensatorevakuierung) über das Maschinenhausdach. In KKB 2 wurde dieser Abgabepfad 1994 mit einer Blindscheibe verschlossen und die Gase wurden nun über den Fortluftkamin abgeleitet. Es zeigten sich aber rasch Probleme beim Anfahren der Turbinen mit kondensierendem Dampf bezüglich der Reinheit des Speisewassers. 1997 stellte KKB 2 einen entsprechenden Wiedererwägungsantrag. Die HSK stimmte diesem Antrag zu, da nach dem Dampferzeugerwechsel keine radioaktiven Stoffe aus dem Primärkreis in den Sekundärkreis mehr gelangen und KKB 2 bei Anzeichen einer Dampferzeugerleckage diesen Abgabepfad sofort manuell unterbrechen wird.

Überwachung der Kreisläufe und der Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser:

Die HSK hat die Auslegung der Überwachungseinrichtungen hinsichtlich Mess- und Umgebungsbedingungen anhand der Auslegungsspezifikationen der zu überwachenden Flüssigkeiten bzw. Leitungen überprüft und festgestellt, dass gemäss Spezifikation der Monitor RM-92 die Anforderungen hinsichtlich der Temperatur des Messmediums nicht erfüllt.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 25/6.15-2: Die hinsichtlich Medium und Umgebungsbedingungen bei Störfällen relevanten Auslegungsbedingungen des Monitors RM-92 sind bis Ende 2004 zu überprüfen. Gegebenenfalls ist der Monitor zu ertüchtigen

Radiologische Störfallinstrumentierung:

Die Pendenz P51 aus dem HSK-Gutachten von 1994 hält fest, dass sich eine Arbeitsgruppe aus Vertretern der Werke und der HSK damit beschäftigt, eine Lösung zur messtechnischen Erfassung der Jod- und Aerosolaktivitätsabgaben bei einer Containment-Druckentlastung zu finden. Auf Initiative dieser Arbeitsgruppe entwickelte das Paul Scherrer Institut (PSI) ein entsprechendes messtechnisches Konzept. Die HSK hat diese Konzeptstudie beurteilt, eine generelle Konzeptfreigabe für das System erteilt und die Kernkraftwerke aufgefordert, Vorschläge hinsichtlich der Möglichkeiten für den Einbau eines optimierten Systems zu erarbeiten. Aufgrund der daraufhin von den Kernkraftwerken

erarbeiteten Studie über die Wirksamkeit eines solchen Systems bei schweren Unfällen kam die HSK zum Schluss, dass die Realisierung dieses Konzeptvorschlages nicht verhältnismässig ist und dass unter diesen Umständen mehr Gewicht auf den Ausbau der Immissionsmessungen in der Umgebung gelegt werden muss. Die Kernkraftwerke haben dazu Ende 2003 Stellung genommen und schlagen vor, die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (EOR) durch zusätzliche Messwagen der Kernkraftwerke zu unterstützen.

Dokumentation:

Die HSK hat die Funktionstüchtigkeit und Eignung der Messgeräte in den vorangehenden Abschnitten und die Bilanzierung der Abgaben radioaktiver Stoffe im Kapitel 5.7. beurteilt. Sie stellt jedoch fest, dass die Dokumentation zu den einzelnen Messeinrichtungen Lücken aufweist. Zur Sicherung des langfristigen Wissenserhalts ist eine solche Dokumentation wichtig.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 26/6.15-3: *Zur Strahlenmesstechnik ist die Dokumentation bis Ende 2005 zusammenfassend zu verbessern bzw. zu ergänzen. Dabei sind folgende Punkte zu beachten:*

- a) *technische Beschreibung, vollständige technische Daten sowie Einsatz- und Umgebungsbedingungen, Kalibrierzertifikate einschliesslich einer Darlegung der Rückverfolgbarkeit auf Referenznormale, Messbereiche und Nachweisgrenzen, Ableitung und Begründung der Grenzwerte und aktueller Standortplan.*
- b) *Methoden zur Bilanzierung der Abgaben radioaktiver Stoffe einschliesslich der erreichten Nachweisgrenzen mit der Kaminfortluft und dem Abwasser.*

Die Prüfintervalle, die an den Strahlenmessgeräten im KKB 2 gemäss den Betriebsvorschriften durchgeführt werden, entsprechen den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-47. Jedoch spiegeln sich diese Prüfintervalle nicht in den Technischen Spezifikationen des KKB 2 wieder.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 27/6.15-4: *In den Technischen Spezifikationen sind bis Ende 2004 die Prüfintervalle der Strahlenmessgeräte gemäss Richtlinie HSK-R-47 anzupassen.*

Betriebserfahrung:

Aus der von KKB 2 dargestellten Betriebserfahrung lassen sich folgende Aussagen über den Qualitätszustand der Strahlenschutzmesssysteme ableiten:

- Die Funktionsprüfungen wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen durchgeführt. Sie ergaben keine wesentlichen Befunde.
- Da bei der Strahlenschutzinstrumentierung in der Regel keine präventive Instandhaltung durchgeführt wird, überwiegt im Bewertungszeitraum die durch Komponentenausfall bedingte Instandhaltung.
- Aus der von KKB 2 dargelegten Ausfallstatistik (Anzahl Messkanalausfälle pro Jahr) für die 1E-klassierten Messgeräte zur Überwachung der Radioaktivität in der Kaminfortluft, im Abwasser und in den Kühlkreisläufen lässt sich eine Ausfallrate von ungefähr 0,04 pro Jahr und Gerät ableiten. Dieser Wert ist vergleichbar mit den Erfahrungswerten, die in anderen Anlagen gemacht wurden.
- Sämtliche Störungen wurden innerhalb des durch die Technischen Spezifikationen vorgegebenen Zeitintervalls behoben.

Nachweise:

Im Bewertungszeitraum wurden für die Strahlenmesstechnik folgende Nachweise erbracht:

- 1992 wurden die Verluste der Aerosole und Partikel im Probenahmesystem (Gesamtübertragungsraten) für die Überwachung der Zuluft des NANO-Gebäudes bestimmt.
- 1994 wurden die Gesamtübertragungsraten der mobilen Aerosolmonitore bestimmt.
- 1994 und 1995 wurde nachgewiesen, dass, die mit dem primären Probenahmesystem gezogenen Wasserproben bezüglich Aktivitätskonzentration repräsentativ sind.

Die Nachweise zur Bestimmung der Gesamtübertragungsraten der mobilen Aerosolmonitore sowie die Repräsentativitätsnachweise für das primäre Probeentnahmesystem wurden als Folge der Pendenzen P-36 und P-33 aus dem HSK-Gutachten von 1994 erbracht. Da das primäre Probeentnahmesystem sowohl während des Normalbetriebs, wie auch während eines Störfalls zur Entnahme von Proben aus dem Reaktorkühl-, dem Restwärme- und dem Sicherheitseinspeisesystem eingesetzt wird, wurde damit auch der in der Pendenz P-52 verlangte Nachweis für die Probenahme aus der Hydrosphäre des Containments bei einem Störfall (Wasser-PASS) erbracht. 1999 hat die HSK die Anforderungen an ein PASS unter Berücksichtigung der gesamten radiologischen Störfallinstrumentierung und der geforderten Schutzziele neu definiert und dabei festgestellt, dass auf eine repräsentative Aerosol- und Jodprobenahme aus der Atmosphäre des Containments, wie es als weiteren Punkt die Pendenz P52 verlangte, verzichtet werden kann. Hingegen erachtete die HSK eine repräsentative Edelgasprobenahme aus der Containmentatmosphäre unter Störfallbedingungen als notwendig. Infolgedessen ertüchtigte KKB 2 im Jahre 2003 die Probenahme aus der Atmosphäre des Containments bei einem Störfall (Luft-PASS), so dass nun auch Edelgasproben bei den maximalen Drücken und Temperaturen, die während eines Störfalls im Containment auftreten können, gezogen werden können.

Die HSK hat 1999 die Richtlinie HSK-R-47 in Kraft gesetzt. Sie verlangt eine Bestimmung der Gesamtübertragungsrate zwischen den Eintrittsöffnungen der Probenahmesonden und den Filtern des Messgeräts. Dabei ist für Aerosole und Partikel experimentell nachzuweisen, dass die Gesamtübertragungsraten grösser als 50% sind. Die Richtlinie HSK-R-47 verweist auch auf die Norm DIN 25423-2⁷³, die hinsichtlich Materialwahl, Leitungsführung und Strömungsgeschwindigkeit in der Probenahmeleitung Anforderungen stellt. Insbesondere ist für die Jodprobenahme die Verwendung von Leitungen aus Kupfer zu vermeiden. Aus diesem Grund hat die HSK sämtliche von KKB 2 erbrachten Nachweise hinsichtlich Vollständigkeit und Anforderungen der Richtlinie HSK-R-47 geprüft. Dabei stellte sie folgende Abweichungen zu den heutigen Anforderungen fest: Für zwei Aerosolmessstellen des Notstand-Gebäudes (RE-96, RE-98) gibt es keine experimentellen Nachweise zur Gesamtübertragungsrate. Bei einzelnen mobilen Aerosolmonitoren und bei der Kaminüberwachung ist nicht das ganze zugehörige Probenahmesystem berücksichtigt worden.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 28/6.15-5: Die Richtlinie HSK-R-47 ist bis Ende 2004 vollständig umzusetzen. Der experimentelle Nachweis, dass die Verluste für Aerosole und Partikel zwischen den Eintrittsöffnungen der Probenahmesonden und den Filtern der Messgeräte kleiner 50 % sind, ist für die Aerosolmesssysteme RE-96 und RE-98 im Notstandgebäude, die noch nicht geprüften mobilen Aerosolmonitore und für die Kaminfortluftüberwachung zu erbringen. Bei der Kaminüberwachung ist auch für Jod ein Nachweis zu liefern. Falls die geforderten Nachweise zu den Gesamtübertragungsraten nicht erbracht werden können, sind konstruktive Verbesserungen vorzunehmen.

6.16 Flucht- und Interventionswege

6.16.1 Fluchtwege

Sicherheitstechnische Aufgaben

Die Fluchtwege ermöglichen es, bei Gefahr die Anlage schnellstmöglich und sicher zu verlassen. Dabei sollen die flüchtenden Personen keiner unzulässigen Gefährdung ausgesetzt werden und nach Möglichkeit auch keine radioaktiven Stoffe nach aussen verschleppen.

Angaben des Gesuchstellers

Aus jedem Gebäude (Sicherheitsgebäude, Nebengebäuden, Notstandgebäude etc.) führen Fluchtwege, die ein rechtzeitiges und sicheres Verlassen eines Gebäudes ins Freie zulassen sollen. Die Fluchtwege sind mit nachleuchtenden Richtungspfeilen oder Symbolen markiert. Notausgänge werden mit Notleuchten signalisiert. Ausgenommen von einigen Fluchttüren im Notstandgebäude öffnen sämtliche Fluchttüren nach aussen. Die Ausnahmen im Notstandgebäude sind durch spezielle Luft- und Wasserdruckverhältnisse begründet und wurden von den zuständigen Behörden genehmigt.

Das KKB hat ein Fluchtwegekonzept entwickelt, das im Berichtszeitraum überprüft und verbessert wurde.

HSK-Beurteilung

Das Fluchtwegekonzept⁷⁵ des KKB wurde vom Kantonalen Amt für Industrie, Gewerbe und Arbeit (KIGA, neuer Name AWA) abgenommen und von der HSK in Bezug auf die radiologischen Aspekte überprüft. Im Rahmen der angesprochenen Verbesserungsmassnahmen wurden neu die Fluchtwege in den Plänen eingezeichnet und wird für die Markierung aller Fluchtwege nachleuchtende Farbe verwendet. Die HSK kommt zum Schluss, dass das Fluchtwegekonzept grundsätzlich durchdacht ist und der HSK Richtlinie HSK-R-07 entspricht. Sie sieht aber an einigen Stellen weiteren Optimierungsbedarf.

Die Fluchtrichtungen "erster und zweiter Wahl" müssen in der Anlage deutlicher bezeichnet und auch dem Personal vermittelt werden. Diese Information kann allenfalls bei der Arbeitsschutzbelehrung vermittelt werden. Ferner sollte bei den Notausgängen für das die kontrollierte Zone verlassende Personal Schuhüberzüge und Handschuhe bereitstehen. KKB wird zudem bis zum ersten geplanten Stillstand 2004 für die bereits durchgeführten technischen und administrativen Optimierungs- und Verbesserungsmassnahmen im Fluchtwegkonzept eine Schulung mit Information des Eigen- und Fremdpersonals vornehmen.

Gemäss HSK Richtlinie HSK-R-07 sind Fluchtwege in Richtung kontrollierte Zone nur in begründeten Ausnahmefällen erlaubt. Die HSK konnte sich anlässlich von Inspektionen überzeugen, dass solche Fluchtwege korrekt bezeichnet sind.

Die Bedeutung der grünen Bodenmarkierungen (Orientierungshilfe oder Fluchtwegmarkierung), die in einigen Räumlichkeiten zu finden sind, muss klar definiert sein. Der gegenwärtige Zustand kann in Stresssituationen verwirrend wirken. Ausserdem stimmen die Fluchtwege in einigen Fällen mit dem routinemässigen Verlassen der Anlage ("Ausgangskonzept") nicht überein. Solche Unklarheiten müssen beseitigt werden.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 29/6.16.1-1: Das KKB muss bis Ende 2004 den Status der grünen Bodenmarkierung als Orientierungshilfe geklärt und bereinigt haben. Das Ausgangskonzept muss auf das Fluchtwegekonzept widerspruchsfrei abgestimmt werden.

6.16.2 Interventionswege

Sicherheitstechnische Aufgaben

Die Interventionswege ermöglichen den Wehrdiensten, dem Betriebspersonal (Schicht) und dem Pikettingenieur ein schnelles Erreichen aller zur Personensicherheit, Störungsbehebung und Störfallsbeherrschung notwendigen Einsatzorte in der Anlage.

Angaben des Gesuchstellers

Die Interventionswege werden insbesondere von Feuerwehr und anderen Rettungskräften als vorbestimmte Wege für die Einsätze im betroffenen Gebäude benutzt. Die Wege sind grundsätzlich mit den Fluchtwegen identisch. KKB hat als Folge der Pendenz P2 aus dem HSK-Gutachten das Interventionskonzept überarbeitet, welches im Berichtszeitraum überprüft und verbessert wurde. Dieses Konzept spezifiziert die Anforderungen an die Interventionswege und zeigt transparent auf, in welcher Zeit der Pikettingenieur, das Schichtpersonal oder die Wehrdienste auf einem vorgegebenen Weg ein festgelegtes Interventionsziel erreichen müssen. Auch eventuelle Behinderungen durch die Sicherung wurden im Konzeptbericht berücksichtigt. Die Interventionswege wurden im Berichtszeitraum überprüft und dem neuen Konzept angepasst. In Anwesenheit der HSK wurden realistische Begehungstests erfolgreich durchgeführt.

KKB kommt zum Schluss, dass das Interventionskonzept zum Ende des Berichtszeitraums den dafür geltenden Anforderungen entspricht.

HSK-Beurteilung

Bei ihrer Beurteilung des Flucht- und Interventionskonzepts hat die HSK im Gutachten von 1994 einige Abklärungen und Verbesserungen verlangt. Die dazu eröffnete Pendenz P2 war dreiteilig und betraf die Stromversorgung des Zutrittskontrollsystems (P2a), technische Verbesserungen bei den Durchgängen (P2b) und die Überarbeitung des Interventionskonzepts (P2c). KKB hat im betrachteten Zeitraum das Interventionskonzept für die Wehrdienste, das Betriebspersonal und den Pikettingenieur grundlegend neu erstellt.

Zur Pendenz P2a hat KKB Ende 1994 die Autonomiezeit der unterbrochenslosen Stromversorgung des Zutrittskontrollsystems nach Ausfall der Eigenbedarfsversorgung durch Messungen und Berechnungen konservativ ermittelt. Auf Basis dieser Darlegung ist eine ausreichende Autonomiedauer nachgewiesen worden, worauf die Pendenz P2a durch die HSK abgeschlossen wurde. Die Durchgänge wurden von KKB umfassend auf die Erfüllung der Anforderungen überprüft und wo nötig geändert. Einige begründete Abweichungen wurden nicht verbessert und von der HSK Ende 1999 toleriert. Somit war die Pendenz P2b erledigt. Das neue Interventionskonzept wurde Ende 2000 eingereicht und überprüft. Punktuelle Abweichungen, die anlässlich einer HSK-Inspektion festgestellt wurden, sind unmittelbar richtig gestellt worden. Somit konnte die Pendenz P2c ebenfalls abgeschlossen werden. Demzufolge ist die Pendenz P2 insgesamt als erledigt zu betrachten (Kap. 2.1.2).

Die Interventionsmöglichkeiten für Wehrdienste, Schichtgruppen und Pikettingenieure erfüllen die heute geltenden Anforderungen.

6.17 Zusammenfassende Bewertung

Die sicherheitsrelevanten Gebäude, Systeme und Komponenten haben im Berichtszeitraum ihre Funktionen zuverlässig erfüllt und entsprechen den Anforderungen für den sicheren Betrieb der Anlage. In einzelnen Bereichen hat die HSK Handlungsbedarf erkannt und Verbesserungspotential identifiziert um sicherzustellen, dass dies auch für die nächste Beurteilungsperiode gewährleistet ist.

Die HSK beurteilt die Zuverlässigkeit von Sicherheitssystemen an deren Verfügbarkeit und an den Ergebnissen der wiederkehrenden Prüfungen. Die entsprechenden Prüfanforderungen sind zusammen mit den Sicherheitsgrenzen und den begrenzenden Betriebsbedingungen in den Technischen Spezifikationen festgehalten; bei Ausfall von Sicherheitssystemen fordern die begrenzenden Betriebsbedingungen Massnahmen (bis zum Abschalten der Anlage), um die Sicherheit der Anlage zu gewährleisten. Im Berichtszeitraum musste nur eine geringe Anzahl von solchen Massnahmen aufgrund einer eingeschränkten Verfügbarkeit von Sicherheitssystemen ergriffen werden. Eine Häufung bei bestimmten Systemen trat nicht auf. Die Anforderungen der Technischen Spezifikationen an die Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme wurden in allen Fällen eingehalten.

Die HSK bewertet das Funktions- und Wiederholungsprüfprogramm, die vorbeugenden und störungsbedingten Instandhaltungsmassnahmen im KKB als gut und adäquat. Bei Prüfungen wurden wenige Befunde festgestellt, welche von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung waren. Der Prüfungsumfang einzelner Komponenten ist nach Ansicht der HSK noch auszudehnen, damit dem gegenwärtigen Stand der Technik Rechnung getragen wird.

Die Alterungsüberwachung wird im KKB in angemessenem Umfang durchgeführt. Die Gebäude, Systeme und Komponenten des KKB befinden sich z. Zt. insgesamt in einem sehr guten Zustand.

Die HSK stellt fest, dass die Konzepte zum Blitz- und Brandschutz sowie das Konzept der Interventions- und Fluchtwege die gültigen Anforderungen erfüllen.

KKB hat im Berichtszeitraum eine grosse Anzahl von Anlagenänderungen an Systemen durchgeführt (siehe Tabelle 3.3-1). Diese Anlagenänderungen bestanden zum Teil im Ersatz bestehender Komponenten, in der Verbesserung von bestehenden Systemen oder im Austausch ganzer Systeme. Als Beispiel sei hier der Austausch der Dampferzeuger, der Ersatz des Reaktorschutz- und Regelsystems sowie des Anlageninformationssystems erwähnt. Im Berichtszeitraum wurden neu zwei zusätzliche unabhängige Systeme zur Bespeisung der Dampferzeuger (im Rahmen des NANO-Projektes das Notstand-Speisewassersystem und später das Notspeisewassersystem) errichtet. Durch die Anlagenänderungen an den Sicherheitssystemen konnte das Sicherheitsniveau der Anlage wesentlich verbessert werden. Mit der Vielzahl der Anlageänderungen wurde KKB 2 in weiten Bereichen auf dem Stand der Technik gehalten. Bei der Erfüllung der Auflagen und Pendenzen aus dem HSK-Gutachten von 1994 ist festzuhalten, dass KKB teilweise über die Forderungen der HSK hinausgegangen ist und dabei eine Modernisierung ganzer Systeme realisiert hat.

Im KKB 2 wurde 1971 der Probetrieb aufgenommen; der kommerzielle Betrieb begann 1972. Die Auslegung der Anlage wurde auf der Grundlage einer Betriebsdauer von vierzig Jahren durchgeführt; zum Nachweis der Einhaltung der Auslegungsgrenzen wird von KKB eine Buchhaltung geführt, die auch einen Vergleich der aufgetretenen Transienten (z.B. An- und Abfahren der Anlage) zur Auslegungsbasis ermöglicht. Dieser Vergleich zeigt, dass die bisher effektiv aufgetretenen Belastungen deutlich geringer sind als die der Auslegung für einen 40-jährigen Betrieb zugrunde gelegten Annahmen. Der Nachweis für einen Betrieb über 40 Jahre hinaus dürfte deshalb ohne weiteres möglich sein, muss aber formal noch geführt werden. So wurde z.B. der Nachweis für die Anforderungen zum

Leck-vor-Bruch-Kriterium des gesamten Primärkreislaufs bisher nur für eine Betriebsdauer von 40 Jahren von der HSK anerkannt.

Auflage PSÜ-A 7/6.17-1: KKB hat rechtzeitig vor Ablauf der 40 jährigen Betriebsdauer, d.h. bis Ende 2010 die Nachweise zu erbringen, dass die Auslegungsgrenzen der sicherheitstechnisch relevanten Anlageteile auch in einer verlängerten Betriebsdauer nicht erreicht werden. Andernfalls sind rechtzeitig Nachrüstmassnahmen durchzuführen.

Diese Nachweise (ggf. Nachrüstungen) werden, zusammen mit den Ergebnissen der Alterungsüberwachung, massgebend sein zur Sicherheitsbewertung einer allfälligen Betriebsdauer über 40 Jahre.

7 Verhalten der Anlage bei Auslegungsstörfällen

7.1 Grundlagen der Störfallanalysen

Grundlegende Anforderungen

Störfälle, die aufgrund der Erfahrung während der Lebensdauer eines Kernkraftwerks zu erwarten oder nach menschlichem Ermessen nicht auszuschliessen sind, werden unter dem Sammelbegriff *Auslegungsstörfälle* zusammengefasst. Kriegerische und terroristische Ereignisse (Einwirkungen Dritter) werden bewusst bei der Auslegung nicht explizit berücksichtigt. Vorsorgemassnahmen gegen Sabotage sind vorhanden, werden ständig überprüft und bei Bedarf verbessert. Ein formaler Nachweis der Konsequenzen eines kriegerischen oder terroristischen Ereignisses wird aber nicht geführt und ist auch nicht Stand der Technik. Im Vergleich zu anderen grosstechnischen Einrichtungen bieten Kernkraftwerke einen hohen Schutzgrad auch gegen solche Einwirkungen. Grundsätzlich kann die Bewilligungsbehörde die Abschaltung einer Kernanlage anordnen, sollte die Gefahr kriegerischer oder terroristischer Einwirkungen dies als angezeigt erscheinen lassen.

Vor Betriebsbeginn musste KKB für ein abdeckendes Spektrum von Auslegungsstörfällen nachweisen, dass die Anlage nach dem Eintreten des jeweils auslösenden Ereignisses möglichst automatisch in einen sicheren Zustand überführt wird und keine schwerwiegenden Auswirkungen in der Umgebung auftreten. Dieses Vorgehen hat sich bis heute nicht geändert. Zu gewährleisten sind die folgenden Schutzziele:

- Kontrolle der Reaktivität
- Kühlung der Brennelemente und Sicherstellung der langfristigen Nachwärmeabfuhr
- Einschluss der radioaktiven Stoffe
- Begrenzung der Strahlenexposition

In der Richtlinie HSK-R-100 werden die Auslegungsstörfälle gemäss der voraussichtlichen Häufigkeit des auslösenden Ereignisses in Störfallkategorien eingeteilt. Je nach Störfallkategorie sind die nachfolgend aufgeführten Auslegungskriterien für den Reaktorkern und die folgenden radiologischen Grenzwerte gemäss Richtlinie HSK-R-11 einzuhalten:

- Bei Störfällen der Ereigniskategorie 1 (Betriebsstörung, Eintretenshäufigkeit $> 10^{-2}$ pro Jahr) dürfen keine störfallbedingten Brennstabhüllrohrschäden auftreten. Für Einzelpersonen der Bevölkerung in der Umgebung darf die Dosis von 0,2 mSv pro Jahr nicht überschritten werden.
- Bei Störfällen der Ereigniskategorie 2 (Zwischenfall, Eintretenshäufigkeit 10^{-2} bis 10^{-4} pro Jahr) ist eine begrenzte Zahl von Brennstabhüllrohrschäden zulässig. Für Einzelpersonen der Bevölkerung in der Umgebung darf die Dosis von 1 mSv pro Ereignis nicht überschritten werden.
- Bei Störfällen der Ereigniskategorie 3 (Unfall, Eintretenshäufigkeit 10^{-4} bis 10^{-6} pro Jahr) ist mit grösseren Schäden im Reaktorkern zu rechnen; dessen Kühlbarkeit muss aber gewährleistet werden. Für Einzelpersonen der Bevölkerung in der Umgebung darf die Dosis von 100 mSv pro Ereignis nicht überschritten werden.

Als *auslegungsüberschreitende Störfälle* werden all jene Ereignisabläufe bezeichnet, welche in Bezug auf das auslösende Ereignis oder die Art und Anzahl zusätzlicher Fehler den Rahmen der Auslegung sprengen.

Mit der deterministischen Analyse der Auslegungsstörfälle sollen die Fragen,

- ob die Sicherheitssysteme den Störfall rechtzeitig erkennen und die erwartete Wirksamkeit zeigen,
- ob die Beanspruchungen der sicherheitstechnisch wichtigen Anlageteile innerhalb der spezifizierten Sicherheitsgrenzen bleiben,
- wie wirksam die getroffenen Massnahmen zur Begrenzung der Abgabe radioaktiver Stoffe in die Anlage und an die Umgebung sind,

beantwortet werden. Dabei wird der Ablauf einer ausgewählten Anzahl umhüllender Störfälle detailliert untersucht. Ein solches Vorgehen ist zulässig, sofern systematisch jene Störfallabläufe gesucht werden, die maximale Beanspruchungen verursachen und maximale Anforderungen an die Anlage und ihre Sicherheitssysteme stellen.

Nachweisführung

KKB hat einen Sicherheitsstatusbericht vorgelegt, welcher für die im Sicherheitsbericht⁸ von KKB 2 postulierten und deterministisch analysierten Auslegungsstörfälle den Nachweis der Einhaltung der oben erwähnten Schutzziele rekapituliert. Hinsichtlich der im Bewertungszeitraum erfolgten Änderungen bei den Grundlagen der Störfallanalysen verweist KKB auf separate Dokumente wie auf die den Sicherheitsbericht ergänzende Liste analysierter Störfälle (Beznau-Analysen-Liste BALI) und auf den vom Brennelement-Lieferanten verfassten Grundlagenbericht zur Auslegung der zyklusspezifischen Kernnachladungen. Die ergänzende Störfallliste enthält auch Analysen von Anlagetransienten, die während der bisherigen Betriebszeit vorgekommen sind oder zum Nachweis für das auslegungsgemässe Verhalten der Anlage bewusst gefahren wurden.

Die HSK stützt sich bei ihrer Beurteilung der Störfallanalysen auf ihre eigenen Richtlinien (HSK-R-100, HSK-R-11) sowie auf Richtlinien der IAEA^{76, 77, 78} und der NRC⁷⁹.

Nachfolgend werden die wesentlichen Änderungen, die im Bewertungszeitraum bei den Grundlagen der Störfallanalysen erfolgten, genannt und beurteilt. Diese Änderungen betreffen den Referenzkern, das Störfallspektrum, die Rechenmethoden, die Beurteilungskriterien und den Nachweis der Einhaltung der Sicherheitsgrenzwerte. Bei der Bewertung wird berücksichtigt, dass in den schweizerischen Kernkraftwerken zurzeit Bestrebungen im Gange sind, mittels Entwicklung von genaueren Rechenmethoden und durch Erhöhung des Abbrands der Brennelemente den Brennstoff besser auszunutzen und die Wirtschaftlichkeit des Brennstoffkreislaufs zu verbessern.

Referenzkern

Die Störfallanalysen des Sicherheitsberichts von KKB 2 basieren auf einem Referenzkern, der einem BE-Endabbrand von 35 MWd/kgSM entspricht. Im Zusammenhang mit der Einführung verlängerter Betriebszyklen wurden im Jahre 1995 die radiologischen Folgen postulierter Störfälle auf einen BE-Endabbrand von 45 MWd/kgSM extrapoliert. Im Hinblick auf die längerfristig angestrebte Erhöhung des BE-Endabbrands auf 60 MWd/kgSM (Kap. 6.3.1) wurde im Jahre 1999 ein entsprechender Referenzkern definiert und den radiologischen Störfallanalysen zu Grunde gelegt.

Der jeweilige Referenzkern beeinflusst die Ergebnisse von zyklusübergreifenden, umhüllenden Störfallanalysen. Dazu gehören die radiologischen Analysen (Kap. 7.9) sowie diejenigen Analysen, wel-

che die zulässigen Wertebereiche für die sicherheitstechnischen Parameter des Reaktorkerns festlegen. Letztere Analysen sind Bestandteil des Grundlagenberichts zur Auslegung der zyklusspezifischen Kernnachladungen. Die HSK stellt fest, dass sich die Störfallanalysen für die radiologischen Nachweise und für die zyklusspezifische Kernauslegung auf einen Referenzkern abstützen, welcher der aktuellen Brennstoffeinsatzstrategie im KKB entspricht.

Störfallspektrum

Das Störfallspektrum des Sicherheitsberichts von KKB 2 wurde im Bewertungszeitraum geringfügig verändert. Aufgrund einer Forderung aus dem HSK-Gutachten von 1994 wurde im Jahre 1997 auch der postulierte Bruch einer Hilfsspeisewasserleitung analysiert und in den Sicherheitsbericht von KKB 2 aufgenommen (Kap. 7.5.2). Im Jahre 1999 konnte der postulierte Absturz eines BE-Transportbehälters aus dem Störfallspektrum gestrichen werden, weil durch Auslegungsmerkmale der Hebezeuge und deren wiederkehrende Prüfung eine ausreichende technische Vorsorge gegen einen solchen Absturz nachgewiesen wurde (Kap. 6.9.7).

Nach Ansicht der HSK deckt das für die beiden KKB-Blöcke analysierte und in den Sicherheitsberichten dokumentierte Störfallspektrum die gemäss heutigem Stand der internationalen Regelwerke und der Erfahrungen zu postulierenden störfallauslösenden Ereignisse ab. Ausgenommen sind allerdings Brüche hochenergetischer Rohrleitungen im Ringraum (Kap. 6.10.3).

Rechenmethoden

Die im Sicherheitsbericht von KKB 2 dokumentierten, anlagetechnischen Störfallanalysen sind, von zwei Ausnahmen abgesehen, im Berichtszeitraum unverändert geblieben. Sie basieren auf Rechenmethoden, die der Reaktorlieferant im Jahre 1991 verwendete und die sich als sehr konservativ erwiesen haben. Die beiden Ausnahmen betreffen Analysen, die der BE-Lieferant für Brüche der Haupt- resp. Hilfsspeisewasserleitung durchgeführt hat (Kap. 7.5.2).

Während des Bewertungszeitraums wurde vom BE-Lieferanten des KKB eine grössere Anzahl ergänzender Analysen mit realistischeren, aber immer noch konservativen Rechenmethoden durchgeführt. Diese ergänzenden Analysen, auf die in den nachfolgenden störfallspezifischen Kapiteln genauer eingegangen wird, zeigten, dass der Abstand zu den Sicherheitsgrenzwerten zum Teil erheblich grösser ist als im Sicherheitsbericht von KKB 2 ausgewiesen. Daraus ergibt sich eine grössere Flexibilität bei der Auslegung von Kernbeladungen (Kap. 6.3.1).

KKB hat Qualifikationsrechnungen vorgelegt, in denen die vom BE-Lieferanten eingesetzten Rechenprogramme anhand von Messdaten sowie durch Vergleich mit den Ergebnissen von Präzisions-Rechenprogrammen validiert werden. KKB ist der Ansicht, dass die vom BE-Lieferanten zur Analyse von Auslegungsstörfällen eingesetzten Rechenprogramme den heutigen Entwicklungsstand darstellen und die Störfallanalysen dem internationalen Stand der Modellierung entsprechen.

Die HSK hat die Qualifikationsrechnungen der vom BE-Lieferanten verwendeten Störfallanalyse-Rechenprogramme überprüft und die Programme zum Einsatz freigegeben. Insgesamt kommt die HSK zum Schluss, dass die verwendeten Rechenprogramme aufgrund der eingesetzten Rechenmodelle, der entsprechenden Eingabedaten und der berücksichtigten Sicherheitszuschläge konservative Ergebnisse liefern und geeignet sind, das Anlageverhalten des KKB bei Störfällen adäquat zu analysieren. Diese Einschätzung trifft auch für Kernbeladungen mit erhöhten BE-Endabbränden zu.

Gültigkeit der Brennstoff-Sicherheitskriterien

Die gegenwärtig geltenden Brennstoff-Sicherheitskriterien wurden in den 60er und 70er Jahren aufgrund von Experimenten an Brennstoff festgelegt, der zu jener Zeit vorhanden und in den meisten Fällen unbestrahlt war. Später wurde die Gültigkeit der Grenzwerte auch an höher abgebranntem Brennstoff verifiziert. Zurzeit werden die technischen Grundlagen für die gegenwärtig geltenden Brennstoff-Sicherheitskriterien und ihre Anwendbarkeit bei hohem Abbrand und auf neue Brennstoff- und Hüllrohrmaterialien durch die Mitgliedstaaten der OECD/NEA überprüft. Dazu sind zurzeit in verschiedenen Ländern Forschungsprogramme, vor allem für Reaktivitätsstörfälle RIA (Reactivity-Initiated Accident) und für Kühlmittelverluststörfälle LOCA (Loss of Coolant Accident), im Gange, und es werden entsprechende Experimente (z. B. in den USA, Frankreich, Japan und Norwegen) durchgeführt⁸⁰. Die HSK hat von den Betreibern der schweizerischen Kernkraftwerke eine Beteiligung an diesen internationalen Bestrebungen verlangt.

KKB hat zusammen mit den übrigen schweizerischen Kernkraftwerken eine Strategie vorgelegt, wie sich die Betreiber an den laufenden internationalen Untersuchungen zum Störfallverhalten von Hochabbrand-Brennstoff beteiligen und den Rückfluss der Ergebnisse auf die anlagespezifische Kernausslegung sicherstellen wollen.

Die HSK beurteilt die von den Werken und damit auch vom KKB eingereichte Strategie und die bereits laufenden und vorgesehenen Beteiligungen an den internationalen Untersuchungen als eine angemessene Grundlage für die Beurteilung des Brennstoffverhaltens bei erhöhtem Abbrand.

Neuanalysen von Auslegungsstörfällen

KKB hat im Bewertungszeitraum – vor allem in den Jahren 1992 und 1997 – verschiedene Neuanalysen von Auslegungsstörfällen durchgeführt. Gründe dafür waren Anlageänderungen, die Einführung verlängerter Betriebszyklen, Forderungen der HSK nach zusätzlichen Sicherheitsnachweisen sowie Änderungen von Sicherheitsgrenzwerten (Nachweiszielen) und Rechenmethoden.

Im Einzelnen handelte es sich um folgende Änderungen:

- Ersatz der Westinghouse-Dampferzeuger durch Framatome-Dampferzeuger (1993 im KKB 1, 1999 im KKB 2)
- Übergang vom Jahreszyklus zum 18-Monate-Zyklus (1992 im KKB 2, 1996 im KKB 1)
- Ersatz des Reaktorschutzsystems (Kap. 6.7.2.1) in beiden Blöcken (2000 im KKB 1, 2001 im KKB 2)

Der Ersatz des bisherigen Reaktorschutzsystems durch ein neues, rechnerbasiertes System brachte eine neuartige Herausforderung für die Störfallanalysen. Um im neuen System einen als "Common Mode" wirksamen Software-Ausfall zu beherrschen, sind zwei Diversitätsgruppen vorhanden, denen diversitäre Schutz-Auslösesignale zugeordnet sind. Die HSK verlangte den Nachweis, dass bei Ausfall einer der beiden Diversitätsgruppen die Signale der jeweils anderen Diversitätsgruppe – oder Signale aus dem unabhängigen Notstandschutzsystem – zur Störfallbeherrschung (Einhaltung der Schutzziele) ausreichen. Da bei den bisherigen Störfallanalysen des Reaktorlieferanten nach amerikanischer Praxis das zuerst eintreffende Auslösesignal als wirksam angesehen wird, musste von KKB überprüft werden, ob die Schutzzieleinhaltung auch mit dem zweiten, später eintreffenden Signal gewährleistet ist. Die Überprüfung zeigte, dass letzteres tatsächlich der Fall ist. Bei zwei Störfällen war dazu eine zusätzliche Störfallanalyse erforderlich (Kap. 7.3.1 und 7.5.1).

Einhaltung der Sicherheitsgrenzwerte im Verlauf der Auslegungsstörfälle

Eine Reihe von Störfallanalysen diene insbesondere zur Festlegung der zulässigen Wertebereiche für die sicherheitstechnischen Parameter des Reaktorkerns. Damit lässt sich der Sicherheitsnachweis für zyklusspezifische Kernnachladungen wesentlich vereinfachen: die Sicherheitsgrenzwerte bei Auslegungsstörfällen sind eingehalten, wenn sich die sicherheitstechnischen Parameter innerhalb der zulässigen Wertebereiche bewegen. Die HSK hat dieses Nachweisverfahren, das seit 1993 auch für Block 2 verwendet wird, beurteilt und freigegeben.

Die HSK hat das Verhalten der Anlage bei Auslegungsstörfällen im HSK-Gutachten von 1994 umfassend beurteilt. Im Folgenden werden nur die Auslegungsstörfälle betrachtet, für die KKB im Bewertungszeitraum Neuanalysen, z.B. wegen Nachrüstungen an betroffenen Systemen, durchgeführt hat. Zusätzlich werden die Störfallereignisse dargelegt, die im Bewertungszeitraum im KKB auftraten. Die Störfälle werden in Störfallgruppen mit jeweils ähnlichem Störfallablauf unterteilt, und dieser wird kurz beschrieben. Schliesslich wird die Einhaltung der oben erwähnten Schutzziele bzw. von vorgelagerten Sicherheits- und Betriebsgrenzwerten bewertet.

7.2 Transienten

Transienten sind Auslegungsstörfälle, bei denen das Gleichgewicht zwischen Wärmeerzeugung und Wärmeabfuhr im Reaktorkühlsystem gestört ist, aber die druckführende Umschliessung intakt bleibt. Die auslösenden Ereignisse von Transienten sind Fehlfunktion oder Versagen einzelner oder mehrerer Komponenten sowie der Steuerung und Regelung bzw. Fehlhandlungen des Betriebspersonals. Die Transienten werden in den folgenden Unterkapiteln anhand ihrer Auswirkungen zusammengefasst.

7.2.1 Zunahme der sekundärseitigen Wärmeabfuhr

Störfallablauf und Ereigniskategorie

Eine fehlerhafte Zunahme der Wärmeabfuhr an den sekundären Kühlkreislauf bewirkt eine Temperaturabnahme und Volumenkontraktion des Reaktorkühlmittels (Abkühlungstransiente). Dies führt über den negativen Reaktivitätskoeffizienten der Reaktorkühlmittel-Temperatur zu einem Anstieg der thermischen Reaktorleistung. Abhängig von der Grösse der Störung stellt sich entweder ein neuer stationärer Zustand ein, oder es wird automatisch eine Reaktorschnellabschaltung (RESA) ausgelöst.

Folgende auslösende Ereignisse führen zu einem Absinken der Reaktorkühlmittel-Temperatur:

- Fehlöffnen von Frischdampf- (FD)-Abblaseventilen
- Zunahme des Speisewasserdurchsatzes
- Zunahme des Frischdampfdurchsatzes
- Abnahme der Speisewassertemperatur

Ereigniskategorie: 1 (Betriebsstörung)

Angaben des Gesuchstellers

Im Zusammenhang mit dem DE-Wechsel im KKB 1 wurden im Jahre 1993 vom Reaktorlieferanten (Westinghouse) einige Abkühlungstransienten neu beurteilt resp. analysiert. Dies war erforderlich,

weil das grössere sekundärseitige Wasserinventar und die grössere Wärmetauschkapazität der neuen Framatome-DE die Abkühlung des Reaktorkühlmittels beeinflussen.

Neu analysiert wurde die Transiente "Zunahme des Speisewasserdurchsatzes" bei Vollast, die z.B. durch ein fehlerhaftes Auffahren eines Speisewasser-Regelventils ausgelöst wird. Die Transiente wird dadurch beendet, dass durch hohen Füllstand im betroffenen Dampferzeuger die Speisewasserzufuhr automatisch unterbrochen wird. Dadurch kommt es zur Schnellabschaltung beider Turbinen und damit auch zur Reaktorschnellabschaltung. Die Neuanalyse zeigte, dass wie bisher Filmsieden und somit Brennstab-Hüllrohrschäden ausgeschlossen werden können.

Die Transienten mit erhöhter Frischdampf-Entnahme sind durch den Frischdampfleitungbruch abgedeckt, dessen Neuanalyse im Kap. 7.5.1 behandelt wird.

Die nicht neu analysierten Störfälle wurden, soweit ein DE-Einfluss gegeben ist, vom Reaktorlieferanten qualitativ beurteilt. Diese Beurteilung zeigte, dass die mit Westinghouse-DE durchgeführten und so im Sicherheitsbericht von KKB 2 dokumentierten Analysen auch für die Framatome-DE abdeckend sind.

Im Bewertungszeitraum kam es in beiden Blöcken je einmal zu einer Transiente mit Reaktorschnellabschaltung durch hohen Füllstand in einem der beiden Dampferzeuger: 1999 im KKB 1 und 1994 im KKB 2 (Kap. 5.4.2). Im Zusammenhang mit der Inbetriebsetzung des rechnergestützten Reaktorschutzsystems im KKB 1 (2000) und KKB 2 (2001) wurde die Überspeisung eines Dampferzeugers als Integralversuch gefahren (Kap. 5.4.3). In allen Fällen verhielt sich die Anlage auslegungsgemäss.

HSK-Beurteilung

Die HSK hat die im Bewertungszeitraum durchgeführten Untersuchungen zu den Transienten der Störfallgruppe "Zunahme der sekundärseitigen Wärmeabfuhr" überprüft. Die Überprüfung ergab, dass der Einfluss der neuen Dampferzeuger nachvollziehbar dargelegt wurde und bei der Neuanalyse konservative Annahmen getroffen wurden. Nach Ansicht der HSK wurde der Nachweis erbracht, dass die Schutzziele erfüllt sind.

Die im Bewertungszeitraum aufgetretenen Transienten mit Überspeisung von Dampferzeugern waren durch die Analysen abgedeckt.

7.2.2 Abnahme der sekundärseitigen Wärmeabfuhr

Störfallablauf und Ereigniskategorie

Eine fehlerhafte Abnahme der Wärmeabfuhr an den sekundären Kühlkreislauf bewirkt eine Temperatur- und somit Druckerhöhung des Reaktorkühlmittels (Aufwärmungstransiente). Dies führt über den negativen Reaktivitätskoeffizienten der Reaktorkühlmittel-Temperatur zu einem Absinken der thermischen Reaktorleistung. Abhängig von der Art der Störung stellt sich entweder ein neuer stationärer Zustand ein, oder es wird automatisch eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Der primärseitige Druckanstieg wird durch Öffnen der Druckhalter-Sprühventile, durch Reaktorschnellabschaltung und letztlich durch die Druckhalter-Sicherheits-/Entlastungsventile begrenzt.

Folgende auslösende Ereignisse führen zu einer Erhöhung der Reaktorkühlmittel-Temperatur:

- Lastabwurf einer oder beider Turbogruppen
- Turbinenschnellschluss
- Fehlschliessen beider Frischdampf- (FD)-Schnellschlussventile

- Ausfall der Speisewasserversorgung
- Verlust der Eigenbedarfsversorgung

Ereigniskategorie: 1 (Betriebsstörung)

Angaben des Gesuchstellers

Im Zusammenhang mit dem DE-Wechsel im KKB 1 wurden im Jahre 1993 vom Reaktorlieferanten (Westinghouse) auch Aufwärmungstransienten neu beurteilt resp. analysiert.

Neu analysiert wurde die Transiente "Ausfall der Speisewasserversorgung". Die Transiente wird gemäss Analyse dadurch beendet, dass durch tiefen Füllstand in den Dampferzeugern die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst wird. Dies erfolgt mit den neuen Framatome-DE etwas später als mit den Westinghouse-DE. Die Neuanalyse zeigte, dass wie bisher Filmsieden und somit Brennstabhüllrohrschäden ausgeschlossen werden können. Ausserdem kommt es nicht zum Ansprechen der Druckhalter-Sicherheits-/Entlastungsventile.

Der Ausfall des Speisewassers als Folge eines Speisewasserleitungsbruchs wird im Kap. 7.5.2 behandelt.

Die nicht neu analysierten Störfälle wurden, soweit ein DE-Einfluss gegeben ist, vom Reaktorlieferanten qualitativ beurteilt. Diese Beurteilung zeigte, dass die mit Westinghouse-DE durchgeführten und so im Sicherheitsbericht von KKB 2 dokumentierten Analysen auch für die Framatome-DE abdeckend sind.

Im Bewertungszeitraum kam es mehrmals zu Transienten mit Reaktorschnellabschaltung durch tiefen Füllstand in einem oder beiden Dampferzeugern: im KKB 1 viermal (1994, 1995, 1996, 1997) und im KKB 2 einmal (2001, Kap. 5.4.2). Die Anlage verhielt sich dabei auslegungsgemäss.

HSK-Beurteilung

Die HSK hat die im Bewertungszeitraum durchgeführten Untersuchungen zu den Transienten der Störfallgruppe "Abnahme der sekundärseitigen Wärmeabfuhr" überprüft. Die Überprüfung ergab, dass der Einfluss der neuen Dampferzeuger nachvollziehbar dargelegt wurde und bei der Neuanalyse konservative Annahmen getroffen wurden. Nach Ansicht der HSK wurde der Nachweis erbracht, dass die Schutzziele erfüllt sind.

Die im Bewertungszeitraum aufgetretenen Transienten mit Ausfall der Speisewasserversorgung waren durch die Analysen abgedeckt.

7.2.3 Abnahme des Reaktorkühlmittel-Durchsatzes

Störfallablauf und Ereigniskategorie

Eine Abnahme des Reaktorkühlmittel-Durchsatzes bewirkt eine Abnahme der Zwangsumwälzung und damit eine Reduktion der Wärmeabfuhr zur Sekundärseite. Dies führt zu einer Temperatur- und Druckerhöhung des Reaktorkühlmittels.

Folgende auslösende Ereignisse führen zu einer Abnahme des Reaktorkühlmittel-Durchsatzes:

- Ausfall einer oder beider Reaktor-Hauptpumpen (Ereigniskategorie 1, Betriebsstörung)
- Blockieren resp. Wellenbruch einer Reaktor-Hauptpumpe (Ereigniskategorie 2, Zwischenfall)

Im letzteren Fall nimmt der Reaktorkühlmittel-Durchsatz abrupt ab, so dass eine Druckentlastung des Reaktorkühlsystems durch ein Druckhalter-Sicherheits-/Entlastungsventil erforderlich sein kann.

Angaben des Gesuchstellers

Im Zusammenhang mit dem Wechsel des BE-Lieferanten für KKB 1 und der Einführung verlängerter Zyklen auch in diesem Block wurden im Jahre 1997 vom neuen BE-Lieferanten die Transienten "Ausfall beider Reaktor-Hauptpumpen" und "Blockieren einer Reaktor-Hauptpumpe" neu analysiert. Die Neuanalysen unterscheiden sich von den bisherigen Analysen im Wesentlichen durch die folgenden Merkmale:

Beim Ausfall beider Reaktor-Hauptpumpen wurden einerseits realistische Verzögerungszeiten zwischen RESA-Signal und Beginn des Einfallens der Steuerelemente zugrunde gelegt. Andererseits wurde nicht das RESA-Signal "Unterspannung" berücksichtigt, sondern nur das später eintreffende RESA-Signal "Reaktorkühlmittel-Durchsatz tief". Da beim nachgerüsteten rechnerbasierten Reaktorschutzsystem die beiden RESA-Signale verschiedenen Diversitätsgruppen zugeordnet sind, deckt die Neuanalyse den postulierten Ausfall einer beliebigen Diversitätsgruppe ab.

Das Blockieren einer Reaktor-Hauptpumpe wurde neu mit dreidimensionalen, neutronisch-thermo-hydraulisch gekoppelten Rechenprogrammen analysiert. Die Analyse zeigte, dass auch ohne Berücksichtigung der Reaktorschnellabschaltung Brennstabschäden ausgeschlossen werden können.

Im Bewertungszeitraum kam es 1995 und 1997 im KKB 2 zu einem Ausfall einer Reaktor-Hauptpumpe mit Reaktorschnellabschaltung durch tiefen Reaktorkühlmittel-Durchsatz (Kap. 5.4.2). Die Anlage verhielt sich dabei auslegungsgemäss.

HSK-Beurteilung

Gemäss der im Sicherheitsbericht von KKB 2 dokumentierten Analyse des Reaktorherstellers (Westinghouse) kommt es beim Blockieren einer Reaktor-Hauptpumpe trotz Reaktorschnellabschaltung bei einigen Brennstäben kurzzeitig zu Filmsieden und damit möglicherweise zu Brennstabschäden. Ausserdem sprechen Druckhalter-Sicherheits-/Entlastungsventile an.

In der neuen Analyse wurden fortgeschrittene, von der HSK akzeptierte Rechenprogramme eingesetzt, welche die inhärenten Rückwirkungen entstehender Dampfblasen auf die Reaktorleistung berücksichtigen. Demnach können auch beim Blockieren einer Reaktor-Hauptpumpe Brennstabschäden ausgeschlossen werden.

Das Blockieren resp. der Wellenbruch einer Reaktor-Hauptpumpe sind weltweit bereits mehrmals aufgetreten. Die HSK ist deshalb der Ansicht, dass solche Ereignisse künftig in die Ereigniskategorie 1 eingeordnet werden müssen. Die neue Störfallanalyse zeigt, dass die Anforderungen der Ereigniskategorie 1 (keine Brennstabschäden) erfüllt werden. Der Sicherheitsbericht ist dementsprechend zu aktualisieren (*PSÜ-Pendenz PSÜ-P 32/7.10-1*).

Nach Ansicht der HSK wurde der Nachweis erbracht, dass beim Ausfall von Reaktor-Hauptpumpen Brennstabschäden ausgeschlossen sind. Dies gilt auch dann, wenn eine der beiden Diversitätsgruppen des rechnerbasierten Reaktorschutzsystems nicht verfügbar ist.

7.3 Reaktivitätsstörfälle

Ein Reaktivitätsstörfall bewirkt in der Regel eine Erhöhung der Reaktivität und damit der Reaktorleistung und führt in gewissen Fällen auch zu Unregelmässigkeiten in der Leistungsverteilung. Folgende auslösende Ereignisse können einen Reaktivitätsstörfall verursachen:

- Fehlausfahren einer Gruppe von Steuerelementen bei Schwachlast, Ereigniskategorie 1 (Kap. 7.3.1)
- Fehlausfahren einer Gruppe von Steuerelementen bei Leistungsbetrieb, Ereigniskategorie 1 (Kap. 7.3.2)
- Fehlfahren einzelner Steuerelemente:
 - Fehleinfall eines oder mehrerer Steuerelemente, Ereigniskategorie 1 (Kap. 7.3.3)
 - Fehlpositionierung eines einzelnen Steuerelementes, Ereigniskategorie 1
 - Fehlausfahren eines einzelnen Steuerelementes, Ereigniskategorie 2
- Zuschaltung einer Reaktorhauptpumpe bei Temperaturabweichung, Ereigniskategorie 1
- Fehlerhafte Borverdünnung im Kernbereich, Ereigniskategorie 1 (Kap. 7.3.4)
- Fehlplatziertes Brennelement, Ereigniskategorie 2
- Steuerelementauswurf (RIA, Reactivity-Initiated Accident), Ereigniskategorie 2 (Kap. 7.3.5)

7.3.1 Fehlausfahren einer Gruppe von Steuerelementen bei Schwachlast

Störfallablauf

Beim fehlerhaften Ausfahren einer Gruppe von Steuerelementen bei Schwachlast wird angenommen, dass die beiden Steuerelement-Regelbänke A und B aus dem Zustand "heiss-abgestellt" oder bei kleiner Reaktorleistung infolge eines Fehlers in der Steuerelementsteuerung oder der Reaktorleistungsregelung mit maximaler Geschwindigkeit aus dem Kern ausfahren. Die dadurch entstehende Leistungsexkursion wird durch den negativen Reaktivitätskoeffizienten der Brennstofftemperatur (Dopplerkoeffizient) gedämpft. Die Reaktorschnellabschaltung wird durch das Signal "Leistungsbereich-Neutronenfluss hoch, unterer Grenzwert" ausgelöst.

Angaben des Gesuchstellers

Der Störfall "Steuerelementbank-Fehlausfahren bei Schwachlast" wurde 1997 zyklusübergreifend neu analysiert. Im Rahmen des Ersatzes des Reaktorschutzes (Kap. 6.7.2.1) wurde der Störfall zudem unter Berücksichtigung einer Fehlfunktion in der Leittechnik analysiert, wobei der Ausfall der Signale "Leistungsbereich-Neutronenfluss hoch" und "Druckhalterdruck hoch" angenommen wurde, welche zuerst die Reaktorschnellabschaltung auslösen würden. Mit dieser Untersuchung wurde gezeigt, dass weder Filmsieden noch Brennstoffschmelzen auftritt, auch wenn die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung durch das "Übertemperatur-Delta-T"-Signal verzögert erfolgt.

KKB kommt zum Schluss, dass die Schutzziele erfüllt sind.

HSK-Beurteilung

Die HSK stellt fest, dass der Störfall "Fehlausfahren einer Gruppe von Steuerelementen bei Schwachlast" mit konservativen Annahmen (z.B. für die Geschwindigkeit des Reaktivitätsanstiegs) analysiert wurde. Die durchgeführten Analysen wurden von der HSK überprüft und in Ordnung be-

funden. Hinsichtlich Einhaltung der Schutzziele schliesst sich die HSK der positiven Bewertung des Betreibers an.

7.3.2 Fehlausfahren einer Gruppe von Steuerelementen bei Leistungsbetrieb

Störfallablauf

Beim fehlerhaften Ausfahren einer Gruppe von Steuerelementen bei Teillast oder bei Nennleistung wird angenommen, dass die beiden Steuerelement-Regelbänke A und B, ausgehend von ihrer Einfahrgrenze, gekoppelt ausfahren. Dadurch können sich je nach Anlagezustand grössere oder kleinere Geschwindigkeiten des Reaktivitätsanstiegs ergeben. Die Reaktorschnellabschaltung wird durch die Auslösesignale "Neutronenfluss hoch – Leistungsbereich", "Druckhalterdruck hoch" oder "Übertemperatur-Delta-T" ausgelöst.

Angaben des Gesuchstellers

Im Zusammenhang mit dem Dampferzeugerwechsel im Block 1 wurde der Störfall "Steuerelementbank-Fehlausfahren bei Leistungsbetrieb" 1993 durch den Reaktorhersteller Westinghouse zyklusübergreifend neu analysiert, weil der Kerndurchsatz kleiner und damit die Gefahr des Filmsiedens grösser wurde. Vom Brennelementlieferanten Framatome ANP wurde der Störfall in den Jahren 1997 und 1999 zyklusübergreifend neu untersucht. Dabei wurde gezeigt, dass der DNBR-Sicherheitsgrenzwert eingehalten wird und damit die Brennstabintegrität gewährleistet ist. Für jeden neuen Betriebszyklus werden limitierende Zustände berechnet, die während eines "Steuerelementbank-Fehlausfahrens bei Leistungsbetrieb" oder einer "Fehlerhaften Borverdünnung im Kernbereich" (Kap. 7.3.4) auftreten könnten. Dabei wurden jeweils die Einhaltung der bei der Brennstabauslegung angenommenen maximalen linearen Brennstableistungen und die weitere Gültigkeit der bisher verwendeten Einstellwerte der Übertemperatur-Delta-T-Auslösung nachgewiesen.

KKB kommt zum Schluss, dass die Schutzziele erfüllt sind.

HSK-Beurteilung

Die HSK stellt fest, dass der Störfall "Fehlausfahren einer Gruppe von Steuerelementen bei Leistungsbetrieb" mit konservativen und abdeckenden Annahmen (z.B. für die Geschwindigkeit des Reaktivitätsanstiegs) analysiert wurde. Die durchgeführten Analysen wurden von der HSK überprüft und in Ordnung befunden. Hinsichtlich Einhaltung der Schutzziele schliesst sich die HSK der positiven Bewertung des Betreibers an.

7.3.3 Fehleinfall eines oder mehrerer Steuerelemente

Störfallablauf

Bei einem Fehleinfall eines oder mehrerer Steuerelemente nimmt die Reaktorleistung in der Regel sprunghaft um mehr als 5% ab. Dadurch wird der Fehleinfall durch die Neutronenflussmessung im Leistungsbereich erkannt und es werden automatisch ein Steuerelement-Ausfahrstopp und ein Turbinen-Lastrückschub ausgelöst.

Angaben des Gesuchstellers

Der Störfall "Stabfehleinfall bei 100% Leistung" wurde 1997 vom Brennelementlieferanten zyklusübergreifend neu untersucht. Mit diesen Analysen wurde der maximale Heisskanalfaktor der Brennstableistungen bestimmt, bei dem kein Filmsieden auftritt.

Im Block 2 verursachte ein Kurzschluss in der Steuerung der Steuerelementantriebe im Juni 1993 einen Stabfall der 8 Steuerelemente der Regelbank A. Dieses Ereignis führte zunächst zu einer Reduktion der Reaktorleistung auf ca. 45% der Nennleistung. Gemäss den Betriebsvorschriften wurde der Reaktor in der Folge von Hand abgestellt. Das Anlageverhalten nach der Abschaltung entsprach der Auslegung. Nach dem Austausch der defekten Teile der Stabsteuerung wurde der Reaktor wieder in Betrieb genommen.

KKB kommt im Sicherheitsstatusbericht zum Schluss, dass die Schutzziele eingehalten sind.

HSK-Beurteilung

Die HSK stellt fest, dass der Störfall "Fehleinfall eines oder mehrerer Steuerelemente bei Leistungsbetrieb" umfassend analysiert wurde. Die im Bewertungszeitraum durchgeführten Analysen wurden von der HSK überprüft und für in Ordnung befunden. Bei dem 1993 eingetretenen Stabfall war das Anlageverhalten durch die durchgeführten Analysen abgedeckt. Während der darauf folgenden Revisionsabstellung wurde die Steuerelement-Antriebssteuerung ersetzt (Kap. 6.7.1). Hinsichtlich Einhaltung der Schutzziele schliesst sich die HSK der positiven Bewertung des Betreibers an.

7.3.4 Fehlerhafte Borverdünnung im Kernbereich

Störfallablauf

Eine fehlerhafte Borverdünnung im Kernbereich kann sich bei verschiedenen Anlagezuständen (Brennelementwechsel, kalt-abgestellt, Nulllast-heiss, An- und Abfahren sowie Leistungsbetrieb) ereignen. Dabei wird dem Primärkreislauf infolge eines Operateurfehlers oder eines Versagens von Anlagekomponenten unboriertes Wasser mit dem Chemie- und Volumenregelsystem zugeführt. Das Anlageverhalten ist ähnlich wie beim "Steuerelementbank-Fehlausfahren bei Leistungsbetrieb" mit langsamem Reaktivitätsanstieg (Kap. 7.3.2). Eine automatische Reaktorschnellabschaltung wird durch die Auslösesignale "Neutronenfluss hoch – Leistungsbereich" oder "Übertemperatur-Delta-T" ausgelöst. Um zu verhindern, dass der Reaktor infolge fortgesetzter Borverdünnung wieder kritisch wird, muss das Betriebspersonal die Notborierung einleiten (Kap. 6.7.6) bzw. die Borverdünnung stoppen.

Angaben des Gesuchstellers

Der Störfall "Fehlerhafte Borverdünnung im Kernbereich" wurde 1999 zyklusübergreifend neu untersucht. Dabei wurde gezeigt, dass kein Filmsieden auftritt und damit die Brennstabintegrität gewährleistet ist. Limitierende Zustände, die während eines solchen Störfalls auftreten können, wurden im Bewertungszeitraum wie beim "Steuerelementbank-Fehlausfahren bei Leistungsbetrieb" mittels stationärer Rechnungen zyklusspezifisch analysiert (Kap. 7.3.2).

Um eine Borverdünnung im Kernbereich beim Stillstand beider Reaktorhauptpumpen automatisch zu unterbinden, wurde 1995 eine Änderung in der Steuerung des Chemie- und Volumregelsystems vorgenommen (Kap. 6.7.6). Im Jahr 2002 wurde eine zusätzliche Störfallvorschrift für den Fall einer unbeabsichtigten Borverdünnung im Kernbereich in den Zuständen "Brennelementwechsel" und

"kalt-abgestellt" in Kraft gesetzt, in der die Vorgehensweise des Personals zur Wahrnehmung und Ursachenermittlung eines Borverdünnungsstörfalls in diesen Anlagezuständen sowie die zu treffenden Massnahmen und deren Wirksamkeitskontrolle ausführlich festgelegt sind.

KKB kommt im Sicherheitsstatusbericht zum Schluss, dass die Schutzziele erfüllt sind.

HSK-Beurteilung

Die HSK stellt fest, dass der Störfall "Fehlerhafte Borverdünnung im Kernbereich" mit konservativen Annahmen und umfassend analysiert wurde. Die durchgeführten Analysen wurden von der HSK nachvollzogen und für in Ordnung befunden. Mit der automatischen Unterbrechung des Verdünnungsvorgangs beim Stillstand beider Reaktorhauptpumpen wird verhindert, dass bei einer Wiederinbetriebnahme der Reaktorhauptpumpen ein unborierter Wasserpfropfen in den Kern gelangt und dort zu einem schnellen Reaktivitätsanstieg und einer unbeabsichtigten Kritikalität führt. Damit wurde die Pendenz P45 aus dem HSK-Gutachten von 1994 erledigt. Mit der Störfallvorschrift, die von der HSK aufgrund eines Vorkommnisses in einer anderen Anlage gefordert wurde, hat KKB dem Betriebspersonal eine zusätzliche Hilfestellung für die Beherrschung einer unbeabsichtigten Borverdünnung zur Verfügung gestellt. Hinsichtlich Einhaltung der Schutzziele schliesst sich die HSK der positiven Bewertung des Betreibers an.

7.3.5 Steuerelementauswurf

Störfallablauf

Ein Auswurf eines einzelnen Steuerelementes aus dem Kern kann durch den Bruch des Gehäuses des zugehörigen Steuerelementantriebs verursacht werden, welcher sich oberhalb des Deckels des Reaktordruckbehälters befindet. Ein Steuerelementauswurf bewirkt eine schnelle Reaktivitätszunahme und eine starke örtliche Störung der Leistungsverteilung. Die Leistungsexkursion wird durch den gleichzeitigen Anstieg der Brennstofftemperatur und die damit verbundene negative Reaktivitätsrückwirkung (Dopplereffekt) abgefangen. Die durch das Signal "Neutronenfluss hoch – Leistungsbereich" ausgelöste Reaktorschnellabschaltung dient der langfristigen Sicherstellung der Unterkritikalität. Durch den defekten Steuerelementantrieb strömt Kühlmittel aus dem Reaktordruckbehälter ins Primärcontainment aus, so dass der Störfall auch als kleiner Kühlmittelverluststörfall zu betrachten ist. Brennstäbe, die während des Störfalls undicht werden, tragen zur Freisetzung radioaktiver Stoffe ins Kühlmittel bei und sind bei der Ermittlung der radiologischen Folgen des Störfalls zu berücksichtigen.

Angaben des Gesuchstellers

Die Untersuchungen des Brennelementlieferanten zum Steuerelementauswurf umfassen eine Analyse des zeitlichen Verhaltens der mittleren Reaktorleistung (1992) und eine Heisskanalanalyse zur Bestimmung der maximalen Brennstofftemperatur und Brennstoffenthalpie (1997). Auf der Grundlage dieser Untersuchungen wurde die Einhaltung der für den Steuerelementauswurf festgelegten Nachweisziele von KKB zyklusspezifisch überprüft. Ein von der HSK im Jahr 1994 definierter, abbrandabhängiger, konservativer Richtwert zur Gewährleistung der Hüllrohrintegrität während eines Reaktivitätsstörfalls wurde ab 1998 zwar in einigen Fällen überschritten; ein von EPRI (Electric Power Research Institute, USA) vorgeschlagenes, alternatives Hüllrohrintegritätskriterium⁸¹ (genannt "Region of Success") wurde aber immer eingehalten. Die HSK hat dieses EPRI-Kriterium, insbesondere für hohe Abbrandwerte, als geeigneter als das HSK-Kriterium jeweils zyklusspezifisch anerkannt (vgl. nachfolgende HSK-Beurteilung).

Die Berechnungen zeigten, dass der Anteil der Brennstäbe, bei denen während eines Steuerelementauswurfs Filmsieden nicht ausgeschlossen werden kann, kleiner ist als 10 %. Bei der Berechnung der radiologischen Auswirkungen des Steuerelementauswurfs werden 10 % der Brennstäbe als beschädigt angenommen.

KKB kommt im Sicherheitsstatusbericht zum Schluss, dass bei einem Steuerelementauswurf die Unterkritikalität durch die Reaktorschnellabschaltung gewährleistet wird. Die Kernkühlung erfolgt durch die Sicherheitseinspeisung sowie durch Bespeisung der Dampferzeuger mit Hilfs-, Not- oder Notstand-Speisewasser. Zur Aktivitätsrückhaltung wird das Containment einschliesslich der Lüftungssysteme des Primärcontainments und des Ringraums während des Störfalls isoliert. Die Integrität des Containments wird durch Sprühung und Umluftkühlung gesichert.

HSK-Beurteilung

Aufgrund experimenteller Untersuchungen an frischen und wenig abgebrannten Brennstäben hat die NRC im Jahre 1974 für Reaktivitätsstörfälle mit schnellen Reaktivitätserhöhungen einen Sicherheitsgrenzwert für die Brennstoffenthalpie von 280 cal/g festgelegt (Kernkühlbarkeitskriterium)^{82,83}. Wird dieser Grenzwert nicht überschritten, so bleibt die Geometrie der Brennstäbe erhalten und die Kernkühlbarkeit ist gewährleistet.

Ebenfalls aufgrund der damaligen experimentellen Ergebnisse wurde der Brennstoffenthalpie-Grenzwert, bei dem eine Hüllrohr-Undichtheit anzunehmen ist, von der NRC auf 170 cal/g festgelegt⁸³ (Hüllrohrintegritätskriterium). Für Druckwasserreaktoren schreiben die US-amerikanischen Richtlinien vor, dass Brennstäbe, bei denen Filmsieden auftritt, als undicht anzunehmen sind.

Die Ergebnisse neuer RIA-Experimente, die ab 1993 in Frankreich, Japan und Russland durchgeführt wurden, haben gezeigt, dass die Brennstoffenthalpiekriterien der NRC zur Erhaltung der Kernkühlbarkeit und der Hüllrohrintegrität für höher abgebrannten Brennstoff zu hoch angesetzt sind. Zudem wurde festgestellt, dass Hüllrohrdefekte in abgebrannten Brennstäben eher durch die mechanische Spannung des sich ausdehnenden Brennstoffs auf das Hüllrohr (d. h. durch mechanische Brennstoff-Hüllrohrwechselwirkung) als durch ungenügende Kühlung der Hüllrohre (Verletzung des DNBR-Sicherheitsgrenzwerts) verursacht werden^{84,85}.

Ende 1994 hatte die HSK die Betreiber der schweizerischen Kernkraftwerke aufgefordert, bei der Analyse von Reaktivitätsstörfällen die neuen Erkenntnisse zu berücksichtigen. Gleichzeitig hatte die HSK mitgeteilt, dass sie den Nachweis für die Einhaltung der Kernkühlbarkeit bei Reaktivitätsstörfällen als erbracht erachtet, wenn lokales Brennstoffschmelzen ausgeschlossen werden kann. Zudem hat die HSK die Anwendung eines vorläufigen, abbrandabhängigen Brennstoffenthalpie-Richtwerts für die Einhaltung der Hüllrohrintegrität vorgeschlagen. Damit hatte die HSK sowohl für das Kernkühlbarkeits- als auch für das Hüllrohrintegritätskriterium die Anwendung abbrandabhängiger Nachweisziele empfohlen. Die Ergebnisse weiterer RIA-Versuche und der Vergleich zwischen den Versuchsbedingungen mit dem in einem Druckwasserreaktor zu erwartenden Ablauf eines Steuerelementauswurfs zeigten, dass das HSK-Hüllrohrintegritätskriterium einen sehr konservativen Richtwert darstellt, der für sehr hohe Abbrände physikalisch zudem nicht mehr sinnvoll ist.

Um die Genehmigungsgrundlagen auf den heutigen Wissensstand zu bringen, beabsichtigt die HSK, diesen Richtwert durch ein weniger konservatives, physikalisch auch bei hohen Abbränden geeignetes Hüllrohrintegritätskriterium zu ersetzen. Obwohl die HSK die Überlegungen, die zur Herleitung des oben erwähnten EPRI-Hüllrohrintegritätskriteriums geführt haben, grundsätzlich akzeptierte, wollte sie auf die Festlegung neuer RIA-Kriterien verzichten und zuwarten, bis international ein Konsens erreicht ist.

Die HSK stellt fest, dass die Brennstoffschmelztemperatur während eines Steuerelementauswurfs gemäss den durchgeführten Analysen und bei den im Bewertungszeitraum im KKB erzielten Abbränden nicht erreicht wird. Die zyklusspezifischen Untersuchungen zeigten zudem, dass der konservative HSK-Richtwert für die Hüllrohrintegrität von 1994 jeweils in weniger als 10% der Brennstäbe verletzt wurde. Damit sind die beim Steuerelementauswurf geltenden Nachweisziele für den Reaktorkern erfüllt. Hinsichtlich Einhaltung der Schutzziele schliesst sich die HSK der positiven Bewertung des Betreibers an.

7.4 Kühlmittelverluststörfälle innerhalb des Containments

Brüche und Lecks an Rohrleitungen des Reaktorkühlkreislaufs innerhalb des Primärcontainments werden als Kühlmittelverluststörfall LOCA (Loss of Coolant Accident) bezeichnet und in den Kap. 7.4.1 und 7.4.2 behandelt.

Bei Kühlmittelverluststörfällen kommt es zu einer zeitweilig verminderten Kühlung der Brennstäbe des Reaktorkerns, welche zum Versagen der Aktivitätsbarriere "Brennstabhüllrohr" führen kann. Ferner wird durch das ausströmende Reaktorkühlmittel die Aktivitätsbarriere "Primärcontainment" belastet.

Die wichtigsten Gegenmassnahmen sind neben der Reaktorschnellabschaltung die Auslösung der Notkühlsysteme, welche den Kühlmittelverlust ergänzen und die Nachzerfallswärme des Reaktorkerns abführen, sowie die Isolation des Containments. Zum Abbau des Drucks im Containment werden das Containment-Umluftsystem und das Containment-Sprühsystem gestartet.

Für Kühlmittelverluststörfälle muss nachgewiesen werden, dass die Kühlbarkeit des Kerns gewährleistet bleibt. Der Nachweis gilt als erbracht, wenn die folgenden, von der NRC festgelegten Kriterien eingehalten werden⁸⁶:

- Maximale Hüllrohrtemperatur: 1204°C
- Maximale totale Hüllrohroxidation: 17% der Hüllrohrwandstärke
- Maximale Wasserstoffproduktion im Kern: 1% der durch die Zirkon-Wasser-Reaktion der Hüllrohre erzeugbaren Menge
- Langfristige Gewährleistung der Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr

Aufgrund der Abbranderhöhungen, die in den vergangenen Jahren durchgeführt wurden, hat die HSK im Jahre 2001 die Interpretation des Oxidationskriteriums präzisiert. Demnach setzt sich die totale Hüllrohroxidation aus der betrieblichen Voroxidation und der störfallbedingten Oxidation zusammen.

Für Kühlmittelverluststörfälle ist ausserdem nachzuweisen, dass Auslegungsdruck und Auslegungstemperatur des Primärcontainments nicht überschritten werden.

Im Jahre 1997 wurden vom BE-Lieferanten, zunächst für KKB 1 mit den neuen Framatome-Dampferzeugern, neue LOCA-Analysen durchgeführt. Diese Analysen wurden 1999 nach dem Dampferzeuger-Ersatz im KKB 2 auch für diesen Block gültig. Der BE-Lieferant setzte dabei sein Rechenprogramm S-RELAP5 ein, welches anhand von experimentellen Daten umfassend validiert worden war. Die Berechnung der Containmentbelastung wurde, wie bisher üblich, von KKB mit dem Rechenprogramm BEZCOCO durchgeführt.

7.4.1 Kleine und mittlere Kühlmittelverluststörfälle

Störfallablauf und Ereigniskategorie

Ein kleiner oder mittlerer Kühlmittelverluststörfall führt zu einem Absinken von Druck und Niveau des Reaktorkühlmittels im Druckhalter und zu einem Druckanstieg im Primärcontainment. Dadurch wird die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst; die Notkühlsysteme werden gestartet, und das Containment wird isoliert. Bei grösseren Lecks kommt es, zusätzlich zur Aktivierung der Sicherheitseinspeise- (SE-) Pumpen, auch zum Einspeisen durch die Druckspeicher. Bei kleinen Lecks sind zur Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr auch die Dampferzeuger erforderlich.

Ereigniskategorie: 2 (Zwischenfall)

Angaben des Gesuchstellers

Im Jahre 1995 wurde der Einstellwert für die Auslösung der Notkühlung resp. Reaktorschnellabschaltung durch "Containment-Überdruck hoch" von 0,26 bar auf 0,13 bar herabgesetzt (Pendez P11 aus dem HSK-Gutachten von 1994). Damit ist auch bei speziellen Leckstörfällen, in deren Verlauf kleine oder mittlere Lecks in einen doppelendigen Bruch übergehen, eine ausreichende Wärmespeicherfähigkeit des Primärcontainments sichergestellt.

Im Jahre 1997 führte der BE-Lieferant Analysen für Kühlmittelverluststörfälle mit mittleren Lecks (400 bis 600 cm² Leckfläche) durch. Diese Analysen ergänzen die vom Reaktorlieferanten analysierten Störfälle mit kleineren Leckflächen (20 bis 180 cm² Leckfläche), bei denen die Hüllrohrtemperaturen unter 450°C bleiben. Die ergänzenden Analysen zeigen, dass trotz zeitweiliger und massiver Freilegung des Kerns die Hüllrohrtemperaturen unter 650°C bleiben, so dass Hüllrohrschäden ausgeschlossen werden können.

Die im Sicherheitsbericht von KKB 2 dokumentierten Analysen des Reaktorlieferanten wurden für die alten (Westinghouse-) Dampferzeuger durchgeführt. Die Ergebnisse dieser Analysen decken jedoch auch die neuen (Framatome-) Dampferzeuger ab, weil in den Analysen die Isolation der Sekundärseite und damit kein sekundärseitiges Abfahren unterstellt wurden.

HSK-Beurteilung

Die Pendenz P11 aus dem HSK-Gutachten von 1994 wurde erledigt. Die im Bewertungszeitraum neu durchgeführten Analysen für Kühlmittelverluststörfälle mit mittleren Lecks ergänzen das bisher betrachtete Spektrum von Leckflächen. Sie zeigen, dass auch bei grösseren Lecks nicht mit Hüllrohrschäden zu rechnen ist.

Die Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen mit kleinen Lecks erfordert eine Abkühlung des Primärkreislaufs über die Dampferzeuger. Zu spätes oder ungenügendes Abkühlen kann dazu führen, dass nach Erschöpfung des BOTA die Hochdruck-Rezirkulation erstellt werden muss. Diese Art der Rezirkulation stellt höhere Ansprüche an das Betriebspersonal und an die Technik und sollte deshalb möglichst vermieden werden. Da bei der Hochdruck-Rezirkulation das radioaktive Kühlmittel auch durch Leitungen ausserhalb des Primärcontainments geführt wird, ist diese Rezirkulationsart auch aus radiologischer Sicht ungünstig. Die Hochdruck-Rezirkulation kann vermieden werden, wenn der Primärkreislauf so schnell wie möglich abgekühlt und damit druckentlastet wird, so dass mit den Niederdruck-Rezirkulationspumpen eingespeist werden kann.

Eine Überprüfung der entsprechenden Störfallvorschriften zeigt, dass das Betriebspersonal erst relativ spät zum Einleiten der Abkühlung aufgefordert wird und dass nicht die maximal erlaubte Abkühlrate von 55 °C/h angestrebt wird.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 30/7.4.1-1: Bis Ende 2004 sind die Störfallvorschriften für Kühlmittelverluststörfälle so zu überarbeiten, dass im Falle kleiner Lecks mit dem Abkühlen resp. Druckabsenken des Primärkreislaufs möglichst rasch begonnen und die maximal zulässige Abkühlrate angestrebt wird.

7.4.2 Grosser Kühlmittelverluststörfall

Störfallablauf und Ereigniskategorie

Der doppelendige Bruch des kalten Strangs einer Reaktorkühlmittel-Hauptleitung ist der hinsichtlich Auswirkungen begrenzende Kühlmittelverluststörfall. Der Reaktorkern wird dabei zeitweise völlig freigelegt und nur von Dampf gekühlt. Durch das Einspeisen von Notkühlwasser aus den Druckspeichern wird der Kern von unten geflutet und schliesslich wieder mit Kühlmittel bedeckt. Für die weitere Nachwärmeabfuhr sorgen die SE-Pumpen und längerfristig die Rezirkulationspumpen.

Während des Störfalls ist mit einer grösseren Anzahl defekter Brennstäbe zu rechnen.

Ereigniskategorie: 3 (Unfall)

Angaben des Gesuchstellers

Die im Jahre 1997 vom BE-Lieferanten neu durchgeführten Analysen zeigen, dass unter konservativen Anfangs- und Randbedingungen, wozu insbesondere der Ausfall einer der drei SE-Pumpen (Einzelfehler) gehört, die maximale Hüllrohrtemperatur unter 930°C bleibt und damit um etwa 120°C niedriger ist als es die Rechnungen des Reaktorlieferanten von 1991 (1050°C) voraussagten.

Eine zusätzliche Analyse des BE-Lieferanten mit realistischen Anfangs- und Randbedingungen, bei der auch die volle Verfügbarkeit des SE-Systems angenommen wurde, ergab eine maximale Hüllrohrtemperatur von ca. 840 °C. Weitere Analysen zeigten, dass der auslegungsüberschreitende Ausfall von zwei der drei SE-Pumpen die maximale Hüllrohrtemperatur nur um ca. 25°C erhöht. Dies ist damit zu erklären, dass zu Beginn des Störfalls die Kühlung hauptsächlich durch die Einspeisung von Notkühlwasser aus den Druckspeichern erfolgt. Nach beendeter Einspeisung aus den Druckspeichern reicht eine SE-Pumpe oder die Notstand-SE-Pumpe aus, um die Kernkühlung zu gewährleisten.

Im Jahre 1998 wurde von KKB das Druck- und Temperaturverhalten des Primärcontainments mit dem Rechenprogramm BEZCOCO neu analysiert. Dabei wurden die vom BE-Lieferanten neu berechneten Massen- und Energiefreisetzung in das Containment zugrunde gelegt. Der maximale Überdruck im Containment ergab sich zu 2,2 bar, was deutlich unter dem Auslegungsüberdruck (früher 2,62 bar, aktuell 3,10 bar, s. Kap. 7.5.1) liegt.

Im Jahre 1995 analysierte KKB den auslegungsüberschreitenden Fall, dass nur Ausrüstungen des Notstandsystems zur Störfallbewältigung zur Verfügung stehen. Zum Druckabbau im Primärcontainment muss somit die Notstandrezirkulationssprühung eingesetzt werden. Es wurde gezeigt, dass auch in diesem Fall Temperatur und Druck im Primärcontainment unter den Auslegungswerten bleiben.

In der Rezirkulationsphase besteht bei fehlender heissseitiger Notkühleinspeisung, das heisst bei ausschliesslichem Betrieb der Notstand-Rezirkulation, die Gefahr einer Boraufkonzentrierung bis hin

zur Borkristallisation. Eine vom Reaktorlieferanten durchgeführte Untersuchung aus dem Jahr 1995 zeigte, dass es dank einer Rückströmung durch den Spalt zwischen RDB-Stützen und Kernmantelstützen nicht zur Borkristallisation kommt.

HSK-Beurteilung

Die neuen Analysen des grossen Kühlmittelverluststörfalls zeigen, dass der Abstand zu den Sicherheitsgrenzwerten für die Kernkühlung und die Containmentbelastung nach wie vor erheblich ist. Des Weiteren wurde nachgewiesen, dass das SE-System eine Kapazität von 3x100% hat. Insbesondere ist die Notstand-SE-Pumpe allein ausreichend, um nach beendeter Einspeisung aus den Druckspeichern die Kernkühlung zu gewährleisten. Die Ausrüstungen im Notstandgebäude reichen auch aus, um die Nachwärme aus dem Containment abzuführen. Damit wurde die Pendeuz P19 aus dem HSK-Gutachten von 1994 erfüllt und von der HSK im April 1996 geschlossen.

Zur Vermeidung einer Borkristallisation in der Rezirkulationsphase ist die Heisseinspeisung nicht erforderlich. Um einer Boraufkonzentrierung entgegen zu wirken, kann über die Not-Kaltfahrleitung aufkonzentriertes Borwasser aus dem Oberen Plenum des RDB abgeführt und durch weniger konzentriertes Borwasser aus dem BOTA ersetzt werden. Daraufhin wurde die Pendeuz P13 aus dem HSK-Gutachten von 1994 im Juni 1996 von der HSK geschlossen.

Eine Teilautomatisierung der Umstellung der Kernkühlung auf die interne Rezirkulation ist aufgrund der von KKB vorgelegten Untersuchungsergebnisse und deren Bewertung durch die HSK nicht erforderlich. Die Störfallvorschriften zur Erstellung der Rezirkulation wurden von KKB überarbeitet. Damit wurde die Pendeuz P14 aus dem HSK-Gutachten von 1994 im November 1997 von der HSK geschlossen.

7.5 Rohrbruch im Frischdampfsystem/Speisewassersystem

Rohrbrüche im Frischdampfsystem führen zu einer Zunahme der sekundärseitigen Wärmeabfuhr und dadurch zu einer Abnahme der Reaktorkühlmittel-Temperatur. Hinsichtlich des Verhaltens von Reaktorkern und Reaktorkühlkreislauf sind sie also als Abkühlungstransienten einzustufen (Kap. 7.2.1). Rohrbrüche im Speisewassersystem bewirken in der Anfangsphase ebenfalls eine Abkühlung des Reaktorkühlkreislaufs, jedoch kommt es danach auch zu einer zeitweiligen Aufwärmung. Falls die Rohrbrüche innerhalb des Primärcontainments eintreten, beanspruchen sie dieses temperatur- und druckmässig, und die Einhaltung entsprechender Auslegungswerte muss nachgewiesen werden.

7.5.1 Bruch einer Frischdampfleitung

Störfallablauf und Ereigniskategorie

Der Bruch wird zwischen dem Durchflussbegrenzer und dem Frischdampf- (FD-) Schnellschlussventil innerhalb des Primärcontainments angenommen. Infolge der massiv erhöhten Dampfentnahme aus anfänglich beiden Dampferzeugern (DE) kühlt sich der Reaktorkühlkreislauf rasch und stark ab, so dass nach wenigen Sekunden die Sicherheitseinspeisung ausgelöst wird. Der rasche Druckabfall auf der Sekundärseite führt zur Isolierung der Frischdampf-Leitungen und zum Stoppen der Hauptspeisewasser-Versorgung, so dass nach einigen Sekunden das weitere Ausdampfen des nicht betroffenen Dampferzeugers beendet ist.

Die starke Abkühlung des Reaktorkühlsystems führt dazu, dass der Reaktor trotz eingefallener Steuerelemente wieder kritisch wird und zeitweilig nukleare Leistung erzeugt. Dank des vom Sicherheits-

einspeisesystem eingespeisten borierten Notkühlwassers wird aber der Reaktor nach kürzerer Zeit dauerhaft unterkritisch.

Der zur gebrochenen Frischdampf-Leitung gehörende Dampferzeuger dampft innerhalb von einigen Minuten vollständig aus. Die Nachwärme wird dann über die FD-Abblaseventile des nicht betroffenen Dampferzeugers abgeführt, der durch Hilfs-, Not- und Notstand-Speisewasser versorgt wird. Dieser Dampferzeuger steht auch bei Versagen eines der beiden FD-Schnellschlussventile für die längerfristige Wärmeabfuhr zur Verfügung.

Durch den Druckanstieg im Primärcontainment wird zuerst das Umluftsystem und später auch das Sprühsystem aktiviert. Diese Systeme bewirken mittelfristig einen Druckabbau im Containment.

Ereigniskategorie: 3 (Unfall)

Angaben des Gesuchstellers

Im Zusammenhang mit dem DE-Wechsel im KKB 1 wurde im Jahre 1993 vom Reaktorlieferanten (Westinghouse) der Bruch der Frischdampf-Leitung neu analysiert. Dies war erforderlich, weil bei den neuen Framatome-DE das sekundärseitige Wasserinventar, die Wärmetauschkapazität und die Bruchfläche der Frischdampf-Leitung (nach dem Durchflussbegrenzer) grösser sind als bei den alten Westinghouse-DE. Die Auswirkungen sind einerseits eine stärkere Abkühlung des Reaktorkühlmittels, wodurch mehr Reaktivität freigesetzt wird, und andererseits eine höhere Massen- und Energiefreisetzung ins (Primär-) Containment, was zu stärkerem Druckaufbau führt.

Die auf das Reaktorverhalten bezogenen Analysen zeigten, dass auch mit den neuen Dampferzeugern Brennelementschäden ausgeschlossen werden können. Die von KKB durchgeführten Containment-Analysen ergaben einen maximalen Störfallüberdruck, der mit 2,52 bar knapp unter dem ursprünglichen Containment-Auslegungsüberdruck von 2,62 bar lag. Dabei wurde der Nominalwert des DE-Füllstands (35% des Engbereichs) zu Grunde gelegt.

Eine erneute Analyse des Frischdampf-Leitungsbruchs erfolgte im Jahre 1998. Das Verhalten von Reaktorkern und Reaktorkühlkreislauf wurde vom BE-Lieferanten berechnet. Der dabei verwendete Uran/MOX-Referenzkern unterschied sich vom Westinghouse-Referenzkern durch eine grössere Reaktivitätsfreisetzung bei Abkühlungstransienten. Nach dem Wiederkritischwerden wurde daher mehr nukleare Leistung erzeugt, was zu einer höheren Massen- und Energiefreisetzung ins Containment führte. Der DE-Füllstand wurde konservativ hoch (45% des Engbereichs statt 35%) angesetzt.

Die anschliessende Berechnung des Druckverlaufs im Containment mit dem Rechenprogramm BEZCOCO durch KKB führte unter konservativen Anfangsbedingungen im Containment zu einem maximalen Störfallüberdruck von 2,91 bar und damit zur Überschreitung des ursprünglich festgelegten Auslegungsüberdrucks (2,62 bar).

Durch eine Überprüfung der Festigkeitsanalyse des Primärcontainments wurden Reserven aufgezeigt, aufgrund derer ein höherer Auslegungsüberdruck für das Primärcontainment nachgewiesen werden konnte. Nach der entsprechenden Freigabe durch die HSK im Jahre 2000 wurde der Auslegungsüberdruck des Primärcontainments neu auf 3,1 bar festgelegt (Kap. 6.6).

Bei der Sicherheitsüberprüfung des rechnergestützten Reaktorschutzsystems zeigte sich, dass beim postulierten Ausfall einer der beiden Diversitätsgruppen im ungünstigsten Fall, bei dem die Frischdampfisolierung erst durch das Signal "Frischdampfdruck tief" des Notstandsystems erfolgt, der neu festgelegte Auslegungsüberdruck gerade erreicht wird.

HSK-Beurteilung

Die HSK stellt fest, dass der Frischdampf-Leitungsbruch für die neuen Dampferzeuger umfassend und mit konservativen Annahmen analysiert wurde.

Die im Jahre 1998 durchgeführte Analyse des BE-Lieferanten zum Verhalten von Reaktorkern und Reaktorkühlkreislauf basiert auf fortgeschrittenen Rechenprogrammen. Dabei wurde das Kernverhalten mit einem dreidimensionalen, neutronisch-thermohydraulisch gekoppelten Programmsystem berechnet. Die Randbedingungen der Analyse wurden so gewählt, dass eine möglichst grosse und schnelle Energiefreisetzung aus dem betroffenen Dampferzeuger in das Primärcontainment erfolgt. Die Analyse des Kernverhaltens zeigt, dass es auch im Fall des Uran/MOX-Referenzkerns, der sich durch eine höhere Leistungserzeugung nach dem Wiederkritischwerden auszeichnet, nicht zu Brennstab-Hüllrohrschäden kommt. Vom Betreiber ist noch zu prüfen, ob die Analyse aus dem Jahr 1998 die Langzeitstrategie für den Brennstoffeinsatz (6-Regionen-Referenzkern, Jahreszyklen) abdeckt; gegebenenfalls ist eine Neuanalyse durchzuführen und in den Sicherheitsbericht aufzunehmen (PSÜ-Pendenz PSÜ-P 32/7.10-1).

Hinsichtlich des Druckaufbaus im Primärcontainment ist der Frischdampf-Leitungsbruch der begrenzende Störfall. Die diesbezüglichen Analysen sind als sehr konservativ zu bewerten, sowohl hinsichtlich des anfänglichen DE-Inventars und der Energiefreisetzung ins Primärcontainment als auch hinsichtlich der Anfangswerte von Druck und Temperatur im Primärcontainment. Der Auslegungsüberdruck des Primärcontainments wird eingehalten.

7.5.2 Bruch einer Speisewasserleitung

Störfallablauf und Ereigniskategorie

Es wird der doppelendige Bruch einer Hauptspeisewasser-Leitung im ca. ein Meter langen Leitungsstück zwischen Dampferzeuger und Rückschlagventil unterstellt. Der Bruch ist somit nicht absperrbar. Infolge des Bruchs wird zunächst die Bespeisung beider Dampferzeuger unterbrochen. Aus dem betroffenen Dampferzeuger strömt anfangs ein Wasser-Dampf-Gemisch und später nur Dampf ins Primärcontainment. Durch tiefen Dampferzeuger-Füllstand wird die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Für die Bespeisung der Dampferzeuger stehen prinzipiell die Hilfs-, Not- und Notstand-Speisewassersysteme zur Verfügung. In den Analysen wird konservativ angenommen, dass die Bespeisung nur durch das Notstand-Speisewasser erfolgt. Der betroffene Dampferzeuger dampft vollständig aus und kühlt dabei den Reaktorkühlkreislauf rasch ab. Der Reaktor wird wieder kritisch und erzeugt zeitweilig nukleare Leistung.

Durch den Druckaufbau im Primärcontainment wird die Sicherheitseinspeisung ausgelöst, die FD-Leitungen werden isoliert, die Speisewasser-Regelventile geschlossen und die Hauptspeisewasser-Pumpen gestoppt. Die Sicherheitseinspeisung fördert Borwasser in den Reaktorkühlkreislauf, wodurch der Reaktor schliesslich wieder unterkritisch wird. Von entscheidender Bedeutung für den Störfallablauf ist die Frage, wie rasch und in welchem Ausmass eine wirksame Bespeisung des vom Bruch betroffenen DE wiederhergestellt wird.

Der doppelendige Bruch einer Hilfsspeisewasserleitung verläuft ähnlich wie der doppelendige Bruch einer Hauptspeisewasserleitung. Allerdings ist die Abkühlung des Reaktorkühlsystems weniger stark, so dass der Reaktor nicht wieder kritisch wird.

Ereigniskategorie: 3 (Unfall)

Angaben des Gesuchstellers

Im Zusammenhang mit dem DE-Wechsel im KKB 1 wurde im Jahre 1993 vom Reaktorlieferanten die bisherige Analyse des Bruchs der Hauptspeisewasserleitung (Westinghouse-DE) überprüft. Dies war erforderlich, weil bei den neuen Framatome-DE das sekundärseitige Wasserinventar und die Wärmetauschkapazität grösser sind, die Bruchfläche der Speisewasser-Leitung allerdings kleiner ist als bei den alten Westinghouse-DE. Die Überprüfung ergab, dass die bisherige Analyse auch für die Framatome-DE abdeckend ist. Allerdings war im Rahmen der bisherigen Analyse vor Ablauf von 30 Minuten ein Eingriff des Betriebspersonals (Umleitung des Hilfsspeisewassers zum intakten DE) nötig, um Brennstabschäden zu verhindern. Für das Leitungsstück zwischen Dampferzeuger und Rückschlagventil hatte der Betreiber einen Nachweis für den Bruchausschluss eingereicht, den die HSK jedoch nicht akzeptierte.

Daraufhin wurde im Jahre 1997 der doppelendige Bruch einer Hauptspeisewasserleitung zwischen Dampferzeuger und Rückschlagventil vom BE-Lieferanten für die alten Westinghouse-DE von KKB 2 realistischer, aber trotzdem konservativ analysiert. Dabei wurde angenommen, dass lediglich das Notstand-Speisewassersystem zu Verfügung steht. Nach dem Ausdampfen des vom Bruch betroffenen DE wird aufgrund der komplexen Strömungsverhältnisse im DE-Fallraum die Bespeisung dieses DE erst nach etwa 20 Minuten wirksam, so dass Druck und Temperatur des Reaktorkühlmittels abnehmen. Der intakte DE, der aufgrund der hydraulischen Verhältnisse nicht mit Notstand-Speisewasser bespeist wird, trägt nur wenig zur Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlsystem bei. Die Analyse zeigte, dass in den ersten 30 Minuten keine Eingriffe des Betriebspersonals erforderlich sind.

Die Übertragbarkeit der Analyseergebnisse auf die neuen DE von Framatome beruht auf ingenieurmässigen Abschätzungen. Ausgehend von den grösseren Abmessungen des Fallraums bei den Framatome-DE und der günstigeren konstruktiven Gestaltung der Einspeiseleitungen für Haupt-, Hilfs-, Not- und Notstand-Speisewasser wird gefolgert, dass die DE-Bespeisung rascher wirksam wird als bei den Westinghouse-DE.

Im HSK-Gutachten von 1994 wurde KKB aufgefordert, den doppelendigen Bruch einer Hilfsspeisewasserleitung im ca. zwei Meter langen Leitungsstück zwischen Rückschlagventil im Containment und Dampferzeuger zu analysieren resp. einen Bruchausschlussnachweis vorzulegen (Pendenz P43). Dazu wurden von KKB im Jahre 1997 Störfallanalysen des BE-Lieferanten eingereicht. In diesen Analysen wurde vorausgesetzt, dass kein Hilfsspeisewasser verfügbar ist. Aufgrund der Druckverhältnisse wird der intakte Dampferzeuger weder mit Notspeisewasser noch mit Notstand-Speisewasser versorgt. Ziel der Analysen war die Ermittlung der Ausdampfzeiten der DE, um beurteilen zu können, wie viel Zeit dem Betriebspersonal für Handmassnahmen zur Verfügung steht.

Die Analyseergebnisse zeigen, dass im Falle verzögerter Frischdampf-Isolation der intakte DE nach etwa 10 Minuten vom Leck getrennt wird und der betroffene DE nach ca. 15 Minuten ausgedampft ist. Das im intakten DE verbleibende Wasser reicht jedoch aus, um die Nachwärmeleistung für mehr als 30 Minuten abzuführen. Ohne Handeingriffe wäre der intakte DE nach ca. 53 Minuten vollständig ausgedampft. Falls das Betriebspersonal in den ersten 30 Minuten nicht eingreift, verbleiben noch etwa 23 Minuten, um durch Handmassnahmen die Bespeisung des intakten DE mit Hilfs-, Not- oder Notstand-Speisewasser zu ermöglichen.

HSK-Beurteilung

Die HSK hat die im Bewertungszeitraum durchgeführten Analysen zu Brüchen der Haupt- und der Hilfsspeisewasser-Leitung umfassend überprüft. Die Randbedingungen und Modellvorstellungen, auf deren Grundlage die Analysen konservativ abdeckend, jedoch unter Berücksichtigung der Bespei-

sung des betroffenen Dampferzeugers, durchgeführt werden sollten, wurden vorgängig mit der HSK abgestimmt und von ihr akzeptiert. Die HSK kommt zum Schluss, dass die Analysen den gestellten Anforderungen genügen.

Die Analysen zeigen, dass das Notstand-Speisewassersystem (oder an seiner Stelle das gleich ausgelegte Notspeisewassersystem) imstande ist, den Reaktor nach dem Bruch der Hauptspeisewasser-Leitung längerfristig in einen stabilen Zustand zu überführen. Eine ausreichende Kühlung der Brennelemente ist gewährleistet, so dass Brennelementschäden ausgeschlossen werden können. Eine zusätzliche Untersuchung im Rahmen der Errichtung des Notspeisewassersystems (Kap. 6.7.4.2) zeigte, dass es nicht zu einer unzulässigen Unterkühlung des Reaktorkühlkreislaufs kommt, falls Hilfs-, Not- und Notstand-Speisewassersysteme gleichzeitig in beide Dampferzeuger einspeisen.

Insgesamt zeigen die Analysen, dass im nicht absperrbaren Bereich zwischen dem Dampferzeugerstutzen und dem Rückschlagventil sowohl der Bruch einer Hauptspeisewasser-Leitung als auch derjenige einer Hilfsspeisewasser-Leitung beherrscht werden können, ohne dass in den ersten 30 Minuten des Störfallablaufs das Betriebspersonal eingreifen muss. Damit entfällt die Notwendigkeit eines Bruchausschlusses für den genannten Rohrleitungsbereich, und die Pendenz P43 konnte 1997 geschlossen werden.

Hinsichtlich des Druckaufbaus im Primärcontainment sind Speisewasser-Leitungsbrüche weniger schwerwiegend als der Frischdampf-Leitungsbruch, weil das aus der Bruchstelle ausströmende Medium (Wasser-Dampf-Gemisch oder Dampf) eine wesentlich kleinere Enthalpie hat als der Dampf beim Frischdampf-Leitungsbruch.

Die neuen Dampferzeuger von Framatome wurden bisher bei der Beurteilung der Speisewasserleitungsbrüche nur mit ingenieurmässigen Abschätzungen berücksichtigt, was die HSK als nicht ausreichend erachtet. Eine Analyse für die neuen Dampferzeuger ist durchzuführen und im Sicherheitsbericht zu dokumentieren (*PSÜ-Pendenz PSÜ-P 32/7.10-1*).

7.6 Dampferzeuger-Heizrohrbruch

Störfallablauf und Ereigniskategorie

Beim DE-Heizrohrbruch tritt radioaktives Reaktorkühlmittel aus dem Reaktorkühlkreislauf über die Bruchstelle in den Sekundärkreislauf über. Es sind deshalb Massnahmen einzuleiten, um eine Freisetzung von sekundärseitigem Wasser/Dampf in die Umgebung oder in Anlagenräume zu begrenzen resp. möglichst zu vermeiden. Dazu gehört auch die Vermeidung eines Überfüllens des betroffenen Dampferzeugers.

Beim doppelendigen Bruch eines DE-Heizrohres kann das Volumenregelsystem den Verlust von Reaktorkühlmittel nicht kompensieren, so dass das Kühlmittelniveau im Druckhalter sinkt und der Druck im Reaktorkühlsystem abnimmt. Durch den fallenden Druck werden zuerst die Reaktorschnellabschaltung und danach die Notkühlung ausgelöst. Dadurch kommt es einerseits zum Turbinenschnellschluss, andererseits zum Abschalten der Hauptspeisewasserpumpen und zum Start der Hilfsspeisewasserpumpen. Dem Turbinenschnellschluss folgt eine rasche Druckzunahme in den Dampferzeugern, die durch das Ansprechen von Abblaseventilen, evtl. auch durch das Öffnen der DE-Sicherheitsventile, begrenzt wird. Die Störfallvorschriften verlangen vom Betriebspersonal frühzeitig (nach ca. 10 Minuten) Massnahmen wie die Isolation des defekten DE, das Abkühlen der Anlage und schliesslich auch eine Abschaltung der Notkühl- (SE-) Pumpen, um eine Überfüllung des betroffenen DE zu vermeiden. Bei der Störfallanalyse wird als Einzelfehler angenommen, dass un-

mittelbar nach Beginn der Massnahmen zur Isolation des defekten Dampferzeugers dessen Abblaseventil fehlerhaft vollständig öffnet und danach für 20 Minuten offen bleibt.

Ereigniskategorie:

- bei normaler Reaktorkühlmittel-Aktivität: 1 (Betriebsstörung)
- bei erhöhter Reaktorkühlmittel-Aktivität: 2 (Zwischenfall)

Ein DE-Heizrohrbruch ist bisher in keinem der beiden Blöcke aufgetreten.

Angaben des Gesuchstellers

Im Zusammenhang mit Untersuchungen über eine mögliche Leistungserhöhung hatte der Reaktorlieferant im Jahre 1992 den DE-Heizrohrbruch für eine Reaktorleistung von 115% analysiert. Dabei wurden die engeren Heizrohre der Framatome-DE zugrunde gelegt, was einen im Vergleich zu den Westinghouse-DE kleineren Leckmassenstrom zur Folge hat. Der Nominalwert des DE-Füllstands wurde jedoch höher als real angesetzt (40% statt 35% des Engbereichs). Auch die mittlere Reaktorkühlmittel-Temperatur entsprach nicht den realen Betriebsbedingungen der Framatome-DE.

Anlässlich des DE-Ersatzes im KKB 1 (1993) beurteilte der Reaktorlieferant den DE-Heizrohrbruch neu. Dabei ging er von der vorstehend erwähnten Analyse aus und bewertete die Einflüsse einer niedrigeren Reaktorleistung (100%), eines tieferen DE-Füllstands (35%), einer um ca. 2,6°C niedrigeren mittleren Reaktorkühlmittel-Temperatur und einer niedrigeren Nachzerfallswärmeleistung. Die niedrigeren Werte von Reaktorleistung und DE-Füllstand führen insgesamt zu einer um ca. 2% kleineren anfänglichen Wassermasse im DE, was hinsichtlich DE-Überfüllung günstig ist. Die Reduktion der mittleren Reaktorkühlmittel-Temperatur bewirkt eine Erhöhung des Leckmassenstroms um etwa 1%. Andererseits führt die geringere Nachzerfallswärmeleistung zu einer rascheren Druckabnahme im Reaktorkühlkreislauf und damit zu einem geringeren Leckmassenstrom. Gemäss Beurteilung des Reaktorlieferanten kann auch mit den vorstehend genannten, veränderten Randbedingungen eine DE-Überfüllung ausgeschlossen werden.

Im Gutachten von 1994 verlangte die HSK eine Überprüfung der Störfallvorschriften und der Störfallinstrumentierung sowie der Möglichkeit einer Teilautomatisierung von Massnahmen zur Störfallbeherrschung (Pendenz P44). KKB legte dazu im Jahre 1995 einen vom Reaktorlieferanten erstellten Bericht vor. Dieser Bericht zeigte, dass die kritische Phase der Störfallbeherrschung in der Feststellung des DE-Heizrohrbruchs und in der Identifizierung des betroffenen DE liegt. Der Gewinn durch eine automatische Isolierung des Hilfsspeisewassers wurde als gering ausgewiesen.

Im Jahre 1996 wurden in beiden Blöcken N16-Aktivitätsmonitore in den FD-Leitungen installiert, was die Detektierbarkeit eines DE-Heizrohrbruchs oberhalb ca. 30% Leistung erleichtert (Kap. 6.5.1).

In der Pendenz P30a aus dem HSK-Gutachten von 1994, die sich mit der Störfallbeherrschung ohne RDB-Niveauanzeige befasste, wurde speziell der DE-Heizrohrbruch erwähnt (Kap. 6.8.4). Die im Rahmen dieser Pendenz von KKB und dem Reaktorlieferanten durchgeführten Untersuchungen zeigten, dass auch im Falle des DE-Heizrohrbruchs die gemessene Kernaustrittstemperatur eine vom Betriebspersonal gut interpretierbare Anzeige für ungenügende Kernkühlung ist. Sie ermöglicht sowohl Trendaussagen als auch die Erkennung des Erfolgs der Wiedereinspeisung.

HSK-Beurteilung

Der DE-Heizrohrbruch ist ein im Ablauf komplizierter Auslegungsstörfall, dessen Beherrschung hohe Anforderungen an das Betriebspersonal stellt und der hinsichtlich radiologischer Auswirkungen zu den limitierenden Störfällen gehört (Kap. 7.9.2.1).

KKB hat im Bewertungszeitraum Möglichkeiten einer Teilautomatisierung untersucht und kam zum Schluss, dass diese nur einen geringen Vorteil bei der Störfallbeherrschung bringt und ausserdem mit sicherheitstechnischen Nachteilen verbunden ist. Nach eingehender Prüfung akzeptierte die HSK im Jahre 1997 den von KKB beantragten Verzicht auf eine Teilautomatisierung zur Störfallbeherrschung.

Die in den FD-Leitungen beider Blöcke installierten N16-Aktivitätsmonitore ermöglichen eine rasche Anzeige und die Quantifizierung allfälliger DE-Heizrohrleckagen. Damit kann die Entwicklung von rissbedingten Leckagen verfolgt und bei Erreichen einer Alarmschwelle, d.h. noch vor dem Eintreten eines Heizrohrbruchs, die Anlage zur Heizrohrreparatur abgefahren werden. Die HSK-Forderung aus dem Gutachten von 1994 wurde damit erfüllt und die Pendeuz P44 geschlossen.

Die im Sicherheitsbericht von KKB 2 dokumentierten Analysen berücksichtigen nicht die aktuellen Betriebsbedingungen der Framatome-DE. Ausserdem enthält dieser Bericht keine Analyse für den hinsichtlich DE-Überfüllung limitierenden Nulllastzustand. Die HSK verlangt deshalb entsprechend aktualisierte resp. ergänzende Analysen des DE-Heizrohrbruchs und deren Dokumentation im Sicherheitsbericht (*PSÜ-Pendeuz PSÜ-P 32/7.10-1*).

7.7 Systemübergreifende interne Einwirkungen

Systemübergreifende interne Einwirkungen können mehrere Betriebs- und Sicherheitssysteme gleichzeitig beeinträchtigen. Bei Brüchen hochenergetischer Rohrleitungen (Reaktorkühlmittel-Hauptleitung, Frischdampf- oder Speisewasserleitung), die als Auslegungsstörfälle in den Kap. 7.4 und 7.5 behandelt wurden, kann es im Einwirkungsbereich der Brüche ebenfalls zu Gefährdungen sicherheitsrelevanter Einrichtungen kommen.

Neue Erkenntnisse ergaben sich im Bewertungszeitraum bei folgenden systemübergreifenden internen Ereignissen:

- anlageinterne Überflutung
- Brand

7.7.1 Auswirkungen von Brüchen hochenergetischer Rohrleitungen auf benachbarte Systeme

Störfallablauf und Ereigniskategorie

Ein Querbruch oder grossflächiger Längsriss ist erfahrungsgemäss eine sehr unwahrscheinliche Art des Versagens einer klassierten und regelmässig geprüften Leitung. Trotzdem werden Brüche der genannten Art als Auslegungsbasis für das Containment und die Notkühlsysteme postuliert, da sie eine klare obere Grenze für die Grösse eines Kühlmittelverlustes darstellen.

Als direkte Auswirkungen dieser Brüche sind u.a. Druckkräfte, hohe Temperatur, die Strahlwirkung des ausströmenden Mediums und Rohrausschlagskräfte zu berücksichtigen.

Ereigniskategorie: 3 (Unfall)

Angaben des Gesuchstellers

Um Brüchen hochenergetischer Rohrleitungen vorzubeugen, wurden im Bewertungszeitraum Durchstrahlungsprüfungen an Frischdampf- und Speisewasserleitungen durchgeführt.

Zur Beherrschung der Auswirkungen von Brüchen hochenergetischer Rohrleitungen hat KKB im Bewertungszeitraum aufgrund von Forderungen aus dem HSK-Gutachten von 1994 (Pendenz P7a) folgende Massnahmen getroffen:

- Incore-Instrumentierungsleitungen, die infolge Strahleinwirkung aus einem Leck der benachbarten Druckhalter-Sprühleitung gefährdet waren, wurden durch Einbau einer Schutzplatte geschützt.
- Dampferzeuger-Messleitungen, die infolge Rohrausschlags der Druckhalter-Ausgleichsleitung gefährdet waren, wurden im Zuge des DE-Wechsels aus dem gefährdeten Bereich in den DE-Turm verlegt.

Für Steuerluftleitungen aus Kupfer konnte experimentell gezeigt werden, dass sie den Einwirkungen eines Dampfstrahls mit Temperaturen bis zu 300°C standhalten.

Für die Reaktorkühlmittel-Hauptleitungen, einschliesslich der Reaktorhauptpumpen-Gehäuse, hat die HSK im Jahre 1999, gestützt auf bruchmechanische Nachweise und auf Leckdetektionsmöglichkeiten im Containment, das Leck-vor-Bruch-Verhalten akzeptiert (Kap. 6.5.3). Hinsichtlich der mechanischen Folgen des Bruchs einer Reaktorkühlmittel-Hauptleitung ist somit nicht mehr der vollständige, doppelendige Abriss (2F-Bruch) dieser Leitung zu unterstellen. Statt eines Rohrausschlags mit Strahlwirkung sind nunmehr lediglich die Wirkungen eines Leckstrahls (Leckfläche maximal 0,1F) aus Teilen des Reaktorkühlsystems zu betrachten. Falls diese zu Schäden an Kühlwassersystemen führen sollten, würde das Betriebspersonal anhand zweier im Jahre 1999 in Kraft gesetzter Störfallvorschriften eingreifen. Diese Vorschriften behandeln das Vorgehen bei Folgeschäden an einer Leitung des Primären Nebenkühlwassersystems resp. des Primären Zwischenkühlwassersystems im Primärcontainment.

HSK-Beurteilung

Im Bewertungszeitraum wurde die Beherrschung der Auswirkungen von Brüchen hochenergetischer Rohrleitungen durch Nachrüstungen verbessert, und zusätzliche Berechnungsnachweise wurden erbracht. Damit wurde die Pendenz P7a des HSK-Gutachtens von 1994 erfüllt. Weitere Forderungen haben sich im Bewertungszeitraum nicht ergeben.

7.7.2 Anlageinterne Überflutung

Störfallablauf und Ereigniskategorie

Anlageinterne Überflutungen können sich aus Rohrbrüchen oder Lecks an wasser- oder dampfführenden Rohrleitungen ergeben und sicherheitsrelevante Ausrüstungen gefährden.

Im Hinblick auf eine mögliche anlageinterne Überflutung im Reaktorgebäude, in Nebengebäuden oder im Maschinenhaus werden im Sicherheitsbericht von KKB 2 u.a. folgende Ereignisse untersucht, die der Ereigniskategorie 3 (Unfall) zugeordnet werden:

- Bruch einer Rohrleitung des Primären Nebenkühlwassersystems im Maschinenhaus, in Nebengebäuden oder im Primärcontainment

- Bruch einer Rohrleitung im Notstandgebäude (z.B. Druckspeicher-Einspeiseleitung, BOTA-Saugleitung)
- Bruch einer Reaktorkühlmittel-, einer Frischdampf- oder einer Speisewasserleitung im Primärcontainment
- Leitungsbrüche in den Nebengebäuden sowie im 6-kV-Schaltanlagenraum

Bei einer Überflutung des 6-kV-Schaltanlagenraumes käme es zum Ausfall der Wechselstromversorgung der Stränge 21 bis 24. Bei einem Leitungsbruch im Maschinenhaus kann der Pumpengarten überflutet werden, was zum Ausfall der Neben- und Zwischenkühlwassersysteme führt.

Bei Brüchen im Maschinenhaus oder in den Nebengebäuden wird das Notstandsystem nicht beeinflusst, so dass es bei Bedarf zum Abfahren der Anlage verfügbar ist. Bei einer Überflutung im Notstandgebäude kann der Reaktor mit den funktionstüchtig bleibenden Betriebs- und Sicherheitssystemen abgefahren werden. Leitungsbrüche im Primärcontainment gehören zu den Auslegungsstörfällen und sind deshalb zum Teil mit überfluteten Ausrüstungen beherrschbar.

Angaben des Gesuchstellers

Im Rahmen der Bearbeitung der Pendeuz P20 aus dem HSK-Gutachten von 1994 wurden die in den 6-kV-Schaltanlagenräumen beider Blöcke befindlichen hochenergetischen Haupt- und Hilfsspeisewasserleitungen mitsamt den Hilfsspeisewasserpumpen mit druckfesten Kabinen umgeben, die auch über entsprechende Entlastungsöffnungen zum Maschinenhaus verfügen. Durch diese Nachrüstung ist die Möglichkeit einer internen Überflutung in den 6-kV-Schaltanlagenräumen weggefallen.

Die Auswirkungen anlageinterner Überflutungen wurden auch im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) aus dem Jahr 2000 untersucht (Kap. 8.1.4.3).

HSK-Beurteilung

Mit den im Bewertungszeitraum getroffenen Massnahmen wurde die Beherrschbarkeit von anlageinternen Überflutungen verbessert. Bei überflutungsbedingtem Ausfall von sicherheitsrelevanten Komponenten kann die Anlage notfalls mit dem Notstandsystem in einen sicheren Zustand überführt werden.

Der Abschluss der Pendeuz P20 wurde im August 1999 von der HSK bestätigt. Die Beurteilung anlageinterner Überflutungen im Rahmen der PSA erfolgt im Kap. 8.1.4.3.

7.7.3 Brand

Störfallablauf

Das Kraftwerk muss so ausgelegt sein, dass bei einem Brand in der Anlage der Personenschutz und die Schutzziele der Anlage gewährleistet sind. Eine wichtige Brandschutzmassnahme besteht in der Unterteilung der Anlage in Brandabschnitte (Kap. 6.11), die so gewählt werden, dass die genannten Zielsetzungen eingehalten werden können. Ausser der räumlichen Trennung kommen auch technische und organisatorische Brandschutzmassnahmen zum Einsatz.

Angaben des Gesuchstellers

Aufgrund der Untersuchungen im Rahmen der Erfüllung der Pendeuz P31 aus dem HSK-Gutachten von 1994 wurden im Primärcontainment in den Jahren 1996 (KKB 1) und 1997 (KKB 2) die Motoren der Reaktor-Hauptpumpen mit Ölauffanggehäusen umgeben, um allfällig austretendes Schmieröl auffangen und ableiten zu können und somit einen Ölbrand am heissen Pumpengehäuse zu verhindern.

Im Rahmen der gleichen Pendeuz wurden im Berichtszeitraum risiko- und schutzzielorientierte Untersuchungen zu Bränden im Containment durchgeführt. Es konnte gezeigt werden, dass bei einem Brand im Containment die Reaktorabschaltung gewährleistet ist und die Anlage sicher abgekühlt werden kann. Bei den Untersuchungen wurden jedoch auch einige Defizite gegenüber den brandschutztechnischen Anforderungen festgestellt. Zur Beseitigung dieser Defizite wurden Massnahmen geplant, deren Umsetzung über den Berichtszeitraum hinausgeht: Diese Massnahmen wurden in den Jahren 2002 (KKB 1) resp. 2003 (KKB 2) realisiert.

Im Bewertungszeitraum ereigneten sich vier Brände mit Bagatelldarakter (Kap. 6.11).

HSK-Beurteilung

Die im Bewertungszeitraum getroffenen Brandschutzmassnahmen werden im Kap. 6.11 detailliert bewertet. Insgesamt ist festzustellen, dass mit den getroffenen Massnahmen das Risiko von anlage-internen Bränden im Containment verringert und deren Beherrschbarkeit verbessert wurde.

7.8 Externe Ereignisse

Externe Ereignisse können mehrere Betriebs- und Sicherheitssysteme gleichzeitig beeinträchtigen. In der Richtlinie HSK-R-100 wird das Erdbeben als typisches Beispiel für externe Ereignisse genannt, gegen die bei der Auslegung Vorsorgemassnahmen getroffen werden müssen. Wie gross der Schutz der Anlage gegen externe Ereignisse tatsächlich ist, wird mittels der probabilistischen Sicherheitsanalyse umfassend untersucht (Kap. 8).

Im Rahmen der Auslegung des KKB wurden Vorsorgemassnahmen gegen folgende externe Ereignisse getroffen:

- Erdbeben
- Weitere naturbedingte Ereignisse (Blitzschlag, externe Überflutung, Verlust der Stauhaltung)

Der Flugzeugabsturz wurde beim Bau des KKB, wie damals weltweit üblich, nicht als Lastfall berücksichtigt. Die Richtlinie HSK-R-102, die Auslegungskriterien gegen die Folgen von Flugzeugabsturz enthält, gilt für Neuanlagen, die nach 1986 erbaut wurden. Trotzdem wird in diesem Kapitel vor dem Hintergrund der Terroranschläge in den USA vom 11. September 2001 der im KKB vorhandene Schutz gegen Flugzeugabsturz zusammenfassend bewertet (Kap. 7.8.4).

Der Schutz der Anlage gegen "Einwirkungen Dritter" ist nicht Gegenstand dieser Stellungnahme (Kap. 7.1).

Zur Verbesserung des Schutzes gegen externe Ereignisse ist das Notstandssystem nachgerüstet und in den Jahren 1992 (KKB 2) resp. 1993 (KKB 1) in Betrieb genommen worden.

7.8.1 Störfallanalysen

Angaben des Gesuchstellers

KKB verweist auf den Sicherheitsbericht von KKB 2. Dieser enthält Analysen von zwei Störfällen, die im Rahmen der Auslegung umhüllend dem Nachweis einer ausreichenden Wirksamkeit des Notstandsystems zur Beherrschung externer Ereignisse dienen:

- Ausfall des Hauptspeisewassers mit gleichzeitigem Turbinenschnellschluss
- Bruch beider Frischdampfleitungen ausserhalb des Reaktorgebäudes

Beide Störfälle sind der Ereigniskategorie 3 (Unfall) zugeordnet.

HSK-Beurteilung

Bei externen Ereignissen, z.B. einem stärkeren Erdbeben (Sicherheitserdbeben), ist mit einem sofortigen Ausfall der externen Stromversorgung und mit dem Lastabwurf oder dem Schnellschluss beider Turbinen zu rechnen. Als ein massgebender Störfall für die Auslegung des Notstand-Speisewassersystems war daher im Jahre 1987 der Ausfall des Hauptspeisewassers mit gleichzeitigem Turbinenschnellschluss analysiert worden. Es wurde angenommen, dass weder das Hilfs- noch das später nachgerüstete Notspeisewassersystem verfügbar ist und dass auch die Frischdampf-Abblaseventile ausgefallen sind. Die Analyse zeigte, dass die Nachwärmeabfuhr gewährleistet ist und ein unzulässiger Überdruck im Reaktorkühlsystem vermieden wird. Eine Abgabe von Wasser-Dampf-Gemisch über die dafür nicht qualifizierten, ursprünglichen Entlastungsventile am Druckhalter (Power Operated Relief Valves, PORVs) wird ebenfalls vermieden.

Die vorstehend genannte, im Sicherheitsbericht von KKB 2 dokumentierte Analyse ist aus verschiedenen Gründen nicht mehr aktuell. Zum einen wurde die ursprüngliche Ventilkonfiguration am Druckhalter und nicht die 1988 eingebauten Druckhalter-Sicherheitsventile (SEBIM-Ventile) berücksichtigt. Zum anderen erfolgte die Analyse für 115% Reaktorleistung und die alten (Westinghouse-) Dampferzeuger. Im Zusammenhang mit dem DE-Wechsel wurde keine neue Analyse durchgeführt. Von KKB wurde im Juli 2003 eine aktualisierte Analyse eingereicht, die von der HSK positiv beurteilt wurde. Diese Analyse ist bei der nächsten Revision des Sicherheitsberichts in diesen aufzunehmen (*PSÜ-Pendenz PSÜ-P 32/7.10-1*).

Bei externen Ereignissen ist im ungünstigsten Fall anzunehmen, dass alle Ausrüstungen und Strukturen, die sich ausserhalb des Reaktor-, des Notstand- und des BOTA-Gebäudes befinden, nicht geschützt sind; sie werden somit in den Analysen als ausgefallen betrachtet. Daher war als ein massgebender Störfall für die Auslegung des Notstandsystems der Bruch beider Frischdampfleitungen ausserhalb des Reaktorgebäudes analysiert worden, wobei unterstellt wurde, dass die nicht geschützten FD-Isolationsventile offen stehen bleiben (nicht absperrbarer Bruch). Die Analyse dieser gravierenden Abkühlungstransiente (vgl. Kap. 7.5.1) diente dem Nachweis einer ausreichenden Zufuhr von boriiertem Notkühlwasser mit der im Notstandgebäude befindlichen Sicherheitseinspeisepumpe. Die Analyse zeigte, dass es trotz zeitweiligem Wiederkritischwerden des Reaktors nicht zu Brennstabschäden kommt.

Im Zusammenhang mit dem DE-Wechsel bei KKB 1 hat der Reaktorlieferant die vorstehend genannte Analyse im Jahre 1993 aktualisiert; sie wurde nach dem DE-Wechsel bei KKB 2 auch für diesen Block gültig und ist heute noch so im Sicherheitsbericht von KKB 2 dokumentiert. Eine weitere Analyse erfolgte im Jahre 1997 durch den BE-Lieferanten im Zusammenhang mit dem Übergang auf 18-Monate-Zyklen im KKB 1. Da die Reaktivitätsfreisetzung bei Abkühlungstransienten stark vom

verwendeten Referenzkern abhängt (Kap. 7.5.1), ist vom Betreiber zu prüfen, ob die vorliegenden Analysen zum Bruch beider Frischdampfleitungen die Langzeitstrategie für den Brennstoffeinsatz (6-Regionen-Referenzkern, Jahreszyklen) abdecken; gegebenenfalls ist eine Neuanalyse durchzuführen und in den Sicherheitsbericht aufzunehmen (*PSÜ-Pendenz PSÜ-P 32/7.10-1*).

7.8.2 Erdbeben

Stöfallablauf und Klassierung

Im Unterschied zu anderen Auslegungsstörfällen beginnt ein Erdbeben nicht mit einem klar definierten auslösenden Ereignis. Stattdessen ist definiert, welche Ausrüstungen der Erdbebenklasse I (EK I) zugeordnet sind, deren Sicherheitsfunktion bzw. Integrität während und nach einem Sicherheitserdbeben SSE (Safe Shutdown Earthquake) gewährleistet sein müssen. Alle nicht der EK I zugeordneten Ausrüstungen müssen gemäss Richtlinie HSK-R-06 bei einem SSE als versagend angenommen werden.

Die Eintrittshäufigkeit des SSE liegt im Bereich von 10^{-4} pro Jahr. Gemäss Richtlinie HSK-R-100 wird das SSE der Ereigniskategorie 3 (Unfall) zugeordnet.

Angaben des Gesuchstellers

KKB legt dar, dass die Reaktorabschaltung, die Brennelementkühlung und der Einschluss der radioaktiven Stoffe mit den für das SSE qualifizierten Ausrüstungen des Notstandsystems nachgewiesen sind.

HSK-Beurteilung

Bei einem SSE muss nicht gleichzeitig mit einem Kühlmittelverluststörfall gerechnet werden (Kap. 6.1.1). Somit bleibt der Reaktorkühlkreislauf intakt, und der Einschluss der radioaktiven Stoffe ist gewährleistet. Die Integrität der Baustruktur des Primärcontainments bleibt bei einem SSE gewährleistet.

Infolge eines Erdbebens treten im Rahmen der Auslegung keine störfallbedingten Brennelementschäden auf. Die Integrität des Reaktorkühlsystems und die Kühlbarkeit des Reaktorkerns bleiben erhalten. Allerdings ist die Isolierung des Containments nicht sichergestellt, wodurch radioaktive Stoffe, die beim Betrieb gewisser Notstandsausrüstungen (z.B. Not-Kaltfahrleitung) ins Containment gelangen, in die Anlagenumgebung freigesetzt werden können. Die möglichen radiologischen Folgen werden im Kap. 7.9.2.11 behandelt.

7.8.3 Weitere naturbedingte Ereignisse

Stöfallabläufe und Ereigniskategorien

Die Auslegung der Anlage gegen Blitzschlag muss derart sein, dass die auftretenden Folgeschäden die Reaktorabschaltung, die Kernkühlbarkeit und den Einschluss der radioaktiven Stoffe nicht gefährden.

Ein Blitzschlag mit Auswirkungen auf den Anlagenbetrieb ist der Ereigniskategorie 1 (Betriebsstörung) zugeordnet, der Einschlag eines Auslegungsblitzes der Ereigniskategorie 3 (Unfall).

Bei einer externen Überflutung des KKB-Areals infolge eines Dammbrochs flussaufwärts von Beznau (Ereigniskategorie 3, Unfall) muss es möglich sein, die Anlage in einen sicheren Zustand zu überführen.

Beim Verlust der Stauhaltung (Ereigniskategorie 3, Unfall) geht die Eigenbedarfsversorgung durch die Turbogruppen verloren, da die Hauptwärmesenke nicht mehr mit gestautem Aarewasser aus dem Oberwasserkanal versorgt wird. Aus dem gleichen Grund fällt auch die Nebenkühlwasserversorgung und damit die Kühlung zahlreicher Wärmetauscher und Komponenten aus. Ausserdem steht beim Verlust der Stauhaltung das Hydrowerk Beznau nicht mehr für die Notstromversorgung des KKB zur Verfügung. Bei unterstelltem Ausfall aller externen Stromversorgungen versorgt der Notstromdiesel des Notstandsystems dessen Ausrüstungen.

Angaben des Gesuchstellers

KKB legt dar, dass im Falle der o.g. naturbedingten Ereignisse die Reaktorabschaltung, die Brennelementkühlung und der Einschluss der radioaktiven Stoffe mit den Ausrüstungen des Notstandsystems nachgewiesen sind.

HSK-Beurteilung

Wie bereits im HSK-Gutachten von 1994 dargelegt, ist im KKB das Notstandsystem ausreichend, um die Folgen von Blitzschlägen zu beherrschen. Die im KKB getroffenen Blitzschutzvorkehrungen werden im Kap. 6.12 bewertet.

Da alle Ausrüstungen im Notstandgebäude und alle zur Erfüllung von Notstandfunktionen erforderlichen Komponenten gegen externe Überflutung geschützt sind, kann bei einem Störfall dieser Art die Anlage KKB in einen sicheren Zustand überführt werden.

Bei Verlust der Stauhaltung wird der Reaktor automatisch abgeschaltet und die Nachwärme, teilweise mit Hilfe von Ausrüstungen des Notstandsystems, sicher abgeführt.

7.8.4 Flugzeugabsturz

Störfallablauf und Ereigniskategorie

Der Störfallablauf und die Folgen eines Flugzeugabsturzes (militärisch oder zivil) auf ein Kernkraftwerk sind abhängig von verschiedenen Parametern, die durch den Flugzeugtyp, die Anflug- und Absturzcharakteristik sowie die werkspezifische Auslegung der Gebäude, Strukturen und Systeme bestimmt werden. Unter anderem sind Geschwindigkeit, Gewicht, Struktureigenschaften, Auftreffcharakteristik, Resttreibstoffgehalt und Auftreffort des Flugzeugs wesentliche Einflussgrößen. Die Auswirkungen auf die Anlage sind die Beschädigung oder Zerstörung von sicherheitsrelevanten Strukturen, Systemen und Komponenten

- durch die mechanische Stosslast beim Aufprall des Flugzeuges oder seiner Trümmer,
- durch den Folgebrand.

Gemäss Richtlinie HSK-R-100 wird ein Flugzeugabsturz auf ein Kernkraftwerk der Ereigniskategorie 3 (Unfall) und ein die Auslegungskriterien überschreitender Flugzeugabsturz den auslegungsüberschreitenden Störfällen (schwerer Unfall) zugeordnet.

Für nukleare Neubauprojekte wurde im Jahre 1986 die Richtlinie HSK-R-102 herausgegeben, welche die Auslegungskriterien festlegt, um einen vollumfänglichen Schutz von sicherheitsrelevanten Aus-

rüstungen gegen die Folgen eines Flugzeugabsturzes sicherzustellen. Zum Zeitpunkt des Baus der älteren schweizerischen Kernkraftwerke war die Auslegung von Kernkraftwerken gegen Flugzeugabsturz weder in der Schweiz noch im Ausland eine gesetzliche oder behördliche Forderung. Die Anlage KKB wurde dementsprechend nicht für diesen Störfall ausgelegt.

Angaben des Gesuchstellers

Gemäss der von KKB eingereichten PSA-Studie trägt ein unfallbedingter Flugzeugabsturz auf sicherheitsrelevante Gebäude des KKB nur zu etwa 2% zur Häufigkeit eines Kernschadens resp. 1% einer Brennelement-Beschädigung im Brennelement-Lagerbecken bei (Kap. 8.1.6).

In Anbetracht des fortgeschrittenen Standes der Technik bei der Auslegung von deutschen und schweizerischen Kernkraftwerken gegen einen Flugzeugabsturz in den 1970er Jahren hat die HSK zusätzliche Massnahmen gegen auslegungsüberschreitende externe Ereignisse gefordert. Dementsprechend wurden Ende der 1980er Jahre wesentliche Nachrüstungsmassnahmen der Anlage KKB durchgeführt, die auch Massnahmen gegen einen Flugzeugabsturz beinhalten. Um auch einen Schutz gegen abstürzende Flugzeugtrümmer zu erreichen und die übergeordneten Schutzziele zu erfüllen, wurde das Notstandssystem nachgerüstet und in den Jahren 1992 (KKB 2) resp. 1993 (KKB 1) in Betrieb genommen.

Seit dem Attentat vom 11. September 2001 wird auch die Möglichkeit eines vorsätzlich herbeigeführten Flugzeugabsturzes auf ein Kernkraftwerk in Betracht gezogen. Entsprechende Untersuchungen wurden für das KKB sowie für die übrigen schweizerischen Kernkraftwerke durchgeführt und von der HSK im Jahre 2003 beurteilt.

HSK-Beurteilung

Ein nicht vorsätzlich herbeigeführter Flugzeugabsturz auf ein Kernkraftwerk wird von der Fachwelt nach wie vor als ein extrem seltenes Ereignis eingestuft. Während der fast 50-jährigen Kernenergienutzung gab es weltweit keinen Flugzeugabsturz auf ein Kernkraftwerk. Die langjährigen Flugunfallstatistiken zeigen denn auch, dass die Absturzwahrscheinlichkeit für einen schnell fliegenden Militärjet oder ein grosses Verkehrsflugzeug auf eine Flächenparzelle von der Grösse eines Kernkraftwerks unter einmal pro 1 Million Jahre liegt. Dies wird durch die PSA-Studie für KKB bestätigt.

Obwohl das KKB beim Bau nicht auf den Absturz eines schnell fliegenden Militärjets oder eines grossen Verkehrsflugzeuges ausgelegt wurde, bietet die Anlage nach Ansicht der HSK dennoch erhebliche Schutzfaktoren:

- räumliche Trennung von sicherheitsrelevanten Systemen
- das 1992/93 in Betrieb genommene Notstandssystem
- massive innere Beton- und Stahlstrukturen als zusätzliche innere Schutzbarrieren gegen eine Beschädigung von Komponenten, die radioaktive Stoffe enthalten

Für den Fall des wahrscheinlicheren Absturzes von leichteren Flugzeugen, Helikoptern oder Flugzeugtrümmern ist die Anlage KKB gut geschützt. Die Kernkühlung kann bei solchen Abstürzen auf das KKB-Gelände gewährleistet werden, so dass die radiologischen Folgen in der Anlagenumgebung begrenzt und die Kriterien der Richtlinie HSK-R-11 erfüllt sind (Kap. 7.9).

Die Ergebnisse der Untersuchung⁸⁷ zu den Auswirkungen eines vorsätzlichen Flugzeugabsturzes zeigen, dass die vorhandenen Wandstärken des KKB-Reaktor Gebäudes einen höheren Schutzgrad gegen das Eindringen von Triebwerks- oder Trümmerteilen von schnell fliegenden Militärjets und

grossen Verkehrsflugzeugen aufweisen, als bisher aufgrund konservativer Berechnungen anzunehmen war. Weiterhin zeigte die Untersuchung, dass die Tragfähigkeit und Dichtheit der sicherheitsrelevanten Gebäude auch nach einem mehrstündigen Kerosinbrand erhalten bleibt. Ein Direkttreffer auf das ausserhalb des Reaktorgebäudes liegende, jedoch zwischen massiven Gebäuden eingebaute Brennelement-Lagerbecken kann praktisch ausgeschlossen werden.

Die HSK kommt zum Schluss, dass das KKB, welches Ende der 1960er Jahre entsprechend dem damaligen Stand des Wissens und des damaligen Vorgehens noch nicht auf einen Flugzeugabsturz ausgelegt wurde, aufgrund der Nachrüstungen und neuer Erkenntnisse dennoch über einen angemessenen Schutzgrad gegen einen Flugzeugabsturz verfügt.

7.9 Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen

Im Rahmen der Auslegung muss nachgewiesen werden, dass für alle während der Lebensdauer einer Anlage zu erwartenden und für alle nach menschlichem Ermessen nicht auszuschliessenden Ereignisse die Anlage so ausgelegt ist, dass dabei keine für die Bevölkerung der Umgebung unzumutbaren Dosen auftreten. Für Einzelpersonen der Bevölkerung sind gemäss der Richtlinie HSK-R-11 für Störfälle der Ereigniskategorie 1 maximal 0,2 mSv pro Jahr, für Störfälle der Ereigniskategorie 2 maximal 1 mSv und für Störfälle der Ereigniskategorie 3 maximal 100 mSv zulässig. Dieser Nachweis wurde für Auslegungsstörfälle zuletzt im Rahmen des Bewilligungsverfahrens 1994²¹ geführt und es wurde damals gezeigt, dass die Vorgaben der Richtlinie HSK-R-11 eingehalten werden. Allerdings wurde, wie damals üblich, bei der Berechnung der Ingestion angenommen, dass nach 24 Stunden kontaminierte Nahrungsmittel gesperrt werden.

Die Rechenmodelle zur Beschreibung des Transports radioaktiver Stoffe innerhalb und ausserhalb der Anlage wurden im Laufe der Jahre ständig verfeinert und gewisse Randbedingungen wurden den neueren Erkenntnissen angepasst. So ist zum Transport radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage bis zur Freisetzung in die Umgebung (Quellterm) im Jahre 2000 der neue NRC Regulatory Guide 1.183⁸⁸ erschienen, welcher für die HSK, zusammen mit den deutschen Störfall-Leitlinien⁸⁹ die diesbezüglich massgebende Beurteilungsgrundlage darstellt. Des Weiteren wurden die Annahmen zur Ausbreitungs- und Dosisberechnung, die heute für die Schweiz in der Richtlinie HSK-R-41 festgelegt sind, geändert. Bei der Dosisberechnung – insbesondere auch bei der Berechnung der Ingestion – wird grundsätzlich von einer Expositionsdauer bzw. Inkorporationsdauer von einem Jahr unmittelbar nach dem Ereignis (ohne dosisreduzierende Schutzmassnahmen) ausgegangen. Dies führte zur Notwendigkeit, die radiologischen Auswirkungen von Auslegungsstörfällen im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKB neu zu beurteilen.

Die Überprüfung der HSK stützt sich auf den KKB-Sicherheitsbericht zu Block 2⁸ und auf weitere KKB-Berichte über die Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung nach Störfällen.

7.9.1 Rechenmodelle zur Bestimmung der radiologischen Auswirkungen

Die für die Bestimmung der radiologischen Auswirkungen notwendigen Störfallberechnungen umfassen:

Innerhalb der Anlage:

- Aktivitätsinventar im Brennstoff und Reaktorkühlmittel,
- Transport radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage bis zur Freisetzung in die Umgebung.

Ausserhalb der Anlage:

- Ausbreitung der aus der Anlage freigesetzten radioaktiven Stoffe in der Atmosphäre und Ablagerung auf dem Boden,
- Dosis für Einzelpersonen der Bevölkerung in der Umgebung.

Für den Nachweis werden konservative Annahmen unterstellt. Damit wird sichergestellt, dass die Ergebnisse eine obere Grenze der zu erwartenden radiologischen Auswirkungen darstellen. Konservative Ergebnisse können gewonnen werden entweder durch Berechnungen mit Rechenmodellen und Eingabedaten, welche systematisch zu ungünstigeren Ergebnissen führen als sie tatsächlich auftreten würden, oder durch Berechnungen mit realistischen Rechenmodellen und Eingabedaten unter Berücksichtigung von Sicherheitszuschlägen, die aufgrund vorhandener Unsicherheiten in Rechenmodellen und der Streuung der Eingabedaten bestimmt werden.

Im Zusammenhang mit der Einführung der Richtlinie HSK-R-41, aber auch als Folge des Dampferzeuger-Austausches von 1999 hat der Betreiber die in der Kraftwerksumgebung zu erwartenden Dosen für eine Reihe von radiologisch repräsentativen Auslegungstörfällen, die sich an den Beispielen der Richtlinie HSK-R-100 orientieren, neu analysiert. Weitere radiologisch relevante Störfälle werden durch die analysierten Störfälle abgedeckt. Dies ist ein übliches Verfahren. Folgende Störfälle wurden radiologisch untersucht:

- Dampferzeuger-Heizrohrbruch bei normaler und erhöhter Primärkühlmittelaktivität (Ereigniskategorie 1 bzw. Ereigniskategorie 2, Kap. 7.9.2.1)
- Fehlöffnen von Frischdampf-Abblaseventilen bei normaler und erhöhter Primärkühlmittelaktivität (Ereigniskategorie 1 bzw. Ereigniskategorie 2, Kap. 7.9.2.2)
- Frischdampfleitungsbruch (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.9.2.3)
- Kleiner Kühlmittelverluststörfall (Ereigniskategorie 2, Kap. 7.9.2.4)
- Stabauswurf (Ereigniskategorie 2, Kap. 7.9.2.5)
- Grosser Kühlmittelverluststörfall (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.9.2.5)
- Brennelement-Handhabungsstörfall (Ereigniskategorie 2, Kap. 7.9.2.6)
- Teilausfall der Eigenbedarfsversorgung (Ereigniskategorie 1, Kap. 7.9.2.7)
- Blockieren einer Hauptkühlmittelpumpe (Ereigniskategorie 2, Kap. 7.9.2.7)
- Fehlausefahren eines Kontrollstabes (Ereigniskategorie 2, Kap. 7.9.2.8)
- Bruch der Ablassleitung ausserhalb Containment (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.9.2.9)
- Versagen des Volumenausgleichstanks (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.9.2.10)
- Störfälle durch externe Ereignisse (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.9.2.11)

Die HSK hat die vom Betreiber eingesetzten Rechenmodelle für die radiologischen Störfallanalysen sowie deren Annahmen und Eingabeparameter überprüft und hat die Ergebnisse durch eigene Analysen im Detail auch quantitativ kontrolliert.

7.9.1.1 Aktivitätsinventar und Transport radioaktiver Stoffe in der Anlage

Vorgehensweise

Das Aktivitätsinventar des Reaktorkerns ist bei Störfällen mit postulierten Brennstabschäden von Bedeutung. Zu diesen Störfällen gehören der Stabauswurf, der grosse Kühlmittelverluststörfall, der Brennelement-Handhabungsstörfall und das Fehlausfahren eines Kontrollstabes. Bei den übrigen oben aufgeführten und analysierten Störfällen spielt nur das Aktivitätsinventar des freigesetzten Kühlmittels (Reaktorwasser, Frischdampf) eine Rolle.

Das Aktivitätsinventar des Reaktorkerns bei Störfalleintritt wird aufgrund der aktuellen Brennelement-Einsatzstrategie bestimmt.

Das Aktivitätsinventar im Reaktorwasser wird bestimmt, indem ein kontinuierlicher Eintrag von radioaktiven Stoffen aus einer bestimmten Anzahl von Brennstäben mit kleinen Undichtigkeiten in den Kühlkreislauf einem Abbau dieser Stoffe über die Reinigungssysteme und dem radioaktiven Zerfall gegenübergestellt werden.

Das so ermittelte Aktivitätsinventar wird auf die gemäss den Technischen Spezifikationen zulässigen, nuklidspezifischen Aktivitätskonzentrationen skaliert, wobei allfällige Limiten für den Normalbetrieb und gegebenenfalls für einen zeitlich limitierten Betrieb bei erhöhter Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel berücksichtigt werden. Bei störfallbedingten Brennstabdefekten spielt die Aktivitätskonzentration im Reaktorwasser bei Normalbetrieb nur eine vernachlässigbare Rolle.

Die Technischen Spezifikationen lassen während des Leistungsbetriebes eine kleine Leckage von Primärkühlmittel auf die Sekundärseite der Dampferzeuger zu. Die Konzentration der radioaktiven Nuklide auf der Sekundärseite wird für den stationären Betrieb analog der Primärseite modelliert. Der Übertrag von Aktivität aus dem Primärkreis in den Sekundärkreis während des Störfalles und der Transport dieser Aktivität in die Umgebung sind störfallspezifisch und werden daher in den Kapiteln zu den einzelnen Störfällen behandelt.

Angaben des Gesuchstellers

Das Aktivitätsinventar des Reaktorkerns bei Störfalleintritt basiert auf einem 6-Regionen-Kern im Gleichgewichtszyklus bei einer Nennleistung von $1130 \text{ MW}_{\text{th}}$, wobei das Inventar am Ende des Zyklus herangezogen wird.

Die im Sicherheitsbericht von KKB 2 angegebenen Aktivitätskonzentrationen der Radionuklide im Reaktorwasser wurden wie oben geschildert berechnet und an die aktuellen Werte der Technischen Spezifikationen für die Leitnuklide Iod-131 ($2,0 \cdot 10^9 \text{ Bq/m}^3$) und Cäsium-137 ($1,0 \cdot 10^9 \text{ Bq/m}^3$) im Dauerbetrieb angepasst. Der erforderliche Anteil von Brennstäben mit kleinen Undichtigkeiten beträgt 0,037 % für UO_2 -Brennstoff und 0,020 % für MOX-Brennstoff.

Gemäss den Technischen Spezifikationen ist während höchstens 7 zusammenhängenden Tagen ein Betrieb mit zehnfach erhöhter Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel zulässig. Der erforderliche Anteil von Brennstäben mit kleinen Undichtigkeiten ist dann ebenfalls um einen Faktor 10 erhöht.

Für den Übertrag von Radioaktivität von der Primär- auf die Sekundärseite durch Undichtigkeiten in den Dampferzeugern erlauben die Technischen Spezifikationen eine tägliche Leckage von $5,0 \text{ m}^3$ pro Dampferzeuger. Der Austrag von Nukliden aus der Sekundärseite erfolgt durch den radioaktiven Zerfall und die Dampferzeuger-Abschlammung mit einer Abschlämmrate von 6,3 t/h pro Dampferzeuger und einem Dekontaminationsfaktor von 100. Die Edelgase und organischen Iode verlassen das System sofort und werden bilanziert abgegeben.

In einem Störfall treten die Iode in unterschiedlicher chemischer Form auf, was sich auf ihr Verhalten beim Transport durch die Anlage und auf die Berechnung der Folgedosis in der Umgebung auswirkt. Unterschieden werden in der Regel die organische und die elementare Form der Iode. KKB unterstellt, dass der Anteil an organischen Ioden auf der Sekundärseite in der Regel 1 % beträgt und dass sie sich wie Edelgase verhalten.

HSK-Beurteilung

Der vom KKB für die radiologischen Störfallanalysen unterstellte Reaktorkern entspricht nicht dem Referenzkern des Sicherheitsberichtes, er deckt aber radiologisch die aktuelle Betriebssituation ausreichend konservativ ab. Damit hat KKB die Pendenz P41 des Gutachtens von 1994 erfüllt (Kap. 2.1.2). Die eingesetzten Modelle zur Bestimmung der Konzentration der Radionuklide im Primär- und Sekundärkühlmittel entsprechen dem Stand der Technik, die eingesetzten Parameter sind ausreichend konservativ. Mit der Limitierung des Betriebes mit erhöhter Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel auf 7 Tage hat KKB die Pendenz P40 des Gutachtens von 1994 erfüllt (Kapitel 2.1.2).

Im Vergleich zum NRC Regulatory Guide 1.183 wird der Anteil an organischen Ioden bei einigen Störfällen vom KKB zugunsten der elementaren Form unterschätzt. Da aber die organische Form für die Dosisberechnung in der Umgebung geringere Werte liefert, sind die Annahmen des KKB konservativ.

7.9.1.2 Atmosphärische Ausbreitung und Dosisberechnung

Vorgehensweise

Die aus der Anlage freigesetzten radioaktiven Stoffe gelangen in die Atmosphäre und breiten sich in Abwindrichtung aus. Besonders wichtig für die Berechnung der Strahlenexposition der Bevölkerung ist die bei der Ausbreitung entstehende Verdünnung der radioaktiven Wolke, die vom Wetter abhängig ist. Es wird im Allgemeinen zwischen sechs Stabilitätsklassen der Atmosphäre unterschieden, die zu unterschiedlicher Durchmischung und damit Verdünnung der radioaktiven Stoffe führen. Die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung hängen neben der Stabilitätsklasse von den Niederschlagsverhältnissen, der Freisetzungshöhe der radioaktiven Stoffe, der Windgeschwindigkeit und der betrachteten Abwinddistanz ab.

Bei bodennahen Freisetzungen führen stabile Schwachwindlagen ohne Regen in der näheren Umgebung oft zu den grössten radiologischen Auswirkungen in der Phase des Wolkendurchzugs (Wolkenphase). Wetterlagen mit Regen verursachen gegenüber trockenen Wetterlagen grössere Bodenkontaminationen und damit auch grössere Dosisbelastungen in der Phase nach dem Wolkendurchzug (Bodenphase).

Aus der radioaktiven Wolke können radioaktive Stoffe auf dem Boden abgelagert werden und damit auch nach dem Durchzug der Wolke längerfristig Dosisbelastungen verursachen. Abgelagerte radioaktive Stoffe können in den Boden hineinsickern, wodurch eine Abschwächung der externen Strahlung erzielt wird, oder sie können wieder aufgewirbelt werden und erneut Dosisbelastungen durch luftgetragene radioaktive Stoffe verursachen.

Angaben des Gesuchstellers

Bei allen Auslegungsstörfällen wurde angenommen, dass die Freisetzung radioaktiver Stoffe zu einem nicht wählbaren Zeitpunkt beginnt und somit die Wetterbedingungen nicht bekannt sind. Zur Ermittlung der maximalen Dosis gemäss Richtlinie HSK-R-41 wurden Berechnungen für verschiedene Abwinddistanzen und Stabilitätsklassen der Atmosphäre bei trockener und nasser Ablagerung durchgeführt und die jeweils ungünstigsten Resultate verwendet.

Annahmen zur atmosphärischen Ausbreitung und Ablagerung

In den Analysen wurde unterschieden zwischen Freisetzungen direkt aus Anlageräumen und Freisetzungen über den Abluftschacht. Bei Freisetzungen aus Anlageräumen wurde eine effektive Freisetzungshöhe von 10 m angenommen; bei Freisetzungen über den Abluftschacht wurde eine effektive Freisetzungshöhe von 50 m angesetzt.

In den Berechnungen wurde eine konstante höhenunabhängige Windgeschwindigkeit von 1 m/s angenommen. Ferner wurde davon ausgegangen, dass es bei nasser Ablagerung während den ersten 8 Stunden ständig mit einer mittleren Regenintensität von 2 mm/h regnet. Bei einer länger dauernden Freisetzung radioaktiver Stoffe darf davon ausgegangen werden, dass sich Windrichtung und Wetterlage zeitlich ändern. Die Störfallanalysen wurden deshalb mit zeitlich gestaffelten Ausbreitungs- und Auswaschbedingungen gemäss Richtlinie HSK-R-41 durchgeführt.

Bei der trockenen und nassen Ablagerung wurde unterschieden zwischen Edelgasen, Iod und Aerosolen. Edelgase lagern nicht ab und werden nicht ausgewaschen. Für Iod hängt die Ablagerung von der chemischen Form ab.

Annahmen zur Dosisberechnung für die Bevölkerung

Die Ermittlung der maximalen Dosis in der Umgebung erfolgte für eine erwachsene Person, die sich während des Wolkendurchzugs am ungünstigsten Ort aufhält und danach am Ort mit der grössten Dosis arbeitet, wohnt und ihren gesamten Bedarf an Nahrungsmitteln von diesem Ort deckt. Zur Überprüfung der Einhaltung der gemäss Richtlinie HSK-R-11 festgelegten Dosiswerte wurde in den Berechnungen grundsätzlich von einer Integrationszeit (Expositions- bzw. Inkorporationsdauer) von einem Jahr unmittelbar nach dem Ereignis ausgegangen. Bei den gerechneten Dosen aus Inhalation und Ingestion handelt es sich zudem um Folgedosen über 50 Jahre. Folgende Expositionspfade wurden berücksichtigt:

In der Wolkenphase (Wolkendosis):

- Externe Bestrahlung aus der vorbeiziehenden radioaktiven Wolke,
- Interne Bestrahlung während des Wolkendurchzugs durch Inhalation luftgetragener radioaktiver Stoffe.

In der Bodenphase (Bodendosis):

- Externe Bestrahlung durch auf dem Boden abgelagerte radioaktive Stoffe,
- Interne Bestrahlung durch Inhalation der nach dem Wolkendurchzug wieder aufgewirbelten radioaktiven Stoffe,
- Interne Bestrahlung durch Ingestion kontaminierter Lebensmittel.

Bei der Inhalation wurde während den ersten 8 Stunden des Wolkendurchzugs von einer erhöhten Atemrate von $3,3 \cdot 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$ ausgegangen. Bei der Inhalation während der restlichen Zeit des Wol-

kendurchzugs und bei der langfristigen Inhalation durch Wiederaufwirbelung wurde eine mittlere Atemrate von $2,3 \cdot 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$ angesetzt. Zur Bestimmung der Inhalations- und Ingestionsdosen wurden die Dosisfaktoren aus der schweizerischen Strahlenschutzverordnung StSV¹² verwendet.

Die Dosisfaktoren für externe Bestrahlung wurden aus der Datenbank von Kocher⁹⁰ übernommen, jedoch unter Berücksichtigung der Organ-Wichtungsfaktoren gemäss ICRP-60⁹¹. Bei der externen Bestrahlung aus dem kontaminierten Boden wurde für die Zeit nach dem Wolkendurchzug für alle Störfälle vorausgesetzt, dass sich die Bevölkerung im Mittel über die Expositionsdauer während 2/3 der Zeit in einem Gebäude aufhält. Für den Aufenthalt in Gebäuden wurde ein mittlerer Schutzfaktor von 10 gegen äussere Bestrahlung angesetzt; damit ergibt sich insgesamt ein Schutzfaktor von 2,5.

HSK-Beurteilung

Die im Rahmen der radiologischen Störfallanalysen des KKB erforderlichen Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden grundsätzlich gemäss der Richtlinie HSK-R-41 durchgeführt. Die HSK hat die vom Betreiber unterbreiteten Störfallanalysen hinsichtlich Ausbreitungs- und Dosisberechnungen überprüft. Die HSK akzeptiert die verwendeten Rechenmethoden und erachtet die getroffenen Annahmen und Eingabeparameter insgesamt als konservativ.

Ausser beim Brennelement-Handhabungsstörfall wurden bei den KKB-Dosisberechnungen irrtümlicherweise die Inhalations-Dosisfaktoren für Arbeiter (ICRP-68⁹², StSV¹² Anhang 3) statt für Personen der Bevölkerung (ICRP-72⁹³, StSV¹² Anhang 4) verwendet. Abhängig vom betrachteten Störfall könnte daher die vom KKB berechnete Dosis durch Inhalation von Iod etwas unterschätzt werden. Da bei allen Störfällen jedoch die Ingestion von Iod wichtiger ist als die Inhalation von Iod, hat dies keinen nennenswerten Einfluss auf das Endergebnis.

7.9.2 Ergebnisse der radiologischen Störfallanalysen

7.9.2.1 Dampferzeuger-Heizrohrbruch

Der Dampferzeuger-Heizrohrbruch gehört zur Ereigniskategorie 1. Gemäss Richtlinie HSK-R-11 beträgt der maximal zulässige Dosiswert 0,2 mSv. Im Falle einer erhöhten Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel reduziert sich die Eintretenshäufigkeit für diesen Störfall um einen Faktor 50. Der Störfall gehört dann zur Ereigniskategorie 2 mit einem maximal zulässigen Dosiswert von 1 mSv.

Störfallablauf

Die Modellierung des Störfalls beginnt mit dem Bruch eines Dampferzeuger-Heizrohres, wobei unterstellt wird, dass ein Abblaseventil beim betroffenen Dampferzeuger nach dem Öffnen nicht mehr schliesst und der Turbinenkondensator nicht mehr verfügbar ist. Dadurch gelangt radioaktiver Dampf in die Umgebung. Gemäss den technischen Störfallanalysen bleibt die Bruchstelle sekundärseitig ständig mit Wasser überdeckt.

Das Primärkühlmittel verdampft beim Übertritt auf die Sekundärseite teilweise, teilweise mischt es sich mit dem sekundärseitigen Wasser. Je nach ihren chemischen und physikalischen Eigenschaften gestalten sich die Transportwege der radioaktiven Stoffe in die Umgebung unterschiedlich.

Der Störfall endet, wenn die Primärseite drucklos geworden ist. Im Fall von KKB ist dies nach 8 Stunden der Fall.

Angaben des Gesuchstellers

Die Analysen von KKB zeigen, dass es während diesem Störfall zu keinen Brennstabdefekten kommt. Daher ist für die radiologische Analyse die anfängliche Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel ausschlaggebend. Diese erhöht sich während der Transiente aufgrund eines Spiking-Effektes (verstärkter Eintrag von Aktivität aus dem Brennstoff in das Primärkühlmittel).

Das KKB-Modell bestimmt zunächst die Aktivitätskonzentration im Sekundärkühlmittel als Folge der zulässigen Leckagen während des Leistungsbetriebes. Mit dem Öffnen des Bruchs berechnet das Modell den Quellterm mit folgenden Annahmen: Edelgase und organische Iode gelangen sofort in den Dampfraum des Dampferzeugers. Elementare Iode gehen im Wasser der Sekundärseite in Lösung, es bildet sich ein Konzentrationsgleichgewicht zwischen Dampfraum und Wasservorlage mit einem Partitionsfaktor von 100^{94} . Durch Tröpfchenmitriss gelangen gelöste Iode und Aerosole in die Umgebung. Der Dekontaminationsfaktor für die aerosolförmigen Stoffe wird auf 1000 gesetzt.

Die Dosisberechnungen des KKB ergeben mit der für den Dauerbetrieb zulässigen Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 0,071 mSv. Bei erhöhter Kühlmittelaktivität ergibt sich eine maximale Dosis von 0,71 mSv. Der Betreiber kommt zum Schluss, dass die Dosislimiten der Richtlinie HSK-R-11 für Störfälle der Ereigniskategorien 1 und 2 eingehalten werden.

HSK-Beurteilung

Die HSK ist mit der Modellierung des Störfalls und der Wahl der relevanten Parameter einverstanden. Für die HSK-Analyse wurden eigene Quellterm-Berechnungen durchgeführt.

Die von der HSK ermittelten maximal zu erwartenden Dosen für Einzelpersonen in der Umgebung werden in Tab. 7.9.2-1 und Tab. 7.9.2-2 mit den Ergebnissen des Betreibers verglichen. Die maximale Dosis im ersten Jahr beträgt gemäss HSK-Analyse mit der für den Dauerbetrieb zulässigen Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel 0,062 mSv. Da die Quellterme und die Dosen proportional zur Aktivitätskonzentration sind, ergibt sich bei einer um den Faktor 10 erhöhten Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel eine Dosis von 0,62 mSv.

Der Dosisunterschied zwischen der KKB- und der HSK-Analyse für die Bodenphase um einen Faktor 2 rührt daher, dass die HSK den Aktivitätstransport realistischer, aber immer noch ausreichend konservativ modelliert hat.

Tabelle 7.9.2-1: Maximale Dosis für den Dampferzeuger-Heizrohrbruch (für Dauerbetrieb zulässige Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel)

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKB-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$3,6 \cdot 10^{-3}$	$3,0 \cdot 10^{-2}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$6,7 \cdot 10^{-2}$	$3,2 \cdot 10^{-2}$
Total Wolken- und Bodenphase	$7,1 \cdot 10^{-2}$	$6,2 \cdot 10^{-2}$

Tabelle 7.9.2-2: Maximale Dosis für den Dampferzeuger-Heizrohrbruch (erhöhte Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel)

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKB-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$3,6 \cdot 10^{-2}$	$3,0 \cdot 10^{-1}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$6,7 \cdot 10^{-1}$	$3,2 \cdot 10^{-1}$
Total Wolken- und Bodenphase	$7,1 \cdot 10^{-1}$	$6,2 \cdot 10^{-1}$

Die Ergebnisse der vom KKB und der HSK durchgeführten radiologischen Störfallanalysen für den Dampferzeuger-Heizrohrbruch zeigen, dass die gemäss Richtlinie HSK-R-11 zulässigen Dosiswerte für Störfälle der Ereigniskategorien 1 und 2 eingehalten werden.

7.9.2.2 Fehlöffnen eines Frischdampf-Abblaseventils

Das Fehlöffnen eines Frischdampf-Abblaseventils gehört zur Ereigniskategorie 1. Gemäss Richtlinie HSK-R-11 beträgt der maximal zulässige Dosiswert 0,2 mSv. Im Falle einer erhöhten Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel reduziert sich die Eintretenshäufigkeit für diesen Störfall um einen Faktor 50. Der Störfall gehört dann zur Ereigniskategorie 2 mit einem maximal zulässigen Dosiswert von 1 mSv.

Störfallablauf

Nach dem Öffnen des Frischdampf-Abblaseventils werden Dampf und mit diesem radioaktive Stoffe, welche über die betrieblichen Dampferzeugerleckagen auf die Sekundärseite gelangt sind, abgeblasen. Nach kurzer Zeit ist das Wasserniveau auf der Sekundärseite des Dampferzeugers so weit abgesunken, dass die Leckagestelle nicht mehr mit Wasser überdeckt ist. Danach gelangen die radioaktiven Stoffe, die vorher durch die Wasservorlage gefiltert worden sind, ungehindert mit dem verdampfenden Primärkühlwasser in die Umgebung. Der Störfall wird nach 30 Minuten durch das Schliessen der vorgelagerten Absperrarmatur beendet.

Angaben des Gesuchstellers

Die Analysen von KKB zeigen, dass es während diesem Störfall zu keinen Brennstabdefekten kommt. Daher ist für die radiologische Analyse die anfängliche Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel ausschlaggebend. Diese erhöht sich während der Transiente aufgrund eines Spiking-Effektes.

Während des Ausdampfens der Dampferzeuger unterstellt KKB, dass die im Sekundärkühlmittel enthaltenen radioaktiven Stoffe mit folgenden Anteilen an die Umgebung freigesetzt werden: Edelgase zu 100 %, Halogene zu 50 % und übrige Stoffe zu 1 %. Diese Freisetzungsteile sind geringer als diejenigen beim Störfall "Frischdampfleitungsbruch" (siehe Kap. 7.9.2.3), weil das Ausdampfen aufgrund der reduzierten Abblasekapazität weniger heftig erfolgt.

Die Dosisberechnungen des KKB ergeben mit der für den Dauerbetrieb zulässigen Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 0,16 mSv. Der Betreiber kommt zum Schluss, dass die Dosislimite der Richtlinie HSK-R-11 für Störfälle der Ereigniskategorie 1 eingehalten wird.

Bei Eintreten des Störfalles mit erhöhter Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel erhöht sich die Dosis um einen Faktor 10 auf 1,6 mSv. Der Störfall gehört unter diesen Bedingungen zur Ereigniskategorie 2. Der maximal zulässige Dosiswert der Richtlinie HSK-R-11 von 1 mSv wird gemäss den Analysen nicht eingehalten. KKB hat dies erkannt und eine Änderung der Technischen Spezifikationen vorgenommen, die im Juli 2003 von der HSK freigegeben wurde. Gemäss dieser Änderung ist eine erhöhte Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel nur zulässig, wenn die Leckagemenge in den Dampferzeugern nachweislich weniger als die Hälfte der nach den Technischen Spezifikationen zulässigen Menge beträgt. Damit ergibt sich eine maximale Dosis von 0,82 mSv und die Dosislimite der Richtlinie HSK-R-11 für Störfälle der Ereigniskategorie 2 wird eingehalten.

HSK-Beurteilung

Die HSK ist mit der Modellierung des Störfalles und der Wahl der relevanten Parameter einverstanden. Für die HSK-Analyse wurden eigene Quellterm-Berechnungen durchgeführt.

Die von der HSK ermittelten maximal zu erwartenden Dosen für Einzelpersonen in der Umgebung werden in Tab. 7.9.2-3 und Tab. 7.9.2-4 mit den Ergebnissen des Betreibers verglichen. Die maximale Dosis im ersten Jahr beträgt gemäss HSK-Analyse mit der für den Dauerbetrieb zulässigen Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel 0,17 mSv. Bei erhöhter Kühlmittelaktivität und reduzierter Leckagemenge ergibt sich eine maximale Dosis von 0,85 mSv.

Tabelle 7.9.2-3: Maximale Dosis für das Fehlöffnen von Frischdampf-Abblaseventilen (für Dauerbetrieb zulässige Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel)

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKB-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$1,4 \cdot 10^{-3}$	$1,7 \cdot 10^{-3}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$1,6 \cdot 10^{-1}$	$1,7 \cdot 10^{-1}$
Total Wolken- und Bodenphase	$1,6 \cdot 10^{-1}$	$1,7 \cdot 10^{-1}$

Tabelle 7.9.2-4: Maximale Dosis für das Fehlöffnen von Frischdampf-Abblaseventilen (erhöhte Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel)

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKB-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$7,1 \cdot 10^{-3}$	$8,4 \cdot 10^{-3}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$8,1 \cdot 10^{-1}$	$8,4 \cdot 10^{-1}$
Total Wolken- und Bodenphase	$8,2 \cdot 10^{-1}$	$8,5 \cdot 10^{-1}$

Die Ergebnisse der vom KKB und der HSK durchgeführten radiologischen Störfallanalysen für das Fehlöffnen von Frischdampf-Abblaseventilen zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-11 zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 1 eingehalten wird. Mit der oben erwähnten Änderung der Technischen Spezifikationen wird auch der Dosiswert für die Ereigniskategorie 2 bei einer erhöhten Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel eingehalten.

7.9.2.3 Frischdampfleitungsbruch

Der Frischdampfleitungsbruch gehört zur Ereigniskategorie 3. Gemäss Richtlinie HSK-R-11 beträgt der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv.

Störfallablauf

Der Störfall wird durch einen nicht absperrbaren Bruch der Frischdampfleitung ausserhalb des Containments ausgelöst. Für eine Beschreibung der radiologisch relevanten Aspekte wird auf Kap. 7.9.2.2 verwiesen. Im Gegensatz zum Störfall "Fehlöffnen eines Frischdampf-Abblaseventils" dauert der Frischdampfleitungsbruch so lange wie das Primärsystem unter Druck steht. Der Störfall ist nach 8 Stunden beendet.

Angaben des Gesuchstellers

Die Analysen von KKB zeigen, dass es während diesem Störfall zu keinen Brennstabdefekten kommt. Daher ist für die radiologische Analyse die anfängliche Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel ausschlaggebend. Diese erhöht sich während der Transiente aufgrund eines Spiking-Effektes, wodurch sich der Eintrag von Aktivität aus dem Brennstoff in das Primärkühlmittel um einen Faktor 70 erhöht.

Während des Ausdampfens unterstellt KKB, dass aus dem Aktivitätsinventar der Sekundärseite alle Edelgase und wegen der intensiven Dampfbildung die Halogene zu 100 % sowie die restlichen Stoffe zu 10 % an die Umgebung abgegeben werden.

Die Dosisberechnungen des KKB ergeben mit der für den Dauerbetrieb zulässigen Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 5,0 mSv. Der Betreiber kommt zum Schluss, dass die Dosislimite der Richtlinie HSK-R-11 für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.

HSK-Beurteilung

Die HSK ist mit der Modellierung des Störfalls und der Wahl der relevanten Parameter einverstanden. Für die HSK-Analyse wurden eigene Quellterm-Berechnungen durchgeführt.

Die von der HSK ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.9.2-5 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Die maximale Dosis im ersten Jahr beträgt gemäss HSK-Analyse mit der für den Dauerbetrieb zulässigen Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel 5,3 mSv.

Tabelle 7.9.2-5: Maximale Dosis für den Frischdampfleitungsbruch

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKB-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$4,1 \cdot 10^{-2}$	$5,0 \cdot 10^{-2}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	5,0	5,2
Total Wolken- und Bodenphase	5,0	5,3

Die Ergebnisse der vom KKB und der HSK durchgeführten radiologischen Störfallanalysen für den Frischdampfleitungsbruch zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-11 zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.

7.9.2.4 Kleiner Kühlmittelverluststörfall

Der kleine Kühlmittelverluststörfall gehört zur Ereigniskategorie 2. Gemäss Richtlinie HSK-R-11 beträgt der maximal zulässige Dosiswert 1 mSv.

Störfallablauf

Zu Beginn des Störfalles wird Primärkühlmittel mit den darin enthaltenen radioaktiven Stoffen in das Containment freigesetzt. Zur Kernkühlung kommt unter Umständen die SE-Hochdruckrezirkulation zum Einsatz (Kap. 7.4.1), wodurch zusätzlich Leckagen von Primärkühlmittel in das Nebengebäude entstehen.

In der Analyse werden folgende Leckagepfade unterstellt: vom Containment via Ringraum an die Umgebung, vom Containment via Nebengebäude zum Fortluftkamin, vom Containment via SIDRENT-Anschlussleitung zur Atmosphäre und aus den Rezirkulationsleitungen via Nebengebäude zum Fortluftkamin.

Die Containment-Atmosphäre kann nach Störfallende über den SIDRENT-Filter an die Umgebung abgegeben werden, wodurch die radioaktiven Stoffe teilweise zurückgehalten werden.

Angaben des Gesuchstellers

Die Analysen von KKB zeigen, dass es während diesem Störfall zu keinen Brennstabdefekten kommt. Daher ist für die radiologische Analyse die anfängliche Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel ausschlaggebend. KKB berücksichtigt einen Spiking-Effekt während der Transiente. Bei den Leckagen über das Nebengebäude wird für die Schwebstofffilter ein Rückhaltegrad von 90 % für Iode und 99 % für Aerosole angenommen.

Die Dosisberechnungen des KKB ergeben mit der für den Dauerbetrieb zulässigen Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 0,014 mSv. Der Betreiber kommt zum Schluss, dass die Dosislimite der Richtlinie HSK-R-11 für Störfälle der Ereigniskategorie 2 eingehalten wird.

HSK-Beurteilung

Die HSK ist mit dem vom KKB verwendeten Modell einverstanden, mit folgender Ausnahme: Den Schwebstofffiltern im Nebengebäude wird ein Rückhaltegrad von 90 % für Iod unterstellt. Iod in elementarer oder organischer Form kann aber nur von Aktivkohlefiltern abgeschieden werden, wobei entsprechende Filterelemente in der betroffenen Lüftungsanlage fehlen. Die HSK hat daher mit dem KKB-Modell eigene Quellterme ermittelt, ohne eine Iod-Abscheidung im Nebengebäude zu berücksichtigen.

Die von der HSK ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.9.2-6 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Die maximale Dosis im ersten Jahr beträgt gemäss HSK-Analyse mit der für den Dauerbetrieb zulässigen Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel und ohne Iod-Abscheidung im Nebengebäude 0,035 mSv.

Tabelle 7.9.2-6: Maximale Dosis für den kleinen Kühlmittelverluststörfall

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKB-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$2,3 \cdot 10^{-4}$	$6,8 \cdot 10^{-4}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$1,3 \cdot 10^{-2}$	$3,5 \cdot 10^{-2}$
Total Wolken- und Bodenphase	$1,4 \cdot 10^{-2}$	$3,5 \cdot 10^{-2}$

Die Ergebnisse der vom KKB und der HSK durchgeführten radiologischen Störfallanalysen für den kleinen Kühlmittelverluststörfall zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-11 zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 2 eingehalten wird.

7.9.2.5 Stabauswurf und grosser Kühlmittelverluststörfall

Der Stabauswurf gehört zur Ereigniskategorie 2. Gemäss Richtlinie HSK-R-11 beträgt der maximal zulässige Dosiswert 1 mSv. Der grosse Kühlmittelverluststörfall gehört zur Ereigniskategorie 3. Der maximal zulässige Dosiswert beträgt gemäss Richtlinie HSK-R-11 100 mSv.

Störfallablauf

Im Hinblick auf den Transport radioaktiver Stoffe in der Anlage können beide Störfälle zusammen behandelt werden. Zu Beginn des Störfalls werden Primärkühlmittel und mit diesem auch radioaktive Stoffe in das Containment freigesetzt. Das Containment wird in der Folge isoliert und das Rückpumpsystem gestartet, welches Leckagen vom Ringraum in das Containment zurückbefördert. Im Modell wird unterstellt, dass die Notstand-SE-Rezirkulation zur Kernkühlung eingesetzt wird. Der Überdruck im Containment führt zu weiteren Leckagen, wobei Leckagepfade aus dem Containment-Luftraum über das Nebengebäude zum Fortluftkamin, über den Ringraum zur Atmosphäre, über die SIDRENT-Ventilspindeln zum Fortluftkamin respektive aus Rezirkulationsleitungen über das Notstandgebäude zum Fortluftkamin bestehen.

Nach 30 Tagen wird der Überdruck im Containment und die in der Containmentatmosphäre verbliebene Radioaktivität über die SIDRENT-Filter an die Umgebung abgegeben.

Angaben des Gesuchstellers

Der Stabauswurf und der grosse Kühlmittelverluststörfall werden von KKB im Hinblick auf den Quellterm gleich analysiert, da in beiden Fällen dieselben Freisetzungspfade vorliegen. Der deutschen Störfall-Leitlinie⁸⁹ folgend unterstellt KKB für beide Störfälle Schäden an 10 % der Brennelemente, obschon technische Analysen darauf hindeuten, dass die Hüllrohrschäden beim Stabauswurf deutlich geringer sein werden. Für die Freisetzungsteile der einzelnen Nuklidgruppen aus dem Brennstoff stützt sich KKB auf den NRC Regulatory Guide 1.183⁸⁸. Die Freisetzung erfolgt in das Primärkühlmittel und von dort in die Containmentatmosphäre. Die Aktivität in der Containmentatmosphäre wird im Verlauf der ersten 4 Stunden durch das Containment-Sprühsystem ausgewaschen, wobei für die Iod-Konzentration ein linearer und für die Aerosol-Konzentration ein logarithmischer Verlauf unterstellt wird. Die Analyse berücksichtigt die radioaktiven Zerfälle.

Bei Leckagen aus der Containmentatmosphäre wird, unabhängig vom Leckagepfad, für Iode und Aerosole eine Rückhaltung von 90 % unterstellt. Bei Leckagen aus den Rezirkulationssystemen in das Neben- respektive Notstandgebäude betragen diese Rückhaltungen 90 % für Iode und 99 % für die restlichen Stoffe.

Bei Abgaben über das Nebengebäude wird für die Schwebstofffilter entsprechend den deutschen Störfall-Leitlinien⁸⁹ eine Rückhaltung von 90 % für Iode und von 99 % für andere Aerosole angenommen. Bei Abgaben über das Notstandgebäude wird für die Störfallfilter eine Rückhaltung von 99 % für Iode und Aerosole angenommen. Für die Druckentlastung über das SIDRENT wird die Rückhaltung für Iod und Aerosole 99.9 % angenommen.

Die Dosisberechnungen des KKB ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 0,74 mSv. Der Betreiber kommt zum Schluss, dass beim Stabauswurf die Dosislimite der Richtlinie HSK-R-11 für Störfälle der Ereigniskategorie 2 und beim grossen Kühlmittelverluststörfall die Dosislimite für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten werden.

HSK-Beurteilung

Der von KKB modellierte Störfallablauf ist nach Meinung der HSK konservativ. KKB unterstellt sowohl beim Stabauswurf wie auch beim grossen Kühlmittelverluststörfall, dass 10% der Brennelemente beschädigt sind. Die unterstellten Schäden an den Brennelementen sind im Falle des grossen Kühlmittelverluststörfalls in Übereinstimmung mit der deutschen Störfall-Leitlinie⁸⁹. Die von KKB verwendeten Freisetzungparameter sind konservativer gewählt als vom NRC Regulatory Guide 1.183⁸⁸ verlangt. Die Rückhaltefaktoren der untersuchten Leckagepfade sind ausreichend konservativ angesetzt. Die Rückhaltefaktoren der Filteranlagen für das Notstandgebäude und das SIDRENT entsprechen den Technischen Spezifikationen.

Die HSK ist jedoch mit der Festlegung der Filterwirkung der Nebengebäude-Ablufffilter für Iode nicht einverstanden. Die von KKB unterstellte substantielle Abscheidung von Iod lässt sich nur mit Aktivkohlefiltern erreichen, die betroffenen Abluffilteranlagen sind jedoch nicht entsprechend ausgerüstet (vgl. auch Kap. 7.9.2.4).

Die HSK hat, basierend auf den Rechenprogrammen des KKB, eigene Analysen der beiden Störfälle durchgeführt. Dabei hat sie die bemängelte Rückhaltefähigkeit korrigiert und für den Stabauswurf eine realistischere Defektquote von 1 % und beim grossen Kühlmittelverluststörfall eine Defektquote von 10 % der Brennelemente unterstellt.

Die von der HSK für den Stabauswurf ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.9.2-7 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Die maximale Dosis im ersten Jahr beträgt ohne Iod-Abscheidung im Nebengebäude gemäss HSK-Analyse 0,093 mSv.

Tabelle 7.9.2-7: Maximale Dosis für den Stabauswurf

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKB-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$2,8 \cdot 10^{-2}$	$4,4 \cdot 10^{-3}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$7,1 \cdot 10^{-1}$	$8,9 \cdot 10^{-2}$
Total Wolken- und Bodenphase	$7,4 \cdot 10^{-1}$	$9,3 \cdot 10^{-2}$

Die von der HSK für den grossen Kühlmittelverluststörfall ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.9.2-8 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Die maximale Dosis im ersten Jahr beträgt ohne Iod-Abscheidung im Nebengebäude gemäss HSK-Analyse 0,93 mSv.

Tabelle 7.9.2-8: Maximale Dosis für den grossen Kühlmittelverluststörfall

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKB-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$2,8 \cdot 10^{-2}$	$4,4 \cdot 10^{-2}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$7,1 \cdot 10^{-1}$	$8,9 \cdot 10^{-1}$
Total Wolken- und Bodenphase	$7,4 \cdot 10^{-1}$	$9,3 \cdot 10^{-1}$

Die Ergebnisse der vom KKB und der HSK durchgeführten radiologischen Störfallanalysen für den Stabauswurf und den grossen Kühlmittelverluststörfall zeigen, dass die gemäss Richtlinie HSK-R-11 zulässigen Dosiswerte für Störfälle der Ereigniskategorien 2 und 3 eingehalten werden.

7.9.2.6 Brennelement-Handhabungsstörfall

Der Brennelement-Handhabungsstörfall gehört zur Ereigniskategorie 2. Gemäss Richtlinie HSK-R-11 beträgt der maximal zulässige Dosiswert 1 mSv.

Störfallablauf

Dem Störfall zugrunde gelegt wird eine mechanische Beschädigung von Brennelementen im Brennelementlagerbecken ausserhalb des Containments. Aufgrund dieser Schäden wird das Aktivitätsinventar im Gap (Spalt zwischen Brennstoff und Hüllrohre) der verletzten Brennstäbe in das Beckenwasser freigesetzt und tritt teilweise in die Atmosphäre des Brennelementlagers über. Von dort wird die freigesetzte Aktivität mit der Abluftanlage in die Umgebung abgegeben.

Der Störfall kann sich auch im Containment ereignen. In diesem Fall wird das Containment isoliert und die Aktivität über Schwebstoff- und Aktivkohlefilter an die Umgebung abgegeben.

Angaben des Gesuchstellers

KKB unterstellt, dass ein Brennelement-Handhabungsstörfall frühestens 3 Tage nach dem Abschalten des Reaktors stattfindet. Ferner wird entsprechend der deutschen Störfall-Leitlinie⁸⁹ angenommen, dass die Brennstäbe einer Randreihe eines Brennelements beschädigt werden. Für die Freisetzung von Aktivität aus den beschädigten Brennstäben unterstellt KKB Freisetzungsanteile gemäss dem NRC Regulatory Guide 1.183⁸⁸. Als Aktivität in einem Brennelement wird ein in Bezug auf die Einsatzgeschichte radiologisch ungünstiges Inventar unterstellt.

Edelgase gelangen sofort in die Atmosphäre des Brennelementlagers. Die Iode liegen zu 0,15 % in organischer Form vor. Diese verhalten sich gleich wie Edelgase. Die restlichen 99,85 % der Iode liegen in elementarer Form vor. Davon tritt nur ein geringer Teil in die Atmosphäre des Brennelementlagers über, der grösste Teil wird im Beckenwasser zurückgehalten. Es wird ein Dekontaminationsfaktor von 500 unterstellt. Für die restlichen Nuklide wird angenommen, dass sie vollständig im Beckenwasser zurückgehalten werden. Der Aktivitätsinhalt des Lagergebäude-Luftvolumens wird anschliessend innert 15 Minuten vollständig an die Umgebung abgegeben.

Wenn sich der Störfall im Containment ereignet und dieses isoliert worden ist, wird die Freisetzung von radioaktiven Stoffen an die Umgebung wegen den Aktivkohlefiltern der Containmentlüftungssysteme deutlich geringer als beim Brennelementlagerbecken sein.

Aufgrund der durchgeführten Analysen hat KKB festgestellt, dass die Abluftanlage des Brennelementlagers mit Aktivkohlefiltern nachgerüstet werden muss, um die maximal zulässige Dosislimite gemäss Richtlinie HSK-R-11 einzuhalten.

Die Dosisberechnungen des KKB ergeben – unter Berücksichtigung der Abscheidewirkung der vorgesehenen Abluftfilter – für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 0,063 mSv. Der Betreiber kommt zum Schluss, dass die Dosislimite der Richtlinie HSK-R-11 für Störfälle der Ereigniskategorie 2 eingehalten wird.

HSK-Beurteilung

Die HSK ist mit der Modellierung des Störfalls und der Wahl der relevanten Parameter bis auf eine Ausnahme einverstanden. Für die HSK-Analyse wurden eigene Quellterm-Berechnungen durchgeführt.

KKB unterstellt dem einzubauenden Aktivkohlefilter eine Rückhaltefähigkeit von 99 % für elementares und organisches Iod. Diese Faktoren sind akzeptabel für Störfallfilter, die im Bedarfsfall automatisch zugeschaltet werden. Da KKB in seiner Störfallanalyse davon ausgeht, dass in den ersten 30 Minuten keine Handeingriffe durchgeführt werden, schliesst die HSK darauf, dass die Aktivkohlefilter während den Brennelement-Handhabungen im Lagerbecken in Betrieb sein werden. Unter diesen Umständen können den Filtern nur Rückhaltefaktoren von 90 % für organisches Iod und 99 % für elementares Iod unterstellt werden⁸⁹.

Die HSK stimmt mit dem KKB überein, dass die Abluftanlage des Brennelementlagers mit einem Aktivkohlefilter nachgerüstet werden muss, um die Dosislimite gemäss Richtlinie HSK-R-11 einzuhalten.

Die von der HSK ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.9.2-9 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Mit der Nachrüstung von Aktivkohlefiltern

beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr gemäss HSK-Analyse 0,07 mSv. Der radiologisch ungünstigste Fall tritt bei einem MOX-Brennelement nach dem ersten Zyklus ein.

Tabelle 7.9.2-9: Maximale Dosis für den Brennelement-Handhabungsstörfall

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKB-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$4,5 \cdot 10^{-3}$	$6,2 \cdot 10^{-3}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$5,9 \cdot 10^{-2}$	$6,4 \cdot 10^{-2}$
Total Wolken- und Bodenphase	$6,3 \cdot 10^{-2}$	$7,0 \cdot 10^{-2}$

Die Ergebnisse der vom KKB und der HSK durchgeführten radiologischen Störfallanalysen für den Brennelement-Handhabungsstörfall zeigen, dass mit der Nachrüstung von Aktivkohlefiltern der gemäss Richtlinie HSK-R-11 zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorien 2 eingehalten wird.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 31/7.9.2.6-1: KKB hat die Abluftanlagen des Brennelementlagers mit Aktivkohlefiltern nachzurüsten. Das Konzept ist der HSK bis zum Oktober 2004 einzureichen. Diese Aktivkohlefilter sind während den Brennelement-Handhabungen in Betrieb zu halten.

7.9.2.7 Teilausfall der Eigenbedarfsversorgung und Blockieren einer Hauptkühlmittelpumpe

Der Teilausfall der Eigenbedarfsversorgung gehört zur Ereigniskategorie 1. Gemäss Richtlinie HSK-R-11 beträgt der maximal zulässige Dosiswert 0,2 mSv. Das Blockieren einer Hauptkühlmittelpumpe gehört zur Ereigniskategorie 2. Der maximal zulässige Dosiswert beträgt gemäss Richtlinie HSK-R-11 1 mSv.

Störfallablauf

Beide Störfälle führen dazu, dass Dampf aus der Sekundärseite in die Umgebung abgeblasen wird. Mit diesem Dampf gelangen radioaktive Stoffe in die Umgebung, die aus den postulierten Dampferzeugerleckagen stammen und sich während des Normalbetriebes auf der Sekundärseite akkumuliert haben oder während des Störfalls auf die Sekundärseite gelangen.

Angaben des Gesuchstellers

Die Analysen von KKB zeigen, dass es während diesen Störfällen zu keinen Brennstabdefekten kommt. Daher ist für die radiologische Analyse die anfängliche Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel ausschlaggebend. Diese erhöht sich während der Transiente aufgrund des Spiking-Effektes.

Das Verhalten der radioaktiven Stoffe auf der Sekundärseite des Dampferzeugers wird wie folgt modelliert: Die Edelgase und organischen Iode verlassen die Flüssigphase sofort. Für die nicht organischen Iode existiert auf der Sekundärseite ein Gleichgewicht zwischen Flüssig- und Dampfphase, wobei ein Volumenpartitionsfaktor von 100 unterstellt wird.

Mit dem Dampf gelangen die Edelgase, die organischen und die elementaren Iode, sowie mit dem postulierten Tröpfchennebel (Dampffuchte 0,005 %) die im Sekundärkühlmittel gelösten Iode und Aerosole in die Umgebung.

Die Dosisberechnungen des KKB ergeben beim Teilausfall der Eigenbedarfsversorgung mit der für den Dauerbetrieb zulässigen Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 5,4 μSv . Beim Blockieren einer Hauptkühlmittelpumpe ergibt sich eine maximale Dosis von 5,7 μSv . Der Betreiber kommt zum Schluss, dass die Dosislimiten der Richtlinie HSK-R-11 für Störfälle der Ereigniskategorien 1 und 2 eingehalten werden.

HSK-Beurteilung

Die HSK ist mit der Modellierung der Störfälle und der Wahl der relevanten Parameter einverstanden. Sie hat aufgrund der geringen Dosen keine eigenen Quellterm-Berechnungen durchgeführt, sondern für ihre Ausbreitungsrechnungen die KKB-Quellterme übernommen.

Die von der HSK für den Teilausfall der Eigenbedarfsversorgung ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.9.2-10 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Die maximale Dosis im ersten Jahr beträgt mit der für den Dauerbetrieb zulässigen Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel gemäss HSK-Analyse 5,5 μSv .

Tabelle 7.9.2-10: Maximale Dosis für den Teilausfall der Eigenbedarfsversorgung

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKB-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$1,4 \cdot 10^{-4}$	$1,7 \cdot 10^{-4}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$5,2 \cdot 10^{-3}$	$5,3 \cdot 10^{-3}$
Total Wolken- und Bodenphase	$5,4 \cdot 10^{-3}$	$5,5 \cdot 10^{-3}$

Die von der HSK für das Blockieren einer Hauptkühlmittelpumpe ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.9.2-11 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Die maximale Dosis im ersten Jahr beträgt mit der für den Dauerbetrieb zulässigen Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel gemäss HSK-Analyse 5,8 μSv .

Tabelle 7.9.2-11: Maximale Dosis für das Blockieren einer Hauptkühlmittelpumpe

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKB-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$1,5 \cdot 10^{-4}$	$1,8 \cdot 10^{-4}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$5,6 \cdot 10^{-3}$	$5,6 \cdot 10^{-3}$
Total Wolken- und Bodenphase	$5,7 \cdot 10^{-3}$	$5,8 \cdot 10^{-3}$

Die Ergebnisse der vom KKB und der HSK durchgeführten radiologischen Störfallanalysen für den Teilausfall der Eigenbedarfsversorgung und das Blockieren einer Hauptkühlmittelpumpe zeigen, dass die gemäss Richtlinie HSK-R-11 zulässigen Dosiswerte für Störfälle der Ereigniskategorien 1 und 2 eingehalten werden.

7.9.2.8 Fehlausfahren eines Kontrollstabes

Das Fehlausfahren eines Kontrollstabes gehört zur Ereigniskategorie 2. Gemäss Richtlinie HSK-R-11 beträgt der maximal zulässige Dosiswert 1 mSv.

Störfallablauf

Das Fehlausfahren eines Kontrollstabes führt dazu, dass an einzelnen Brennstäben Filmsieden auftritt und dass an diesen Brennstäben Hüllrohrdefekte entstehen, wodurch eine entsprechend erhöhte Freisetzung von radioaktiven Stoffen in das Primärkühlmittel erfolgt.

Im Verlauf des Störfalles wird Dampf aus der Sekundärseite in die Umgebung abgeblasen. Mit diesem Dampf gelangen radioaktive Stoffe in die Umgebung, die entweder aus den postulierten Dampferzeugerleckagen stammen und sich während des Normalbetriebes auf der Sekundärseite akkumuliert haben oder die aus den Brennstabdefekten stammen und während des Störfalles über die postulierten Dampferzeugerleckagen auf die Sekundärseite gelangen.

Angaben des Gesuchstellers

Die vom KKB durchgeführte Analyse erfolgt prinzipiell analog dem Störfall "Ausfall der Eigenbedarfsversorgung" respektive "Blockieren der Hauptkühlmittelpumpe" (siehe Kap. 7.9.2.7). Anstelle des Spinkings werden Defekte an 5 % der Brennstäbe unterstellt. Ferner geht das KKB in seiner Analyse davon aus, dass Dampf nur kurzzeitig an die Umgebung abgeblasen wird und dass der Turbinenkondensator und der Turbinenbypass während des weiteren Störfallverlaufes verfügbar sind. Dadurch bleiben die radioaktiven Stoffe, mit Ausnahme der Edelgase, grösstenteils im System zurück.

Die Dosisberechnungen des KKB ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 0,18 mSv. Der Betreiber kommt zum Schluss, dass die Dosislimite der Richtlinie HSK-R-11 für Störfälle der Ereigniskategorie 2 eingehalten wird.

HSK-Beurteilung

Die HSK ist mit der Modellierung des Störfalles und der Wahl der relevanten Parameter einverstanden. Die HSK hat für diesen Störfall keine eigenen Quellterm-Berechnungen durchgeführt, sondern für ihre Ausbreitungsrechnungen den Quellterm von KKB übernommen.

Die von der HSK ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.9.2-12 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Die maximale Dosis im ersten Jahr beträgt gemäss HSK-Analyse 0,20 mSv.

Tabelle 7.9.2-12: Maximale Dosis für das Fehlausfahren eines Kontrollstabs

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKB-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$1,6 \cdot 10^{-1}$	$1,9 \cdot 10^{-1}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$1,6 \cdot 10^{-2}$	$1,3 \cdot 10^{-2}$
Total Wolken- und Bodenphase	$1,8 \cdot 10^{-1}$	$2,0 \cdot 10^{-1}$

Die Ergebnisse der vom KKB und der HSK durchgeführten radiologischen Störfallanalysen für das Fehlausfahren eines Kontrollstabs zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-11 zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 2 eingehalten wird.

7.9.2.9 Bruch der Ablassleitung ausserhalb des Containments

Der Bruch der Ablassleitung gehört zur Ereigniskategorie 3. Gemäss Richtlinie HSK-R-11 beträgt der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv.

Störfallablauf

Bei diesem Störfall wird der Bruch der Ablassleitung des Chemie- und Volumenregelsystems ausserhalb des Primärcontainments, nach den Rekuperativwärmetauschern, unterstellt. Das austretende, abgekühlte Primärkühlmittel gelangt in den Sumpf des Nebengebäudes, die dabei freigesetzten Nuklide werden über die Nebengebäudelüftung an die Umgebung abgegeben.

Angaben des Gesuchstellers

KKB geht von einer Leckagemenge von 6,2 kg/s (zweifache reguläre Ablassmenge) aus. Weiter wird angenommen, dass die Ablassleitung nach 37 Minuten isoliert werden kann. Das austretende Primärkühlmittel hat eine Temperatur von 60 °C, weshalb nur flüchtige Iode und Edelgase in die Gebäude- und Luft freigesetzt werden. Für die volumenbezogenen Aktivitätskonzentrationen zwischen Flüssigkeit und Luft wird ein Partitionsfaktor von 5000 unterstellt.

Die Dosisberechnungen des KKB ergeben mit der für den Dauerbetrieb zulässigen Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 0,088 mSv. Der Betreiber kommt zum Schluss, dass die Dosislimite der Richtlinie HSK-R-11 für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.

HSK-Beurteilung

Die HSK ist mit der Modellierung des Störfalls und der Wahl der relevanten Parameter einverstanden. Sie hat aufgrund der geringen Dosen keine eigene Quellterm-Berechnungen durchgeführt, sondern für ihre Ausbreitungsrechnungen den Quellterm von KKB übernommen.

Die von der HSK ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.9.2-13 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Die maximale Dosis im ersten Jahr beträgt mit der für den Dauerbetrieb zulässigen Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel gemäss HSK-Analyse 0,088 mSv.

Tabelle 7.9.2-13: Maximale Dosis für den Bruch der Ablassleitung ausserhalb Containment

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKB-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$9,0 \cdot 10^{-4}$	$1,3 \cdot 10^{-3}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$8,7 \cdot 10^{-2}$	$8,7 \cdot 10^{-2}$
Total Wolken- und Bodenphase	$8,8 \cdot 10^{-2}$	$8,8 \cdot 10^{-2}$

Die Ergebnisse der vom KKB und der HSK durchgeführten radiologischen Störfallanalysen für den Bruch der Ablassleitung ausserhalb Containment zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-11 zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.

7.9.2.10 Versagen des Volumenausgleichstanks

Das Versagen des Volumenausgleichstanks gehört zur Ereigniskategorie 3. Gemäss Richtlinie HSK-R-11 beträgt der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv.

Störfallablauf

Dieser Störfall gilt als abdeckend für alle Störfälle im Reinigungs- und Abwassersystem. Es wird angenommen, dass der Volumenausgleichstank im Reinigungssystem zerstört wird. Dabei werden die flüchtigen radioaktiven Stoffe, die sich im Gaspolster des Tanks gesammelt haben, mit der Nebengebäuelüftung ungefiltert über den Abluftschacht an die Umgebung abgegeben.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat die Gleichgewichtskonzentration der flüchtigen, radioaktiven Stoffe (Edelgase und organische Halogene) unter Berücksichtigung des Konzentrationsunterschiedes zwischen Wasser und Gasraum bestimmt. Dabei wurde unterstellt, dass 10 % der eingetragenen Halogene in organischer Form vorliegen und dass daraus die Verteilung der Stoffe zwischen Wasser und Luft entsprechend berechnet wird. Der Eintrag radioaktiver Stoffe in den Tank erfolgt mit dem Massenstrom des Primärkühlmittels, wobei dieses zuerst über einen Ionentauscher mit einem Dekontaminationsfaktor von 10 für Halogene geführt worden ist.

Die Dosisberechnungen des KKB ergeben mit der für den Dauerbetrieb zulässigen Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von $4,5 \mu\text{Sv}$. Der Betreiber kommt zum Schluss, dass die Dosislimite der Richtlinie HSK-R-11 für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.

HSK-Beurteilung

Die HSK ist mit der Modellierung des Störfalls und der Wahl der relevanten Parameter einverstanden. Sie hat aufgrund der geringen Dosen keine eigenen Quellterm-Berechnungen durchgeführt, sondern für ihre Ausbreitungsrechnungen den Quellterm von KKB übernommen.

Die von der HSK ermittelte maximal zu erwartenden Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.9.2-14 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Die maximale Dosis im ersten Jahr beträgt mit der für den Dauerbetrieb zulässigen Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel gemäss HSK-Analyse $4,4 \mu\text{Sv}$.

Tabelle 7.9.2-14: Maximale Dosis für das Versagen des Volumenausgleichstanks

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKB-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$6,9 \cdot 10^{-4}$	$5,1 \cdot 10^{-4}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$3,8 \cdot 10^{-3}$	$3,8 \cdot 10^{-3}$
Total Wolken- und Bodenphase	$4,5 \cdot 10^{-3}$	$4,4 \cdot 10^{-3}$

Die Ergebnisse der vom KKB und der HSK durchgeführten radiologischen Störfallanalysen für das Versagen des Volumenausgleichstanks zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-11 zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.

7.9.2.11 Störfälle durch externe Ereignisse

Die Störfälle durch externe Ereignisse gehören zur Ereigniskategorie 3. Gemäss Richtlinie HSK-R-11 beträgt der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv.

Störfallablauf

Für externe Ereignisse sind verschiedene Störfallauslöser und -abläufe denkbar. Radiologisch von Interesse sind allerdings nur solche Abläufe, die zu signifikanten Freisetzungen von Radioaktivität an die Umgebung führen.

Angaben des Gesuchstellers

KKB unterstellt für Störfälle durch externe Ereignisse als umhüllendes Szenario den Bruch zweier Frischdampfleitungen ausserhalb des Containments, zusammen mit erheblichen Leckagen aus dem Primärsystem in das Containment, wobei letzteres nicht vollständig isoliert werden kann. Technische Analysen zeigen, dass durch den Störfall keine Brennstabdefekte entstehen.

Der Frischdampfleitungsbruch wird wie in Kap. 7.9.2.3 analysiert. Für die Leckage in das Containment wird angenommen, dass eine stark erhöhte Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel durch das zusätzlich eingespeiste BOTA-Wasser um einen Faktor 2 verdünnt wird und dass etwa die Hälfte dieser Kühlmittelmenge (Primärkühlmittel und zugespeistes BOTA-Wasser) in den Containmentsumpf ausläuft. Über Containmentleckagen entsprechend dem Störfall "Kleiner Kühlmittelverluststörfall" (siehe dazu Kap. 7.9.2.4) gelangt Aktivität in die Umgebung.

KKB kommt zum Schluss, dass für diesen Störfall der maximal zulässige Dosiswert von 100 mSv eingehalten wird.

HSK-Beurteilung

In Kap. 8.2.11.2 (Flugzeugabsturz) respektive in Kap. 8.3.5 des HSK-Gutachtens von 1994 wird für eine konservative Analyse postuliert, dass durch das externe Ereignis alle nicht geschützten Komponenten ausserhalb des Containments zerstört werden. Daher sind die KKB-Analysen ausreichend konservativ. In den HSK-Berechnungen wird angenommen, dass die Frischdampfausblasestation und die Speisewasserleitung auf dem Nebengebäudedach und der Volumenausgleichs- und die Abklingtanks im Nebengebäude zerstört werden. Die Zerstörung der Ausblasestation führt dazu, dass Radioaktivität aus beiden Dampferzeugern an die Umgebung abgegeben wird. Die weitere Analyse erfolgt wie beim Frischdampfleitungsbruch (siehe Kap. 7.9.2.3).

Für die Freisetzen aus dem Volumenausgleichstank hat die HSK den Quellterm von KKB übernommen. Die Aktivität in den Abklingtanks wurde so modelliert, dass ein Tank während einer Woche mit einer konstanten Edelgas-Eintragsrate entsprechend dem Primärkühlmitteldurchsatz durch das Reinigungssystem gefüllt wird und danach während 3 Wochen abklingt.

Die von der HSK ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.9.2-15 gezeigt. Die maximale Dosis im ersten Jahr beträgt mit der für den Dauerbetrieb zulässigen Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel gemäss HSK-Analyse 10,9 mSv.

Tabelle 7.9.2-15: Maximale Dosis für Störfälle durch externe Ereignisse

Dosis im ersten Jahr [mSv]	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$4,0 \cdot 10^{-1}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	10,5
Total Wolken- und Bodenphase	10,9

Die Ergebnisse der von der HSK durchgeführten radiologischen Störfallanalysen für externe Ereignisse zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-11 zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.

7.9.2.12 Radiologische Auswirkungen in der Anlage

Bei allen Auslegungsstörfällen muss damit gerechnet werden, dass in die Anlagenräume freigesetzte Radioaktivität den ungeschützten Zugang zu diesen Räumen stark einschränken wird. Die radiologischen Auswirkungen für das Personal sind bei den untersuchten Störfällen von untergeordneter Bedeutung, denn das Personal befindet sich in der Regel nicht im Einflussbereich der Freisetzung. Davon ausgenommen sind der Brennelementabsturz und der Bruch der Ablassleitung ausserhalb Containment.

a) Brennelementabsturz

Der Brennelementabsturz kann nur entstehen, wenn bestrahlte Brennelemente umgesetzt werden. Ein Brennelementabsturz hat radiologisch dann die grössten Konsequenzen, wenn das bestrahlte Brennelement nur wenig abgeklungen ist, also beim Entladen des Reaktors am Ende eines Zyklus.

Angaben des Gesuchstellers

Das Vorgehen des KKB bei der Herleitung der freigesetzten Aktivitäten und des Quellterms ist in Kap. 7.9.2.6 beschrieben. In der Analyse von KKB wird die durch den Brennelementabsturz freigesetzte Aktivität sofort und homogen im gesamten Brennelementlager-Volumen verteilt. Es wird davon ausgegangen, dass das betroffene Personal vor der Evakuierung während einer Minute der Direktstrahlung der Edelgase und der Iod-Atmosphäre ausgesetzt ist.

Die Berechnungen von KKB ergeben für den ungünstigsten Fall eines MOX-Brennelements eine Gesamtdosis von 40,7 mSv, wobei 0,3 mSv durch Direktstrahlung und 40,4 mSv durch Inhalation verursacht werden. KKB kommt zum Schluss, dass die radiologischen Auswirkungen eines Brennelementabsturzes für das Personal akzeptabel sind, insbesondere weil eine Evakuierung wegen der regelmässigen Instruktion des Personals innert weniger als einer Minute durchgeführt werden kann. Ferner wird das betroffene Personal gemäss Notfallanweisungen sofort Iodtabletten einnehmen⁹⁵. Es sind keine weiteren Massnahmen notwendig.

HSK-Beurteilung

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf Art. 96 Absatz 5 der Strahlenschutzverordnung StSV¹² und sinngemäss auf das Dosismassnahmenkonzept der Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (VEOR)⁹⁶.

Die HSK ist mit der Modellierung des Störfalls und der Wahl der relevanten Parameter durch KKB einverstanden. Die HSK berechnet eine Personendosis von 42,9 mSv; die Ergebnisse sind in Tab. 7.9.2-16 zusammengestellt.

Die vom KKB und der HSK ermittelten Dosen liegen unter dem Grenzwert der StSV¹² für Personendosen bei Störfällen. Hingegen liegt die entsprechende Schilddrüsendosis deutlich über der oberen Dosischwelle des Dosismassnahmenkonzepts der VEOR, so dass eine Einnahme von Iodtabletten erforderlich wird. Dieses Vorgehen ist in den relevanten Notfallvorschriften von KKB vorgesehen. Daher sind keine weiteren Massnahmen notwendig.

Tabelle 7.9.2-16: Zusammenstellung der Folgedosen für das Personal bei einem Brennelementabsturz

Art der Strahlung	KKB-Analyse	HSK-Analyse
Direktstrahlung	0,3 mSv	0,6 mSv
Inhalation Iode (ohne Einnahme einer Iodtablette)	40,4 mSv	42,3 mSv
Total	40,7 mSv	42,9 mSv

b) Bruch der Ablassleitung ausserhalb des Containments

Bei einem Bruch der Ablassleitung ausserhalb des Containments (siehe dazu Kap. 7.9.2.9) gelangt die mit dem Primärkühlmittel freigesetzte Aktivität in die Atmosphäre des Nebengebäudes und gefährdet das anwesende Personal durch Direktstrahlung und Inhalation.

Angaben des Gesuchstellers

KKB schätzt die Personendosis ab, indem die freigesetzte Aktivität auf ein Volumen von 20 m³ verteilt wird und die betroffene Person sich 10 Minuten in dieser Atmosphäre aufhält. Die Berechnungen von KKB ergeben eine Gesamtdosis von 13,4 mSv für das betroffene Personal.

KKB kommt zum Schluss, dass die Grenzwerte der StSV¹² für beruflich strahlenexponiertes Personal eingehalten werden.

HSK-Beurteilung

Die HSK ist mit der Analyse des KKB für den Fall der normalen Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel grundsätzlich einverstanden. Sie ist jedoch der Ansicht, dass die Annahmen von KKB zur Aufenthaltszeit des Personals unnötig lang angesetzt worden sind. Ferner unterstellen die KKB-Analysen eine gegenüber der Auslegung verdoppelte Ablassrate. Die HSK kommt daher zum Schluss, dass KKB die Dosen für das Personal überschätzt und dass die Dosislimite gemäss StSV¹² für Störfälle sicher eingehalten ist.

7.10 Zusammenfassende Bewertung

Die Analysen zum Verhalten der Anlage bei Auslegungsstörfällen zeigen, dass die Einhaltung der Schutzziele Reaktorabschaltung, Kühlung der Brennelemente, Einschluss der radioaktiven Stoffe und Begrenzung der Strahlenexposition gewährleistet ist.

Die im Sicherheitsbericht von KKB 2 dokumentierten Störfallanalysen des Reaktorlieferanten basieren auf früheren Rechenmethoden, die sich als sehr konservativ erwiesen haben. Auch berücksichtigen diese Störfallanalysen in mehreren Fällen nicht die tatsächliche Anlagenkonfiguration und die aktuelle Brennstoffeinsatzstrategie. Im Bewertungszeitraum wurden vom Brennelement-Lieferanten ergänzende Analysen durchgeführt, welche die vorstehend genannten Defizite weitgehend beheben, jedoch nicht Bestandteil des Sicherheitsberichts von KKB 2 sind.

Die HSK ist der Ansicht, dass die im Sicherheitsbericht von KKB 2 dokumentierten Störfallanalysen auf der tatsächlichen Anlagenkonfiguration und der Langzeitstrategie für den Brennstoffeinsatz basieren müssen. Deshalb fordert die HSK die folgende Massnahme:

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 32/7.10-1: Die Störfallanalysen im Sicherheitsbericht von KKB 2 sind unter Berücksichtigung bereits vorliegender Analysen des Brennelement-Lieferanten bis Ende 2005 (nächste Revision des Sicherheitsberichts) zu aktualisieren. Mögliche Inkonsistenzen bei den Analysen in Bezug auf die aktuelle Anlagenkonfiguration (z.B. neue Dampferzeuger) sowie die Langzeitstrategie für den Brennstoffeinsatz sind im Sicherheitsbericht zu bereinigen. Bei neu durchzuführenden Analysen sind dem heutigen Stand entsprechende Rechenmethoden anzuwenden. Zusätzlich sind bei der Aktualisierung des Sicherheitsberichtes auch die in Kapitel 6 und Kapitel 7 genannten Punkte zu berücksichtigen. Das Vorgehen ist mit der HSK abzustimmen.

Die Ergebnisse der radiologischen Störfallanalysen (siehe Tab. 7.9.2-17) zeigen auf, dass die Auswirkungen in der Umgebung – unter Berücksichtigung der dargelegten Massnahmen und Änderun-

gen – bei allen untersuchten Störfällen unterhalb den in der Richtlinie HSK-R-11 festgelegten Dosiswerten bleiben.

Die Ergebnisse der vom KKB und der HSK durchgeführten radiologischen Störfallanalysen stimmen gut überein. Die Unterschiede beim Stabauswurf, beim kleinen Kühlmittelverluststörfall und beim grossen Kühlmittelverluststörfall sind auf unterschiedliche Modellannahmen zurückzuführen. Die HSK plant, in nächster Zukunft die Anforderungen zur Berechnung von Quelltermen in einer neuen Richtlinie festzulegen. Nachdem die neue Richtlinie vorliegen wird, wird die HSK KKB auffordern, neue Quellterm- und Dosisberechnungen für die oben genannten Störfälle mit revidierten Modellannahmen durchzuführen und im Sicherheitsbericht zu dokumentieren. Dabei sollen dann aktuelle Dosisfaktoren berücksichtigt werden.

Zusammenfassend stellt die HSK fest, dass das Sicherheitskonzept in Beznau zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle geeignet ist. Damit ist auch gezeigt, dass die dazu benötigte Störfallinstrumentierung angemessen ist und dass die Grenzwerte für die Auslösung von Schutzfunktionen adäquat festgelegt sind.

Tabelle 7.9.2-17: Ergebnisse der radiologischen Störfallanalysen

Auslegungstörfall	Maximale Dosis im ersten Jahr [mSv]		Belastungspfade und Nuklidgruppen*)	
	KKB-Analyse	HSK-Analyse	Wolkenphase	Bodenphase
Ereigniskategorie 1 (maximal 0,2 mSv zulässig)				
Teilausfall der Eigenbedarfsversorgung	$5,4 \cdot 10^{-3}$	$5,5 \cdot 10^{-3}$	Inh/I, Ext/E	Ing/I , Ing/A
Dampferzeuger-Heizrohrbruch	$7,1 \cdot 10^{-2}$	$6,2 \cdot 10^{-2}$	Inh/I, Ext/E	Ing/I , Ing/A
Fehlöffnen von Frischdampf-Abblaseventilen	$1,6 \cdot 10^{-1}$	$1,7 \cdot 10^{-1}$	Inh/I, Inh/A, Ext/E	Ing/I , Ing/A, Ext/A
Ereigniskategorie 2 (maximal 1 mSv zulässig)				
Blockieren einer Hauptkühlmittelpumpe	$5,7 \cdot 10^{-3}$	$5,8 \cdot 10^{-3}$	Inh/I, Ext/E	Ing/I , Ing/A
Kleiner Kühlmittelverluststörfall	$1,4 \cdot 10^{-2}$	$3,5 \cdot 10^{-2}$	Inh/I, Ext/E	Ing/I , Ing/A
Brennelement-Handhabungsstörfall	$6,3 \cdot 10^{-2}$	$7,0 \cdot 10^{-2}$	Inh/I, Ext/E	Ing/I
Stabauswurf	$7,4 \cdot 10^{-1}$	$9,3 \cdot 10^{-2}$	Inh/I, Ext/E, Ext/A, Inh/A	Ing/I , Ing/A
Fehlausfahren eines Kontrollstabs	$1,8 \cdot 10^{-1}$	$2,0 \cdot 10^{-1}$	Ext/E , Ext/A, Inh/A	Ing/I, Ext/A, Ing/A
Dampferzeuger-Heizrohrbruch mit erhöhter Kühlmittelaktivität	$7,1 \cdot 10^{-1}$	$6,2 \cdot 10^{-1}$	Inh/I, Ext/E	Ing/I , Ing/A
Fehlöffnen von Frischdampf-Abblaseventilen mit erhöhter Kühlmittelaktivität	$8,2 \cdot 10^{-1}$	$8,5 \cdot 10^{-1}$	Inh/I, Inh/A, Ext/E	Ing/I , Ing/A, Ext/A
Ereigniskategorie 3 (maximal 100 mSv zulässig)				
Versagen des Volumenausgleichstanks	$4,5 \cdot 10^{-3}$	$4,4 \cdot 10^{-3}$	Ext/E, Inh/I	Ing/I
Bruch der Ablassleitung ausserhalb Containment	$8,8 \cdot 10^{-2}$	$8,8 \cdot 10^{-2}$	Inh/I, Ext/E	Ing/I
Grosser Kühlmittelverluststörfall	$7,4 \cdot 10^{-1}$	$9,3 \cdot 10^{-1}$	Inh/I, Ext/E, Ext/A, Inh/A	Ing/I , Ing/A
Frischdampfleitungsbruch	5,0	5,3	Inh/I, Inh/A	Ing/I , Ing/A, Ext/A
Störfälle durch externe Ereignisse	< 10,0	10,9	Ext/E, Inh/I, Inh/A	Ing/I , Ing/A, Ext/A

*) HSK-Analyse: Belastungspfade und Nuklidgruppen mit einem Beitrag zur Wolken- bzw. Bodendosis grösser ca. 1 % (wichtigster Pfad insgesamt **fett** hervorgehoben)

Ext = Externe Bestrahlung E = Edelgase
 Inh = Inhalation I = Jod
 Ing = Ingestion A = Aerosole (inklusive Edelgas-Töchter)

8 Auslegungsüberschreitende Störfälle

Mit dem für Kernkraftwerke entwickelten gestaffelten Sicherheitskonzept ist eine umfassende Vorsorge gegen Störfälle getroffen. Für die der Auslegung zugrunde liegenden Störfälle ist nachgewiesen, dass die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umgebung so gering ist, dass diese keine Gefährdung für die Umgebung und für die Bevölkerung darstellt. Das Spektrum der deterministisch analysierten Auslegungsstörfälle deckt alle während der Lebensdauer der Anlage nach der Erfahrung zu erwartenden oder nach menschlichem Ermessen nicht auszuschliessenden Störfälle ab.

Über die Auslegungsstörfälle hinaus ist auch für auslegungsüberschreitende Störfälle Vorsorge zu treffen. Auslegungsüberschreitende Störfälle sind durch Mehrfachfehler in den zur Störfallbeherrschung vorgesehenen Sicherheitssystemen gekennzeichnet oder werden durch ein extrem seltenes Ereignis direkt ausgelöst. Als Folge kann es zu einer schweren Schädigung des Reaktorkerns, zu einem Versagen der bestehenden Rückhaltebarrieren und zu einer hohen Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung kommen. Über die auslegungsgemäss vorgesehenen Sicherheitssysteme hinaus existieren in den Schweizerischen Kernkraftwerken Richtlinien und Massnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen derartig schwerer Unfälle.

Mit der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) hat sich eine Analysemethodik etabliert, die eine umfassende quantitative Bewertung des Risikos schwerer Unfälle erlaubt. In der PSA werden die Auswirkungen eines breiten Spektrums von Ereignissen auf die Anlagensicherheit untersucht. Die hierbei unterstellten Ausfallannahmen von Sicherheitssystemen gehen weit über die den deterministischen Störfallanalysen zugrunde liegenden Ausfallannahmen hinaus. Anhand der Ergebnisse der PSA lässt sich sowohl das erreichte Sicherheitsniveau der Anlage als auch die Ausgewogenheit des anlagespezifischen Sicherheitskonzepts beurteilen. Terroranschläge oder Kriegshandlungen werden in der PSA üblicherweise nicht als Unfallursache analysiert. Gemäss Anforderung der Richtlinie HSK-R-48 ist von den Betreibern der Schweizerischen Kernkraftwerke im Rahmen der PSÜ eine mehrstufige PSA für unterschiedliche Anlagenzustände vorzulegen.

1) PSA der Stufe-1 für den Volllastbetrieb

In dieser Studie werden Unfallabläufe analysiert, die zu einer Beschädigung des Reaktorkerns führen. Als Ergebnis wird eine Kernschadenshäufigkeit pro Jahr ausgewiesen.

2) PSA der Stufe-2 für den Volllastbetrieb

Die PSA der Stufe-2 baut auf den Ergebnissen der PSA der Stufe-1 auf. In dieser Studie werden Unfallabläufe analysiert, die zu einem Versagen des Containments als letzte Rückhaltebarriere führen können. Als Ergebnis werden die Freisetzungshäufigkeit pro Jahr sowie Art und Umfang der freigesetzten radioaktiven Stoffe ausgewiesen.

3) PSA der Stufe-1 für Schwachlast und Stillstand

In dieser Studie werden Unfallabläufe analysiert, die zu einem Brennstoffschaden führen. Als Ergebnis wird eine Brennstoffschadenshäufigkeit pro Jahr ausgewiesen. Je nach Betriebszustand befindet sich der Reaktorkern noch im Reaktordruckbehälter oder ist in das Brennelementbecken ausgelagert.

Nachfolgend werden die von KKB eingereichten PSA-Studien bewertet. Hierbei wird einleitend auf die in der Vergangenheit durchgeführten PSA-Studien sowie auf die Vorgehensweise bei der Bewertung der jeweiligen Studie eingegangen.

8.1 PSA der Stufe-1 für den Volllastbetrieb

Ende 1990 wurde von KKB eine PSA der Stufe-1 für den Volllastbetrieb (BERA-1990 Stufe-1) eingereicht, die von der amerikanischen Firma PLG erstellt wurde und die Anlagenkonfiguration von 1989 reflektierte. Zu diesem Zeitpunkt lag die Detailplanung für die Errichtung eines unabhängigen Notstandsystems vor. In Betrieb genommen wurde das Notstandssystem im Block 2 im Jahr 1992. Darüber hinaus wurden im Zusammenhang mit der Errichtung des Notstandsystems die bestehenden Störfall- und Notfallvorschriften überarbeitet und ergänzt. Einige der wesentlichen im HSK-Gutachten von 1994 festgehaltenen Unterschiede zwischen den von KKB und der HSK ausgewiesenen PSA-Ergebnissen waren darauf zurückzuführen, dass in der PSA-Studie der HSK der "as-build" Zustand des Notstandsystems sowie die zu diesem Zeitpunkt in Kraft gesetzten Vorschriften berücksichtigt werden konnten. Vor diesem Hintergrund wurde von der HSK betont, dass das im Rahmen der BERA-1990 Stufe-1 entwickelte PSA-Modell an den aktuellen Anlagenzustand anzupassen ist.

Im Frühjahr 2000 reichte KKB eine aktualisierte PSA der Stufe-1 für den Volllastbetrieb (BERA-2000 Stufe-1) ein. Im Gegensatz zur vorhergehenden Studie wurden wesentliche Teile von KKB selbst erstellt. Für einige spezielle Teilbereiche, wie die Datenerfassung, die Bewertung von Operateurhandlungen und die Brandanalyse wurden amerikanische Experten der Firma PLG/EQE im Unterauftrag hinzugezogen. Die BERA-2000 Stufe-1 umfasst die zwischen 1992 und 2000 in den Blöcken 1 und 2 des KKB durchgeführten Nachrüstungen. Dies betrifft insbesondere die Errichtung des Notstandsystems mit den Verbindungsmöglichkeiten zwischen den Blöcken 1 und 2, die Verbesserung der Notstromversorgung (Kapitel 6.9.3) und die Errichtung eines Notspeisewassersystems (Kapitel 6.7.4.2). Die Auswertung der anlagenspezifischen Betriebserfahrungen reicht bis in das Jahr 2001. Die Datenaktualisierung für die Jahre 1995 bis 2001 wurde der HSK im Dezember 2002 eingereicht und ist in den im PSA-Hauptbericht⁹⁷ dargestellten Ergebnissen noch nicht berücksichtigt. Das aktualisierte PSA-Modell für den Volllastbetrieb umfasst die Betriebszustände zwischen 100% und 3% Leistung beim Abfahren der Anlage und zwischen 25% und 100% Leistung beim Anfahren der Anlage.

Die Überprüfung der eingereichten BERA-2000 Stufe-1 durch die HSK konzentrierte sich auf folgende Analyseschritte:

1) Analyse der Komponenten-Zuverlässigkeit

Dieser Analyseschritt beinhaltet die Erstellung einer generischen Datenbasis und die Auswertung der anlagenspezifischen Betriebserfahrung zur Ermittlung der Zuverlässigkeitsparameter für die in der Systemanalyse modellierten mechanischen und elektrischen Komponenten.

2) Analyse von Operateurhandlungen

Dieser Analyseschritt beinhaltet die Ermittlung der Fehlerwahrscheinlichkeiten für die in der Ereignisablauf- und Systemanalyse modellierten Operateurhandlungen.

3) Analyse auslösender Ereignisse

Dieser Analyseschritt beinhaltet die Auswahl und die Ermittlung der Häufigkeit von Ereignissen die zu einer Anforderung von Sicherheitssystemen führen. Hierbei wird zwischen anlageinternen, internen systemübergreifenden und anlageexternen Ereignissen unterschieden.

4) Ereignisablauf- und Systemanalyse

Dieser Analyseschritt beinhaltet die Identifizierung der zur Unfallbeherrschung erforderlichen Sicherheitsfunktionen. Darauf aufbauend erfolgt die Modellierung der ereignisspezifischen Unfallabläufe in Form von Ereignisbäumen. Die Unfallsequenzen werden soweit verfolgt, bis ein Kern-

schaden nicht mehr zu verhindern ist. Die Verfügbarkeit der zur Ausführung der Sicherheitsfunktionen erforderlichen Sicherheitssysteme wird mit Hilfe von Fehlerbäumen bestimmt.

5) Ermittlung der Kernschadenshäufigkeit

Als Ergebnis der Ereignisablauf- und Systemanalyse wird eine Häufigkeit ausgewiesen, mit der ein Kernschaden zu erwarten ist. Der Beitrag einer Unfallsequenz zur Kernschadenshäufigkeit wird aus dem Produkt der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses und der Nichtverfügbarkeit (bedingten Ausfallwahrscheinlichkeit) der zur Unfallbeherrschung erforderlichen Systemkomponenten und Operateurhandlungen ermittelt.

Die unter Analyseschritt 3) genannten drei Kategorien auslösender Ereignisse werden nachfolgend getrennt bewertet. Die Ereignisablauf- und Systemanalyse wird schwerpunktmässig unter der Analyse interner Ereignisse bewertet, da die Analyse der Auswirkungen der internen systemübergreifenden sowie der anlageexternen Ereignisse auf dem für die internen Ereignisse entwickelten PSA-Modell aufbaut.

Die BERA-2000 Stufe-1 wird von der HSK dahingehend bewertet, inwieweit das Anlagenverhalten bei Unfällen während des Volllastbetriebs umfassend und korrekt abgebildet wurde und die angewandten Methoden dem Stand der Technik entsprechen. Abschliessend werden die erzielten quantitativen Ergebnisse und die mit Ihnen verbundenen Unsicherheiten diskutiert und in Bezug auf das erreichte Sicherheitsniveau und die Ausgewogenheit des anlagentechnischen Sicherheitskonzepts bewertet.

8.1.1 Analyse der Komponenten-Zuverlässigkeit

Angaben des Gesuchstellers

In der BERA-2000 Stufe-1 sind folgende Zuverlässigkeitsparameter für die in der Systemanalyse modellierten Komponententypen ermittelt worden:

- Versagenswahrscheinlichkeit bei Anforderung und während des Betriebs infolge unabhängiger Ausfallursache,
- Instandhaltungshäufigkeit und –dauer,
- Versagenswahrscheinlichkeit infolge gemeinsamer (abhängiger) Ausfallursache (sog. Common Cause Failure, CCF).

Ausgehend von dem in der BERA-1990 Stufe-1 verwendeten Datensatz ist in der BERA-2000 Stufe-1 die anlagenspezifische Betriebserfahrung bis Ende 2001 ausgewertet worden, um die o.g. Zuverlässigkeitsparameter zu bestimmen. Die Verknüpfung der Datensätze erfolgt für die Bestimmung der Versagenswahrscheinlichkeiten infolge unabhängiger Ausfälle und der Nichtverfügbarkeiten infolge Instandhaltung mittels Bayes'schem Verfahren. Für die Bestimmung der Versagenswahrscheinlichkeit infolge gemeinsamer Ausfallursache (Common Cause Failure, CCF) ist das Multiple Greek Letter Modell verwendet worden.

Die Anzahl der Komponentenausfälle (unabhängige als auch abhängige) ist anhand der Auswertung der Arbeitsaufträge identifiziert worden, die bei Fehlfunktion einer Komponente im KKB erstellt werden. Die Anzahl der Anforderungen und die Betriebszeit sind aus den in den Technischen Spezifikationen festgelegten Prüfanforderungen abgeleitet bzw. den Betriebsaufzeichnungen entnommen worden. Häufigkeit und Dauer der Instandhaltung sind aus den Schaltaufträgen abgeleitet worden.

Erfasst worden sind sowohl ungeplante als auch geplante Instandhaltungen, die eine Nichtverfügbarkeit der betroffenen Komponente bedingen.

Auf Basis der für die Jahre 1995 bis 2001 ausgewerteten Zuverlässigkeitsdaten kommt KKB zu der Schlussfolgerung, dass keine systematischen Alterungseffekte der Sicherheitssysteme erkennbar und an einzelnen Komponenten sogar Verbesserungen feststellbar sind.

HSK-Beurteilung

Die für die Datenauswertung in der BERA-2000 Stufe-1 verwendeten Methoden und Modelle wurden bereits in der BERA-1990 Stufe-1 verwendet und stellen aus Sicht der HSK den Stand der Technik dar. Der bereits in der BERA-1990 Stufe-1 genutzte generische Datensatz wurde in der BERA-2000 Stufe-1 nicht aktualisiert. Vor dem Hintergrund, dass mittlerweile 60 Jahre anlagenspezifische Betriebserfahrung aus beiden Blöcken des KKB in die Datenauswertung eingeflossen sind, akzeptiert die HSK diesen Ansatz in Bezug auf die Auswertung unabhängiger Komponentenausfälle. Im Vergleich zur BERA-1990 Stufe-1 ist die Datenauswertung in der BERA-2000 Stufe-1 wesentlich detaillierter. Dies zeigt sich darin, dass die Anzahl der berücksichtigten Komponententypen und Ausfallarten um ca. den Faktor 3 gestiegen ist. Hierdurch wird die anlagenspezifische Betriebserfahrung genauer wiedergegeben.

Das KKB-Datenerfassungskonzept stellt eine systematische Auswertung der Betriebserfahrung sicher, indem alle für die Systemanalyse benötigten Zuverlässigkeitsparameter ermittelt werden. Anhand der im KKB-Betriebserfahrungsbericht festgehaltenen sicherheitsrelevanten Vorkommnisse hat sich die HSK davon überzeugt, dass die in der BERA-2000 Stufe-1 abgeleiteten Komponentenausfälle und Instandhaltungshäufigkeiten auf einer umfassenden Auswertung der anlagenspezifischen Betriebserfahrung basieren. Im Rahmen der Überprüfung des KKB-spezifischen Prozesses der Datenerfassung und -auswertung bemängelte die HSK, dass die rückwirkend durchgeführte Datenauswertung bisher in zu grossen Zeitabständen erfolgte und damit die Reproduzierbarkeit der Ursachen für lange zurückliegende Komponentenausfälle erschwert wird. Auf Forderung der HSK hat KKB zwischenzeitlich eine Verfahrensvorschrift erstellt und eingeführt, in der die Vorgehensweise zukünftiger PSA-Aktualisierungen spezifiziert ist. Mit der Verfahrensvorschrift ist sichergestellt, dass die Datenaktualisierung mindestens alle 5 Jahre im KKB durchgeführt wird.

Die nachfolgend diskutierten Punkte stellen die Richtigkeit der in der BERA-2000 Stufe-1 verwendeten Zuverlässigkeitskenngrössen nicht in Frage, sondern beziehen sich auf punktuelle Ergänzungen bzw. nachvollziehbarere Darstellungen der Vorgehensweise der Datenerhebung:

- Die Bildung von Komponentenkollektiven, die Komponenten aus unterschiedlichen Systemen enthalten (Motorarmaturen, pneumatisch gesteuerte Ventile, Rückschlagklappen und Magnetventile), ist schwer nachvollziehbar, da die technischen Merkmale der jeweiligen Komponenten sowie systemspezifische Betriebsbedingungen und Prüfanforderungen zur Unterlegung der durchgeführten Bewertungen nicht vorliegen.
- Die Zuverlässigkeitsparameter für die Komponenten der (analogen) Messwerterfassung basieren in der BERA-2000 Stufe-1 lediglich auf generischen Daten. Hingegen sind im KKB-Betriebserfahrungsbericht die Ergebnisse der statistischen Erfassung derartiger Komponentenausfälle über die letzten 10 Jahre ausgewiesen, so dass aus Sicht der HSK kein plausibler Grund vorliegt, diese Erfahrungen nicht in die Datenauswertung aufzunehmen.
- Für einige wichtige Komponententypen (Dampferzeuger-Sicherheitsventile, Batterien, Rückschlagventile) wurden in der BERA-2000 keine CCF-Daten ermittelt und bei der Modellie-

zung entsprechend berücksichtigt. Die internationale Erfahrung zeigt, dass für diese Komponenten ein CCF-Potential besteht.

- Der generische Datensatz für die Ermittlung der Wahrscheinlichkeit für CCF wurde nicht aufdatiert. Die Daten stammen aus den 80er Jahren. International sind seitdem erhebliche Anstrengungen unternommen worden, um die Datenbasis für CCF-Ereignisse und damit auch die Erfahrungen über mögliche CCF-Mechanismen zu vergrössern.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 33/ 8.1.1-1: Analyse der Komponenten-Zuverlässigkeit

Die im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführte Analyse der Komponenten-Zuverlässigkeit ist in folgenden Punkten zu vervollständigen:

- a) *Die Bildung von Komponentenkollektiven, die Komponenten aus unterschiedlichen Systemen enthalten (Motorarmaturen, pneumatisch gesteuerte Ventile, Rückschlagklappen und Magnetventile), ist anhand der Darlegung der technischen Merkmale sowie der systemspezifischen Betriebsbedingungen und Prüfanforderungen zu begründen.*
- b) *Die für die Komponenten der (analogen) Messwerterfassung im KKB erfassten Ausfälle sind in die PSA-spezifische Datenauswertung einzubeziehen.*
- c) *Für die Komponententypen "Dampferzeuger-Sicherheitsventile", "Batterien und zugehörige Ladegeräte" sowie "Rückschlagventile" sind CCF-Zuverlässigkeitsdaten zu ermitteln und im PSA-Modell zu integrieren.*
- d) *Es ist aufzuzeigen, dass der verwendete generische Datensatz für die Ermittlung der Wahrscheinlichkeit von CCF die internationale Betriebserfahrung widerspiegelt. Andernfalls ist dieser zu aktualisieren.*

Der Punkt a) der PSÜ-Pendenz ist von KKB bis Ende 2004 durchzuführen. Die Punkte b) bis d) sind bis Ende 2007 durchzuführen.

Die für beide Blöcke des KKB in Form von Zuverlässigkeitskenngrössen ausgewertete langjährige Betriebserfahrung wurde von der HSK genutzt, um zu überprüfen, inwieweit aus statistischer Sicht Anzeichen für eine Erhöhung der Ausfallanfälligkeit risikorelevanter Komponententypen der Nicht-Notstandssysteme erkennbar sind. Hierzu wurden die in der BERA-1990 Stufe-1 ausgewerteten anlagenspezifischen Versagenswahrscheinlichkeiten und Ausfallraten (Zeitraum von 1976 bis 1983) mit denen der BERA-2000 Stufe-1 (Zeitraum 1984 bis 2001) verglichen. Die Ergebnisse sind in Tabelle 8.1.1-1 festgehalten. Bei einigen wenigen Komponententypen (pneumatisch-gesteuerte Ventile, Flut-Dieselgeneratoren) ist über den gesamten Zeitraum ein Trend zu höheren Ausfallraten bzw. Versagenswahrscheinlichkeiten zu erkennen. Dieser Trend ist aus Sicht der HSK aber statistisch nicht signifikant, um hieraus schliessen zu können, dass diese Komponententypen einem merklichen Alterungsprozess unterliegen. Die den Komponentenmodellen zugrunde liegende Annahme einer zeitlich konstanten Ausfallrate ist somit gerechtfertigt. Zudem sind die aufgeführten Komponententypen Bestandteil des im KKB eingeführten Alterungsüberwachungsprogramms. Hierdurch wird aus Sicht der HSK eine systematische und vorausschauende Überwachung auf mögliche Alterungseffekte sichergestellt. Somit können rechtzeitig korrigierende Massnahmen zum Erhalt des Soll-Zustands der Komponenten ergriffen werden.

Tabelle 8.1.1-1: Versagenswahrscheinlichkeiten und Ausfallraten risikorelevanter Komponententypen der Nicht-Notstandssysteme

Ausfallart	1995 bis 2001	1984 bis 1994	1976 bis 1983
Motorventil			
Öffnet nicht bei Anforderung	7.7E-04	2.7E-03	2.8E-03
Schliesst nicht bei Anforderung	3.9E-04	2.0E-03	5.6E-04
Pneumatisch-gesteuertes Ventil ohne Regelfunktion			
Öffnet nicht bei Anforderung	5.8E-03	1.2E-02	6.0E-04
Schliesst nicht bei Anforderung	7.8E-03	3.5E-03	6.0E-04
Pneumatisch-gesteuertes Ventil mit Regelfunktion			
Fällt aus bei Anforderung	5.5E-03	2.3E-03	
Regelt nicht während des Betriebs	9.0E-05	5.5E-05	
Rückschlagventil			
Öffnet nicht bei Anforderung	3.0E-03	1.3E-04	1.4E-04
Schliesst nicht bei Anforderung	4.4E-04	1.6E-03	3.5E-04
Sicherheitseinspeisepumpe JSI			
Startet nicht bei Anforderung	5.0E-03	1.9E-03	9.7E-03
Versagen während des Betriebs	4.8E-03	6.1E-03	3.6E-03
Hilfsspeisewasserpumpe LSN			
Startet nicht bei Anforderung	1.9E-03	2.5E-03	7.1E-03
Ausfall während des Betriebs	4.2E-04	1.6E-04	1.8E-04
Ladepumpe KCH			
Startet nicht bei Anforderung	3.9E-03	2.6E-02	8.9E-04
Ausfall während des Betriebs	3.8E-04	4.1E-04	2.9E-04

Primäre Nebenkühlwasserpumpe PRW			
Startet nicht bei Anforderung	2.1E-03	6.6E-04	1.0E-03
Ausfall während des Betriebs	2.0E-05	3.7E-05	6.3E-05
Primäre Zwischenkühlwasserpumpe KAC			
Startet nicht bei Anforderung	4.0E-03	8.2E-04	3.8E-03
Ausfall während des Betriebs	2.6E-06	1.8E-05	1.2E-05
Brunnenwasserpumpe LBW			
Startet nicht bei Anforderung	1.6E-03	4.0E-03	5.2E-03
Ausfall während des Betriebs	4.7E-03	3.0E-03	4.6E-03
Flut-Dieseldieselgenerator XG			
Startet nicht bei Anforderung	5.0E-03	1.3E-02	1.0E-02
Ausfall während des Betriebs	5.3E-03	2.0E-03	1.7E-03
Steuerluftkompressor QIA			
Startet nicht bei Anforderung	1.2E-03	2.2E-03	2.5E-02
Ausfall während des Betriebs	1.8E-04	2.2E-04	3.7E-04

Da das Notstandssystem eine hohe sicherheitstechnische Bedeutung hat und erstmals für beide Blöcke eine längere, fast 20-jährige Betriebserfahrung vorliegt, wurde zur Einschätzung der Zuverlässigkeit der Notstandssysteme die Versagenswahrscheinlichkeit wichtiger Komponenten mit denen der Nicht-Notstandssysteme verglichen. Mit einer Ausnahme ist bei keiner der Notstand-Komponenten eine markant erhöhte Versagenswahrscheinlichkeit gegenüber den betreffenden Komponenten der Nicht-Notstandssysteme feststellbar. An der Notstand-Rezirkulationspumpe traten vornehmlich in den Jahren 1995 und 1996 insgesamt 5 Ausfälle auf, die auf Fehler in der elektrischen Ausrüstung zurückzuführen waren, während die Rezirkulationspumpen der Nicht-Notstandssysteme bisher nur einmal ausfielen. Gemäss KKB-Betriebserfahrungsbericht konnten die Schwachstellen in der elektrischen Ausrüstung der Notstand-Rezirkulationspumpe, insbesondere das Fehlen bzw. der Verlust von Kontakten bei Klemmen und Schützen, in den letzten Jahren behoben werden.

8.1.2 Analyse von Operateurhandlungen

Angaben des Gesuchstellers

In der BERA-2000 Stufe-1 sind 192 Operateurhandlungen analysiert worden, die in folgende Kategorien eingeordnet werden können:

Kategorie A: Handlungen, die bei Routinetests, Wartung und Reparatur an Systemen erforderlich sind. Fehlhandlungen haben keinen unmittelbaren Einfluss auf den Anlagenbetrieb, können jedoch die Funktion von Systemen im Anforderungsfall beeinträchtigen. Im Rahmen der Systemanalyse sind 24 derartige Operateurhandlungen identifiziert worden.

Kategorie B: Handlungen, welche die Auslösung eines Störfalls beeinflussen. Diese Handlungen werden üblicherweise nicht explizit modelliert. Stattdessen wird angenommen, dass ihr Beitrag implizit in den Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse enthalten ist. Im Rahmen der Analyse der zu berücksichtigenden auslösenden Ereignisse sind 10 derartige Operateurhandlungen identifiziert worden, die in die Bestimmung der Häufigkeit der entsprechenden auslösenden Ereignisse (z.B. interne Überflutung, Ausfall Hauptkühlwassersystem) eingegangen sind.

Kategorie C: Handlungen, die zur Unfallbeherrschung erforderlich sind und üblicherweise in den KKB-spezifischen Betriebs-, Störfall- und Notfallvorschriften enthalten sind. Fehlhandlungen wirken sich direkt auf die Unfallbeherrschung aus. Im Rahmen der Ereignisablaufanalyse sind 158 derartige Operateurhandlungen identifiziert.

Die Operateurhandlungen der Kategorie A sind in der BERA-2000 Stufe-1 mit der THERP-Methode (Technique for Human Error Rate Prediction) quantifiziert worden, während die Operateurhandlungen der Kategorien B und C mit einer überarbeiteten Variante der SLIM-Methode (Success Likelihood Index Methodology) quantifiziert worden sind.

Die SLIM-Methode basiert auf einer qualitativen Bewertung der identifizierten Operateurhandlungen. In der BERA-2000 Stufe-1 ist diese qualitative Bewertung für ausgesuchte Handlungen der Kategorie C durch unterschiedliche Schichtgruppen des KKB durchgeführt worden. Bewertungsschwerpunkte waren u.a. Komplexität der erforderlichen Handlung, Zusammenwirken mit anderen Handlungen, zur Verfügung stehende Zeit oder Vertrautheit mit der jeweiligen Handlung. Darüber hinaus sind diese Einflussfaktoren von den Schichtgruppen gewichtet worden. Daraus ist für jede Handlung ein so genannter Versagenshäufigkeitsindex (Failure Likelihood Index, FLI) bestimmt worden. Handlungen mit ähnlicher Wichtung der FLI sind zu Gruppen zusammengefasst. Abschliessend sind für die einzelnen Gruppen die handlungsspezifischen FLI anhand von Fehlerwahrscheinlichkeiten (Human Error Probability, HEP) aus PSA-Studien anderer Kernkraftwerke kalibriert worden, um den Zusammenhang zwischen FLI und HEP herzustellen.

Unter Berücksichtigung der mit der SLIM-Methode erzielten HEP sind die HEP der übrigen Handlungen der Kategorien B und C anhand von Expertenschätzungen bestimmt worden. Abhängigkeiten zwischen Operateurhandlungen sind explizit analysiert worden, indem die Handlungen z.B. auf zeitliche Trennung, verschiedene auf die Handlungen hinweisende Signale oder starke Konzentration der Operateure auf vorangehende Handlungen untersucht worden sind.

HSK-Beurteilung

Die Prüfung der Ermittlung der Wahrscheinlichkeit für Operateurfehler konzentrierte sich auf die Anwendung der Methoden, die Auswahl der analysierten Handlungen sowie die der Analyse wichtiger Handlungen zugrunde liegenden Randbedingungen. Im Vergleich zur BERA-1990 Stufe-1 sind in der BERA-2000 Stufe-1 zahlreiche zusätzliche Handlungen analysiert worden, die insbesondere durch die Einführung neuer Vorschriften im Zusammenhang mit der Errichtung des Notstandsystems bedingt sind.

Aus Sicht der HSK sind die nach heutigem Stand der Technik zu berücksichtigenden Handlungskategorien in der BERA-2000 Stufe-1 analysiert. Bis auf wenige Ausnahmen sind die meisten der zur Unfallbeherrschung identifizierten Operateurhandlungen schriftlich in KKB-Vorschriften festgehalten. Hierdurch ist gewährleistet, dass das Betriebspersonal des Blocks 2 durch umfangreiche schriftliche Anweisungen bei der Beherrschung von Unfällen unterstützt wird. Anhand der inhaltlichen Prüfung der schriftlichen Anweisungen kommt die HSK zu dem Ergebnis, dass der Einstieg in die Notfallvorschriften und der Übergang zu anderen Vorschriften eindeutig dargestellt ist und die zu ergreifenden Handlungen detailliert beschrieben sind.

Die in der BERA-2000 Stufe-1 verwendeten Analyse-Methoden sind international anerkannt, allerdings sind im Rahmen der Prüfung von der HSK Inkonsistenzen bei der Ermittlung der HEP mittels der SLIM-Methode festgestellt worden. Die Dokumentation der Analyse von Operateurhandlungen stellt die szenariospezifischen Randbedingungen und den Analyseprozess nachvollziehbar dar.

Wie bereits vorhergehend erwähnt, zeigt die Überprüfung Verbesserungspotentiale auf, die nachfolgend dargestellt werden:

- Einige der analysierten Operateurhandlungen werden in den bestehenden Vorschriften nur unzureichend beschrieben. Dies betrifft insbesondere die Umstellung der Sicherheitseinspeisung auf Rezirkulationskühlung im Fall eines Kühlmittelverlustes.
- Einige der analysierten Operateurhandlungen werden in den bestehenden Vorschriften nicht beschrieben. Dies betrifft insbesondere
 - die lokale Abschaltung der Reaktorhauptkühlmittelpumpen nach Ausfall der Kühlung der Dichtungen und Ausfall der automatischen Pumpenabschaltung,
 - die Auslösung der Turbinenabschaltung und Isolation des Hauptkühlwasserzulaufs zu den Turbinengeneratoren nach teilweiser Verstopfung des Kühlwassereinflusses.
- Die zur Kalibrierung des FLI verwendeten HEP anderer PSA-Studien führen z.T. zu einer quantitativen Bewertung der Handlungen, die nicht mit der qualitativen Bewertung durch die Operateure übereinstimmt.
- Bei der Analyse potentiell abhängiger Handlungen werden die definierten, qualitativen Kriterien zur Beurteilung, ob eine Abhängigkeit vorliegt, nicht nach einem eindeutigen und durchgängigen Verfahren den bedingten HEP zugeordnet. Dies beeinträchtigt die Nachvollziehbarkeit entscheidend.

Um die Bedeutung der Verbesserungspotentiale bezüglich der Vorschriften und der Kalibrierung der FLI beurteilen zu können, sind im Rahmen der Überprüfung ausgewählte Operateurhandlungen mit der ASEP-Methode, einer anderen, ebenfalls anerkannten Methode, neu analysiert und quantifiziert worden. Hieraus ergab sich z.T. deutlich höhere Abschätzungen der HEP (Kapitel 8.1.6).

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 34/8.1.2-1: Probabilistische Analyse von Operateurhandlungen

Aus der Überprüfung der im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführten Analyse von Operateurhandlungen ergeben sich folgende zu verbessernde Punkte:

- a) *Es ist zu überprüfen, inwieweit die bestehenden Vorschriften aufgrund der von der HSK identifizierten Verbesserungsmöglichkeiten zu ändern und/oder zu ergänzen sind.*
- b) *Im Hinblick auf die Unterstützung des Betriebspersonals ist von KKB zu überprüfen, inwieweit die analysierten und bisher nicht schriftlich fixierten Operateurhandlungen in die Vorschriften aufzunehmen sind.*
- c) *Zur Kalibrierung des aus der qualitativen Bewertung der Operateurhandlungen abgeleiteten, handlungsspezifischen Versagenshäufigkeitsindex sind Fehlerwahrscheinlichkeiten zu verwenden, die mit einer anerkannten Methode ermittelt sind und die werkspezifische Aspekte berücksichtigen.*
- d) *Das für die Bewertung von Abhängigkeiten zwischen Operateurhandlungen verwendete Verfahren ist eindeutig zu beschreiben und systematisch anzuwenden.*

Die Punkte a) und b) der PSÜ-Pendenz sind von KKB bis Mitte 2004 durchzuführen. Die Punkte c) und d) sind bis Ende 2006 durchzuführen, wobei das Vorgehen mit der HSK abzustimmen ist.

8.1.3 Analyse anlageinterner Ereignisse

Die Analyse interner Ereignisse umfasst die Identifikation von anlageinternen Störungen in betrieblichen Systemen sowie Fehlfunktionen von Sicherheitssystemen die zu einer Reaktorschnellabschaltung und zur Anforderung von Sicherheitssystemen führen. Anhand der Betriebserfahrungen werden die Eintrittshäufigkeiten der als risikorelevant bewerteten auslösenden Ereignisse ermittelt und die Auswirkungen dieser Ereignisse auf die Anlagensicherheit detailliert untersucht.

8.1.3.1 Auswahl und Ermittlung der Häufigkeit auslösender Ereignisse

Angaben des Gesuchstellers

Die auslösenden Ereignisse sind in der BERA-2000 Stufe-1 anhand unterschiedlicher Methoden identifiziert worden. Anschliessend sind diese Ereignisse mit Ereignisspektren verglichen worden, die amerikanischen Publikationen der U.S. Nuclear Regulatory Commission und des Electric Power Research Institute sowie amerikanischen PSA-Studien für Druckwasserreaktoren entnommen wurden. Darüber hinaus ist die Vollständigkeit des Spektrums auslösender Ereignisse anhand der anlagen-spezifischen Betriebserfahrung überprüft worden. Bei den identifizierten auslösenden Ereignissen sind folgende Kategorien unterschieden worden:

- a) **Kühlmittelverluststörfälle**
Ursache für Kühlmittelverluststörfälle können nicht isolierbare Brüche oder Leckagen in den Leitungen des Reaktorkühlsystem oder in anschliessenden Leitungen sein.
- b) **Transienten**
Transienten sind Störungen ohne Kühlmittelverlust, bei denen ein Ungleichgewicht zwischen Wärmeerzeugung und Wärmeabfuhr auftritt.
- c) **Ausfälle von Hilfssystemen**

Ausfälle von Hilfssystemen können sowohl zu Transienten als auch zu kleinen Kühlmittelverlusten über die Dichtungen der Reaktorkühlmittelpumpen führen.

Die Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse für die Kategorien a) und b) sind in der BERA-2000 Stufe-1 anhand von vergleichbaren Vorkommnissen in amerikanischen Kernkraftwerken (generische Daten) sowie anhand der Auswertung von 62 Betriebsjahren (1971 bis 2001) beider Blöcke des KKB ermittelt worden. Bei der Ermittlung der Häufigkeiten für einen grossen Kühlmittelverluststörfall sowie für den Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung wird der für die Leitungen des Reaktorkühlsystems erbrachte Leck-vor-Bruch-Nachweis bzw. die Möglichkeit der Wiederherstellung des externen Netzes berücksichtigt. Die Eintrittshäufigkeiten für Ereignisse der Kategorie c) sind anhand der Systemanalyse ermittelt worden.

HSK-Beurteilung

Im Vergleich zu dem in der BERA-1990 Stufe-1 analysierten Ereignisspektrum sind in der BERA-2000 Stufe-1 zusätzliche Ereignisse berücksichtigt worden. Insbesondere sind zu nennen:

- Mittlerer Kühlmittelverlust mit einer Leckgrösse zwischen 7 und 64 cm²;
- Leckage oder Bruch einer Speisewasser- oder Frischdampfleitung innerhalb des Ringraums,
- Ausfall des Hauptkühlwassersystems PRH,
- Ausfall der Gleichstromversorgung in der Nicht-Notstandanlage,
- Ausfall des Steuerluftsystems QIA für die Sekundäranlage.

Im HSK-Gutachten von 1994 bemängelte die HSK, dass in der BERA-1990 Stufe-1 lediglich zwei Störfallkategorien für Kühlmittelverluste (gross und klein) berücksichtigt wurden (Pendenz P47, Unterpunkt [1]). Die in der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführten Untersuchungen zeigen auf, dass bei einem mittleren Kühlmittelverlust mit einer Leckgrösse zwischen 7 und 64 cm² eine aktive Nachwärmeabfuhr über die Dampferzeuger zur Störfallbeherrschung erforderlich ist, während bei Kühlmittelverlusten mit einer Leckgrösse von mehr als 64 cm² die Nachwärmeabfuhr über das Leck erfolgt. Aufgrund dieser weiteren Differenzierung wird das Anlagenverhalten bei einem Kühlmittelverlust in der BERA-2000 Stufe-1 genauer abgebildet. Den Unterpunkt (1) der Pendenz P47 erachtet die HSK damit als erfüllt.

Des Weiteren stellte die HSK im Gutachten von 1994 fest, dass der Bruch einer hochenergetischen Leitung im Ringraum in der BERA-1990 Stufe-1 nicht als auslösendes Ereignis analysiert wurde und forderte KKB auf, das mit derartigen Brüchen verbundene Risiko abzuschätzen (Pendenz P8). In der BERA-2000 Stufe-1 führt KKB eine einfache Abschätzung durch und kommt zu dem Ergebnis, dass die Auswirkungen einer Leckage oder eines Bruchs einer der Speisewasser- oder Frischdampfleitungen innerhalb des Ringraums ein vernachlässigbares Risiko darstellen (Häufigkeit < 1.0E-10 pro Jahr). Die Häufigkeit für den Bruch einer Speisewasser- oder Frischdampfleitung ist aufgrund der Annahme eines Leck-vor-Bruch-Verhaltens der Leitungen als sehr gering abgeschätzt worden. Grundsätzlich bestätigt die HSK, dass die Speisewasser- und Frischdampfleitungen innerhalb des Ringraums eine hohe Qualität aufweisen, geringen betrieblichen Belastungen ausgesetzt sind und die wiederkehrenden Prüfungen keine Mängel aufgezeigt haben (Kapitel 6.10.3 und 6.10.4). Allerdings liegt bis heute kein von der HSK akzeptierter Leck-vor-Bruch-Nachweis für diese Rohrleitungen vor, der den in der BERA-2000 Stufe-1 angesetzten Reduktionsfaktor rechtfertigt. Die HSK fordert in der Folgependenz P 6.10.3 ergänzende Massnahmen zu den bisher von KKB eingereichten Nachweisen (Kapitel 6.10.3). Unter Berücksichtigung der kurzfristig geforderten Umsetzung der Massnahmen

stimmt die HSK der Risikoabschätzung in der BERA-2000 Stufe-1 für die Leckage oder den Bruch einer Speisewasser- oder Frischdampfleitung innerhalb des Ringraums zu.

Aus Sicht der HSK wird das Spektrum analysierter Hilfssystemausfälle durch die zusätzlich analysierten auslösenden Ereignisse in der BERA-2000 Stufe-1 entscheidend ergänzt. Vor dem Hintergrund, dass in der deterministischen Störfallanalyse derartige Ausfälle nicht explizit analysiert werden, liefert die BERA-2000 Stufe-1 wichtige Informationen in Bezug auf die Bedeutung des Ausfalls einzelner Hilfssysteme.

Das in der BERA-2000 Stufe-1 analysierte Spektrum auslösender Ereignisse deckt die im KKB-Sicherheitsbericht⁸ diskutierten Störfälle weitgehend ab. Im Vergleich zu dem im Sicherheitsbericht diskutierten Ereignisspektrum ist die Störfallgruppe "Kühlmittelverlust ausserhalb des Containments" in der BERA-2000 Stufe-1 nicht explizit als auslösende Ereignisgruppe analysiert. Die Analyse dieser Störfallgruppe als auslösende Ereignisgruppe wird im ASME-Standard RA-S-2002⁹⁸ gefordert und ist in anderen PSA-Studien für DWR durchgeführt worden.

Als Leckagepfade kommen alle Anschlussleitungen an das Reaktorkühlsystem, die das Containment verlassen, sowie reaktorkühlmittelführende Wärmetauscher, deren sekundärseitige Leitungen das Containment verlassen, in Frage. Im Fall einer Leckage oder eines Bruchs und dem Versagen der Isolation der jeweiligen Anschlussleitung kommt es zu einem durch die Sicherheitseinspeisesysteme nicht zu kompensierenden Kühlmittelverlust. Darüber hinaus können bei dampfförmig ausströmendem Reaktorkühlmittel die Temperatur- und Feuchtebelastung sowie die Gefahr einer Überflutung von Anlageräumen zum Ausfall sicherheitsrelevanter Komponenten führen. Die im HSK-Gutachten von 1994 durchgeführte Bewertung zeigt auf, dass ein Bruch der Ablass- oder der Sperrwasserrücklaufleitung des Chemie- und Volumenregelsystems die höchsten Anforderungen an die Störfallbeherrschung stellen. In der BERA-2000 Stufe-1 sind die Ablass- und die Sperrwasserrücklaufleitung des Chemie- und Volumenregelsystems als Leckagepfade insofern berücksichtigt, als die erfolgreiche Isolation im Rahmen der Modellierung des durch andere Ereignisse ausgelösten Unfallablaufs abgefragt wird. Damit werden die entsprechenden Nichtverfügbarkeiten bezogen auf 24 Stunden im Modell abgebildet. Hingegen wird ein der Eintrittshäufigkeit zugrunde liegender Betrachtungszeitraum von einem Jahr nicht berücksichtigt.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 35/8.1.3.1-1: Analyse auslösender interner Ereignisse

Die im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführte Analyse der auslösenden internen Ereignisse ist in folgendem Punkt zu ergänzen:

Von KKB ist die Leckage oder der Bruch der Ablass- und der Sperrwasserrücklaufleitung des Chemie- und Volumenregelsystems KCH ausserhalb des Containments als direktes auslösendes Ereignis unter Berücksichtigung der Erkennungs- und Absperrmöglichkeiten zu untersuchen und das damit verbundene Risiko auszuweisen.

Die PSÜ-Pendenz ist von KKB bis Ende 2004 durchzuführen.

Die HSK hat sich davon überzeugt, dass die in der BERA-2000 Stufe-1 für die Bestimmung der Ereignishäufigkeiten ausgewertete anlagenspezifische Betriebserfahrung die im KKB-Betriebserfahrungsbericht sowie die in der HSK-eigenen Datenbank festgehaltenen sicherheitsrelevanten Vorkommnisse abdeckt. Des Weiteren sind die ausgewerteten Vorkommnisse den im PSA-Modell berücksichtigten auslösenden Ereignissen korrekt zugeordnet und die ereignisspezifischen Häufigkeiten korrekt ermittelt. Insgesamt gesehen ist in der BERA-2000 Stufe-1 mit der genannten Ausnahme ein umfassendes Spektrum auslösender Ereignisse berücksichtigt und die anlagenspezifische Betriebserfahrung ist vollumfänglich in die Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten eingegangen.

Der Trend der Eintrittshäufigkeit auslösender Ereignisse stellt aus Sicht der HSK eine wichtige Kenngrösse dar, um die Entwicklung der Betriebszuverlässigkeit des KKB zu bewerten. Aus dem Vergleich der in der BERA-2000 Stufe-1 und der BERA-1990 Stufe1 ermittelten Eintrittshäufigkeiten lassen sich folgende Erkenntnisse ableiten:

- Die Eintrittshäufigkeit für einen grossen Kühlmittelverlust ist in der BERA-2000 Stufe-1 wesentlich geringer abgeschätzt als in der BERA-1990 Stufe-1. Dies ist darin begründet, dass in der BERA-2000 Stufe-1 der von der HSK akzeptierte Leck-vor-Bruch-Nachweis für die Leitungen des Reaktorkühlsystems (Kapitel 6.5.3) durch einen Reduktionsfaktor von 0.016 kreditiert wird. Die in der BERA-2000 Stufe-1 ausgewiesene Eintrittshäufigkeit liegt damit im unteren Bereich der in Deutschland⁹⁹ für hoch qualifizierte Leitungen ausgewiesenen Leckhäufigkeiten, so dass dieser Ansatz von der HSK als akzeptabel bewertet wird. Die weiteren in der BERA-2000 Stufe-1 ermittelten Eintrittshäufigkeiten sind geringfügig kleiner als die in der BERA-1990 Stufe-1 ermittelten Eintrittshäufigkeiten. Dieser Trend ist auf die zunehmende anlagenspezifische Betriebserfahrung ohne Kühlmittelverlust zurückzuführen.
- Die Eintrittshäufigkeiten für Transienten sind in der BERA-2000 Stufe-1 kleiner als die in der BERA-1990 Stufe-1. Dieser Trend belegt, dass die Anzahl der Anforderungen an die Sicherheitssysteme in den zurückliegenden Jahren im KKB abgenommen hat.
- Ein Vergleich der ermittelten Eintrittshäufigkeiten von Hilfssystemen ist nur für den Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung (Ausfall der 220kV und der 50kV Netzversorgung) angebracht, da die übrigen Eintrittshäufigkeiten nicht direkt aus der Anzahl der aufgetretenen Vorkommnisse abgeleitet sind. Die Eintrittshäufigkeit für den Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung ist in der BERA-2000 Stufe-1 geringer abgeschätzt als in der BERA-1990 Stufe-1. Dies ist darin begründet, dass die Möglichkeit der Wiederherstellung des externen Netzes nach einem Ausfall neu bewertet wurde. Die Abschätzung basiert auf einer Auswertung der Stabilität des NOK-Netz, die aus Sicht der HSK durch die Einbindung des schweizerischen Versorgungsnetzes in das europäische Verbundnetz und der damit erreichten hohen Netzstabilität gerechtfertigt ist.

Diese Erkenntnisse bestätigen die positive Bilanz der KKB-spezifischen Betriebserfahrungen und untermauern die Bewertung der HSK in Kapitel 5.4.5.

8.1.3.2 Ereignisablauf- und Systemanalyse

Angaben des Gesuchstellers

Im Rahmen der Ereignisablaufanalyse sind in der BERA-2000 Stufe-1 die Auswirkungen auf die Anlagensicherheit für jedes ausgewählte auslösende Ereignisse modelliert. Das hierzu verwendete Ereignisbaummodell besteht aus einem Modell für mechanische und elektrische Hilfssysteme sowie einem Modell für Hauptsysteme. Beide Modelle sind logisch miteinander verknüpft worden, indem ausgehend von dem jeweiligen auslösenden Ereignis zuerst die Verfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Hilfssysteme und anschliessend die Verfügbarkeit der Hauptsysteme abgefragt werden. In Abhängigkeit der Verfügbarkeit der Hauptsysteme ergeben sich unterschiedliche Unfallsequenzen, die entweder zu einer ausreichenden Kühlung des Reaktorkerns oder zu einem Kernschaden führen. Gemäss Definition in der BERA-2000 Stufe-1 ist mit einem Kernschaden zu rechnen, wenn der Füllstand im Reaktordruckbehälter die Oberkante der aktiven Brennstofflänge unterschreitet.

Neben den direkten Auswirkungen der auslösenden Ereignisse auf die zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systeme sind in der BERA-2000 Stufe-1 auch indirekte, durch Leckagen oder Brüche hochenergetischer Leitungen verursachte Auswirkungen im Ereignisbaummodell berücksichtigt worden. Auf Basis deterministischer Untersuchungen und Anlagenbegehungen, in deren Rahmen mögliche kritische Anlagenbereiche identifiziert wurden, konzentriert sich die Bewertung in der BERA-2000 Stufe-1 auf die Auswirkungen von Leckagen oder Brüchen in Leitungen des Reaktorkühl-, des Frischdampf- und des Speisewassersystems.

Die Ereignisablaufanalyse stützt sich in der BERA-2000 Stufe-1 auf neun Basis-Ereignisbaummodelle, die in Abhängigkeit des zu analysierenden auslösenden Ereignisses modifiziert worden sind. Bei der Modellierung des Anlageverhaltens ist zwischen kurzfristig zu erfüllenden Sicherheitsfunktionen (z.B. Reaktorschnellabschaltung, Druckbegrenzung oder Sicherheitseinspeisung) und längerfristig zu erfüllenden Sicherheitsfunktionen (Nachwärmeabfuhr oder Containmentkühlung) unterschieden worden.

Für jedes in der Ereignisablaufanalyse berücksichtigte Hilfs- und Hauptsystem ist in der BERA-2000 Stufe-1 eine detaillierte Ausfalleffektanalyse in Form von Fehlerbäumen durchgeführt worden, um deren Versagenswahrscheinlichkeit zu bestimmen. Ausgehend von der geforderten Sicherheits- bzw. Systemfunktion sind die Komponenten und Operateurhandlungen identifiziert worden, deren Versagen zum Systemausfall führen. Jeder Systemanalyse liegt u.a. eine Beschreibung des Systemaufbaus, der Betriebsweise und der in den Technischen Spezifikationen festgehaltenen Prüfanforderungen und Betriebsbegrenzungen zugrunde.

Des Weiteren sind die Erfolgskriterien für die Systeme zur Unfallbeherrschung ermittelt worden (Anzahl mindestens erforderlicher, redundanter Systemstränge). Hierzu ist zum einen auf Erkenntnisse aus vorhandenen Störfallanalysen zurückgegriffen worden; zum anderen sind zusätzliche thermohydraulische Analysen für Unfallsequenzen durchgeführt worden; die nicht über die Störfallanalysen abgedeckt sind. Diese Analysen bilden zudem die Grundlage für die Abschätzung der während der Ereignisabläufe für Operateurhandlungen zur Verfügung stehenden Zeitfenster.

HSK-Beurteilung

Die methodische Vorgehensweise der Ereignisablauf- und Systemanalyse in der BERA-2000 Stufe-1 hat sich gegenüber der BERA Studie-1 nicht wesentlich geändert und entspricht dem heutigen Stand der Technik. Hingegen ist der Umfang der Ereignisbaummodelle durch die Berücksichtigung zusätzlicher auslösender Ereignisse erweitert worden. Damit verbunden war z.B. auch die Durchführung neuer Störfallanalysen für den mittleren Kühlmittelverlust, um die Erfolgskriterien für die Sicherheitseinspeisung zu bestimmen. Zudem ist die Abbildung von Ereignisabläufen insgesamt komplexer geworden. In diesem Zusammenhang sind insbesondere folgende zusätzliche Möglichkeiten zur Unfallbeherrschung modelliert worden:

- Langfristige Kühlung mittels Sicherheitseinspeise- oder Rezirkulationspumpe des Notstandsystems als redundante Massnahme zum Rezirkulationsbetrieb bei einem kleinen Leck im Reaktorkühlsystem,
- Die zwischenzeitlich neu realisierte Bespeisung der Dampferzeuger mit den Notspeisewassersystemen beider Blöcke des KKB sowie die Dampferzeugerbespeisung mit dem Notstand-Brunnenwassersystem,
- Die Betriebsweise Feed-and-Bleed zur Beherrschung eines Dampferzeuger-Heizrohrbruchs bei Ausfall der sekundärseitigen Druckbegrenzung.

Insgesamt gesehen, sind die in der Pendeuz P47 des HSK-Gutachten von 1994 aufgeführten Modellierungsmängel (Unterpunkte [3] bis [6]) in der BERA-2000 Stufe-1 behoben worden.

Zur Überprüfung der in der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführten Ereignisablauf- und Systemanalyse hat die HSK eigene Ereignis- und Fehlerbaummodelle entwickelt. Aus der Überprüfung folgt, dass in der BERA-2000 Stufe-1 die aktuelle Anlagenkonfiguration weitgehend berücksichtigt ist. In Anbetracht des der PSÜ zugrunde liegenden Bewertungszeitraums sind einige im Jahr 2001 durchgeführte Anlageänderungen noch nicht in das aktuelle Anlagenmodell integriert. Auf Forderung der HSK wird vom KKB mittlerweile eine Liste der im aktuellen Anlagenmodell noch nicht berücksichtigten Anlageänderungen geführt. Diese Liste beinhaltet auch eine qualitative Einschätzung des Risikoeinflusses der bisher nicht berücksichtigten Anlageänderungen. Anhand dieser Liste ist davon auszugehen, dass durch die im Jahr 2001 durchgeführten Anlageänderungen (insbesondere Ersatz des Reaktorschutzsystems und Ertüchtigung der gesicherten Gleichstromversorgung) die in der BERA-2000 Stufe-1 ausgewiesene Kernschadenshäufigkeit weiter verringert wird.

Das Anlageverhalten bei auslegungsüberschreitenden Störfällen ist in der BERA-2000 Stufe-1 korrekt abgebildet. Allerdings kann die HSK einigen der Ereignisablauf- und Systemanalyse zugrunde liegenden nachfolgend genannten Modellannahmen nicht folgen.

- In der BERA-2000 Stufe-1 wird angenommen, dass bei Verfügbarkeit beider Flutdieselaggregate die Notspeisewasserpumpe LSE betrieben werden kann. Der Nachweis für diese Annahme ist bisher nicht erbracht worden. Eine von der HSK durchgeführte Sensitivitätsanalyse zeigt einen nicht zu vernachlässigenden Einfluss dieser Annahme auf die Kernschadenshäufigkeit.
- Die Wahrscheinlichkeit für das Versagen des Reaktordruckbehälters (RDB) infolge einer Unterkühlungstransiente (Pressurized Thermal Shock, PTS) wird anhand der Faltung der Wahrscheinlichkeits-Verteilung für existierende Risstiefen und für kritische Risstiefen ermittelt. Die Wahrscheinlichkeits-Verteilung für existierende Risstiefen wird allein aus dem Nachweisvermögen des im KKB verwendeten Prüfverfahrens abgeleitet. Dieser Ansatz ist aus Sicht der HSK aus folgenden Gründen nicht angebracht:
 - Für das im KKB verwendete Prüfverfahren ist die Wahrscheinlichkeit für die Detektion eines Risses in Abhängigkeit von der Risttiefe schwer bestimmbar. Die Annahme, dass die Wahrscheinlichkeit der Detektion mit der Risttiefe zunimmt, wird nicht durch die durchgeführten Tests bestätigt.
 - Im KKB werden nur die Schweissnähte am RDB geprüft. Unterplattierungs-Risse können hingegen auch an anderen Stellen des RDB auftreten.

PSÜ-Pendeuz PSÜ-P 36/8.1.3.2-1: Probabilistische Ereignisablauf- und Systemanalyse

Die im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführte Ereignisablauf- und Systemanalyse ist in folgenden Punkten zu überarbeiten:

- a) *Es ist der Nachweis für die Annahme zu erbringen, dass die Notspeisewasserpumpe LSE in Verbindung mit weiteren notwendigen Verbrauchern durch die beiden Flutdieselgeneratoren versorgt werden kann. Andernfalls sind entsprechende Modelländerungen vorzunehmen.*
- b) *Es ist zu überprüfen, inwieweit die Wahrscheinlichkeit für das Versagen des Reaktordruckbehälters infolge einer Unterkühlungstransiente auf Basis einer Wahrscheinlichkeits-Verteilung für Risse abgeschätzt werden kann, ohne die Detektionsmöglichkeit durch das im KKB verwendete Prüfverfahren zu kreditieren.*

Der Punkt a) der PSÜ-Pendenz ist von KKB bis Ende 2004 durchzuführen. Der Punkt b) ist bis Ende 2006 durchzuführen.

Mit Blick auf zukünftige PSA-Anwendungen empfiehlt die HSK zudem, dass die Energieversorgung für Motorarmaturen und Magnetvorsteuerventile sowie das Reaktorschutzsystem für die Auslösung der Sicherheitsfunktionen in Zukunft detaillierter modelliert werden.

Die in der BERA-2000 Stufe-1 verwendeten Erfolgskriterien für die zur Unfallbeherrschung erforderlichen Systeme entsprechen überwiegend denen in der BERA-1990 Stufe-1. Bedingt durch die anfänglich genannte komplexere Abbildung der Ereignisabläufe sowie auch durch neue Erkenntnisse der Störfallbeherrschung (Kapitel 7) sind zusätzliche Erfolgskriterien in der BERA-2000 Stufe-1 definiert worden. Insbesondere sind hiervon die Erfolgskriterien für die Dampferzeugerbespeisung sowie die Sicherheitseinspeisung im Fall eines mittleren Kühlmittelverlusts betroffen. Die verwendeten Erfolgskriterien sind durch nachvollziehbare Analysen belegt. Die z.T. mit Überschlagsrechnungen abgeleiteten Erfolgskriterien werden zudem durch eine Vielzahl im Rahmen der PSA der Stufe-2 durchgeführter Analysen mit dem Rechenprogramm MAAP (Modular Accident Analysis Programm) bestätigt (Kapitel 8.2.3).

Im Vergleich zur BERA-1990 Stufe-1 sind in der BERA-2000 Stufe-1 indirekte Auswirkungen von Leckagen oder Brüchen hochenergetischer Leitungen (z.B. durch schlagende Rohrleitungen oder Strahlwirkung) berücksichtigt. Die probabilistische Abschätzung der Auswirkungen von Leckagen oder Brüchen hochenergetischer Leitungen steht im Zusammenhang mit mehreren aus dem HSK-Gutachten von 1994 abgeleiteten Pendenzen (P7, P16, P25). Diese Pendenzen fordern zusätzliche Untersuchungen bezüglich der Folgen von Brüchen hochenergetischer Leitungen auf alle sicherheitsrelevanten Systeme sowie die ggf. erforderliche Fernsteuerung der Isolationsarmaturen in den Primären Kühlwassersystemen und dem Steuerluftsystem. Die der Abschätzung in der BERA-2000 Stufe-1 zugrunde liegenden Untersuchungen und Anlagenbegehungen sind von der HSK begleitet und deren Ergebnisse als sachlich richtig bewertet worden. KKB zeigte anhand eines vorläufigen PSA-Modells auf, dass die Kernschadenshäufigkeit bei Berücksichtigung der Auswirkungen hochenergetischer Leitungen um ca. 7% erhöht wird. Aufgrund dieser Abschätzung kam KKB zu dem Schluss, dass keine hinreichenden Gründe für eine Nachrüstung ferngesteuerter Isolationsarmaturen bestehen. Da eigene Abschätzungen die geringfügige Erhöhung der Kernschadenshäufigkeit bestätigten, folgte die HSK der Argumentation von KKB und erklärte die Pendenzen P7, P16 und P25 im Jahr 1999 als abgeschlossen. Die damaligen Ergebnisse weichen insofern von den heutigen Ergebnissen der BERA-2000 Stufe-1 ab, als die indirekten Auswirkungen eines Leitungsbruchs im Reaktorkühlsystem aufgrund des Leck-vor-Bruch-Nachweises (Kapitel 8.1.3.1) vernachlässigbar sind. Dadurch bedingt ist der Beitrag indirekter Auswirkungen von Leckagen oder Brüchen hochenergetischer Leitungen zur Kernschadenshäufigkeit in der BERA-2000 Stufe-1 insgesamt noch geringer geworden. Die Abschätzung der Wahrscheinlichkeit der Beschädigung benachbarter Leitungen basiert in der BERA-2000 Stufe-1 auf sehr vereinfachten Annahmen, die sich aber als nicht sensitiv herausgestellt haben, so dass die Ergebnisse von der HSK bestätigt werden.

8.1.4 Analyse interner systemübergreifender Ereignisse

Die Analyse interner systemübergreifender Ereignisse umfasst in der BERA-2000 Stufe-1 anlageninterne Brände und Überflutungen sowie die Turbinenavarie (z.B. Zerstörung der Turbine durch Versagen des Überdrehzahlschutzes im Fall des Lastabwurfes). Diese auslösenden Ereignisse sind dadurch charakterisiert, dass als direkte Folge die Funktion mehrerer Systeme in Abhängigkeit deren räumlicher Anordnung beeinträchtigt werden kann. Die Analyse derartiger auslösender Ereignisse

greift auf die im Rahmen der Ereignisablauf- und Systemanalyse erstellten Ereignis- und Fehlerbäume zurück.

8.1.4.1 Auswahl auslösender Ereignisse und Anlagenbereiche

Angaben des Gesuchstellers

Die Auswahl der im Detail zu analysierenden systemübergreifenden Ereignisse besteht in der BERA-2000 Stufe-1 aus mehreren Analyseschritten. Im ersten Schritt sind Ereignisse mit potentieller Gefährdung anhand der Begehungen sicherheitsrelevanter Gebäude identifiziert worden. Im Rahmen der Begehung sind mechanische und elektrische Ausrüstungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung sowie Ausrüstungen, die Gefahrenquellen darstellen (z.B. Batterien die eine Explosion oder Brand hervorrufen können), Raumweise aufgenommen worden. Anschliessend ist auf Basis der erfassten Informationen eine erste qualitative Auswahl von Anlagenbereichen vorgenommen worden. Kriterium für die Beurteilung des Gefährdungsgrades war z.B., welches Brandpotential vorhanden ist und ob gleichzeitig mehrere Ausrüstungen innerhalb des betrachteten Anlagenbereiches oder in benachbarten Anlagenbereichen durch den Brand beschädigt werden können. Als Ergebnis dieser qualitativen Analyse beschränkt sich die weitere quantitative Analyse in der BERA-2000 Stufe-1 auf folgende Gebäude:

- Sicherheitsgebäude (Containment, Ringraum)
- Maschinenhaus
- Nebengebäude (A, B, C, D, E)
- Notstandgebäude
- Notspeisewassergebäude.

Innerhalb dieser Gebäude sind 133 Bereiche identifiziert, in denen letztendlich interne Brände, interne Überflutungen und Turbinenhavarie als risikorelevante Ereignisse eingestuft worden sind.

HSK-Beurteilung

Die Auswahl der in der BERA-2000 Stufe-1 im Detail zu analysierenden systemübergreifenden Ereignisse basiert auf einer systematischen Erfassung der räumlichen Verteilung wichtiger Ausrüstungen. Bei Anlagenbegehungen hat sich die HSK davon überzeugt, dass die aus sicherheitstechnischer Sicht wesentlichen Gebäude berücksichtigt wurden und die aufgenommenen Informationen den aktuellen Anlagengegebenheiten entsprechen. Aus Sicht der HSK sind in der BERA-2000 Stufe-1 die das Risiko bestimmenden, internen systemübergreifenden Ereignisse identifiziert. Ein wesentlicher Unterschied zur BERA-1990 Stufe-1 besteht darin, dass in der BERA-2000 Stufe-1 auch das Notstandgebäude in die Analyse einbezogen wurde. In der BERA-1990 Stufe-1 wurde dieses Gebäude nicht berücksichtigt, da damals davon ausgegangen wurde, dass sich ein Ereignis im Notstandgebäude aufgrund des Auslegungskonzepts des Notstandsystems nicht auf die Nicht-Notstandssysteme auswirkt.

8.1.4.2 Anlageinterne Brände

Angaben des Gesuchstellers

Ausgehend von der in Kapitel 8.1.4.1 dargestellten ersten qualitativen Auswahl der Anlagenbereiche besteht die in der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführte probabilistische Brandanalyse aus mehreren, nachfolgend skizzierten Analyseschritten:

- Im ersten Schritt sind die Brandeintrittshäufigkeiten für die aus der qualitativen Auswahl resultierenden Anlagenbereiche ermittelt worden. Als Vorinformation sind Brandereignisse aus amerikanischen Kernkraftwerken genutzt worden, die zwischen 1980 und 1992 auftraten. Diese Vorinformationen sind durch anlagenspezifische Erfahrungen aus den Jahren 1974 bis 1994 ergänzt und die raumspezifischen Brandeintrittshäufigkeiten unter Berücksichtigung der Verteilung der Brandlasten innerhalb der im vorhergehenden Kapitel genannten Gebäude ermittelt worden.
- Im zweiten Schritt ist eine erste quantitative Abschätzung der Auswirkung eines Brandes durchgeführt worden, unter der Annahme, dass alle Ausrüstungen innerhalb der betroffenen Anlagenbereiche beschädigt werden. Dabei ist je nach Funktion der betroffenen Ausrüstung die schwerwiegendste Auswirkung auf das Anlagenverhalten (keine Funktion oder Fehlfunktion) unterstellt worden. Unter Nutzung des für Transienten entwickelten Ereignisbaummodells sind die Auswirkung eines jeden Brandszenarios abgeschätzt und die Anzahl der im Detail zu analysierenden Anlagenbereiche anhand eines quantitativen Abschneidekriteriums reduziert worden.
- Im dritten Schritt sind die noch verbleibenden Anlagenbereiche unter weniger konservativen Annahmen analysiert worden. Für jeden Anlagenbereich sind mehrere Brandszenarien definiert worden, die durch unterschiedliche Brandauswirkungen, d.h. einen unterschiedlichen Umfang betroffener Ausrüstungen, charakterisiert sind. Anhand der Auswertung der Auswirkungen von Brandereignissen in anderen Anlagen und unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen Brandschutzvorkehrungen sind die jeweiligen Brandeintrittshäufigkeiten angepasst worden. Der Einfluss eines jeden Brandszenarios auf die Kernschadenshäufigkeit ist anhand des für Transienten entwickelten Ereignisbaummodells bestimmt worden. Dieses ist soweit modifiziert worden, dass direkt vom Brand betroffene Ausrüstungen als ausgefallen angenommen worden sind. Aufgrund der brandspezifischen Randbedingungen (z.B. erschwerter Zugang zu Räumen, Behinderung durch Rauchbildung) sind zudem die Fehlerwahrscheinlichkeiten der Operateurhandlungen angepasst, die in den für Transienten entwickelten Ereignisbaummodellen berücksichtigt worden sind, und einige neue Operateurhandlungen zur Beherrschung der Brandauswirkungen in das Modell integriert worden.

Insgesamt sind in der probabilistischen Brandanalyse 94 risikorelevante Brandereignisse identifiziert worden, die 16 Räume im Notstandgebäude, im Maschinenhaus und in den Nebengebäuden D und E betreffen.

HSK-Beurteilung

Bestandteil der Überprüfung der im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführten Brandanalyse war eine von der HSK im Jahr 2000 durchgeführte Anlagenbegehung. Diese konzentrierte sich auf die Gebäude, die aus der in der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführten ersten qualitativen Auswahl von Anlagenbereichen resultierten. Anhand dieser Begehung kommt die HSK zu dem Ergebnis, dass die im Rahmen der Brandanalyse aufgenommenen Brandlasten und Ausrüstungen den Anlagengegebenheiten entsprechen. Insbesondere wurden die Kabelverläufe von KKB in einem Kabelinformationssystem erfasst. In diesem Zusammenhang ist anzumerken, dass für eine Anlage dieses Alters,

bei deren Errichtung es nicht üblich war die Kabelverläufe im Detail festzuhalten, die vollständige Aufnahme von Kabelwegen praktisch unmöglich ist und somit z.T. nur abgeschätzt werden kann. Mittlerweile ist im Rahmen der in den letzten zehn Jahren durchgeführten Nachrüstprojekte im KKB ein Grossteil der alten Kabel durch neue (flammhemmende) Kabel ersetzt, deren Verlauf dokumentiert ist. Des Weiteren ist festzuhalten, dass sowohl der bauliche als auch der technische Brandschutz im Block 2 des KKB in den letzten 4 Jahren umfassend verbessert wurde (Kapitel 6.11). Die hiermit verbundenen Änderungen sind in der neuen Brandanalyse noch nicht berücksichtigt.

Die grundsätzliche Vorgehensweise in der Brandanalyse stellt eine für amerikanische Anlagen mehrfach angewendete Methode dar. Im Vergleich zur ursprünglichen Brandanalyse wurde in der neuen Brandanalyse sowohl der Umfang der im Detail analysierten Brandszenarien als auch der Detaillierungsgrad der Analyse der Brandauswirkungen auf elektrische Ausrüstungen erweitert. Deutlich wird dies insbesondere daran, dass in der neuen Brandanalyse Räume im Notstandgebäude als risikorelevant ausgewiesen werden, die in der ursprünglichen Brandanalyse nicht berücksichtigt wurden. So ist die hohe sicherheitstechnische Bedeutung der Kabelverteilräume im Notstandgebäude darauf zurückzuführen, dass Signale aus dem Notstandschutzsystem direkt auf die Steuerung ausgewählter Komponenten der Nicht-Notstandsysteme gehen und gegenüber den Signalen aus dem Reaktorschutzsystem Priorität haben. Bedingt durch einen Brand in einem der Kabelverteilräume können somit Komponenten des Notstandsystems nicht angesteuert (fehlendes Signal) und gleichzeitig die Funktion von sicherheitsrelevanten Komponenten der Nicht-Notstandsysteme unterbrochen werden (Fehlsignal).

Die bereits in der ursprünglichen Brandanalyse als risikorelevant identifizierten Räume finden sich ebenfalls in der neuen Brandanalyse wieder. Dies trifft insbesondere auf den Hauptkommandoraum zu. Die HSK forderte KKB im Gutachten von 1994 auf, Massnahmen zu ergreifen, um den absolut dominierenden Einfluss eines Brandes im Bereich der Schalttafel TT9, der eine fehlerhafte Trennung der Notstandschiene BV von der 50 kV Netzversorgung bewirken kann, auf die brandbedingte Kernschadenshäufigkeit zu reduzieren, und den Einfluss auf die Kernschadenshäufigkeit neu abzuschätzen (Pendenz P47, Unterpunkt [2]). Die aktualisierte Brandanalyse zeigt auf, dass insbesondere aufgrund der Modellierung der damals noch nicht berücksichtigten Verbindungen der Notstandsysteme der Blöcke 1 und 2 (elektrisch wie auch verfahrenstechnisch) dieses Brandszenario wesentlich an Bedeutung verloren hat. Den Unterpunkt (2) der Pendenz P47 erachtet die HSK damit als erfüllt.

Aus Sicht der HSK erfasst die in der BERA-2000 Stufe-1 neu durchgeführte Brandanalyse die wesentlichen zur brandbedingten Kernschadenshäufigkeit beitragenden Brandszenarien. Die Auswirkungen eines Brandes im Sicherheitsgebäude wurden aufgrund einer Forderung der HSK aus dem Gutachten 1994 von KKB deterministisch analysiert und die Brandschutzvorkehrungen im Containment gezielt verbessert (Kapitel 6.11). Damit hat aus Sicht der HSK ein Brand im Sicherheitsgebäude während des Vollastbetriebs keine hohe Risikorelevanz. Diese Bewertung wird auch durch die Ergebnisse der probabilistischen Brandanalyse für den Stillstand gestützt (Kapitel 8.3.4.2).

In beiden Blöcken des KKB sind innerhalb ca. 48 Betriebsjahren bisher 12 Brandereignisse aufgetreten, von denen lediglich ein Ereignis von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung war und zwei Ereignisse keinen aktiven Löscheinsatz erforderten. In den Jahren 1995 bis 2001 gab es keine Brandereignisse. Die in der Brandanalyse verwendeten generischen Daten decken die Erfahrungen der letzten 10 Jahre nicht ab, was darauf zurückzuführen ist, dass der Zugang zu internationalen Branddaten begrenzt ist. Geht man von der ausgewerteten internationalen Betriebserfahrung¹⁰⁰ aus, ist erkennbar, dass der Grossteil bedeutsamer Brandereignisse bis Anfang der 90-iger Jahre auftrat. Im Hinblick auf eine möglichst umfassende Erfassung internationaler Brandereignisse ist kürzlich

über die OECD ein Projekt initiiert worden, an dem die meisten westlichen Industrieländer teilnehmen, in denen Kernkraftwerke betrieben werden. In diesem Rahmen verfolgt die HSK die Entwicklung der internationalen Betriebserfahrungen und wird die von den Schweizerischen Kernkraftwerken genutzten generischen Daten prüfen, inwieweit diese die internationale Betriebserfahrung reflektieren. Aus heutiger Sicht erachtet die HSK die in der BERA-2000 Stufe-1 ermittelten Brandeintrittshäufigkeiten als repräsentativ.

Nachfolgend werden Verbesserungspotentiale diskutiert, die sich aus der Überprüfung der im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführten Brandanalyse ergeben haben:

- Die anlagenspezifischen Vorkehrungen zur Branddetektion und Brandbekämpfung sind nur indirekt als Korrekturfaktoren in die Bewertung der Brandhäufigkeiten eingegangen. Dadurch bedingt ist die Bedeutung einzelner brandschutztechnischer Massnahmen nicht direkt aus den Ergebnissen der Brandanalyse ableitbar und erschwert die Analyse möglicher Schwachstellen. Darüber hinaus stellt die Abschätzung der Korrekturfaktoren einen schwer nachvollziehbaren Analyseprozess dar, der grosse Interpretationsspielräume zulässt. Im Rahmen der von der amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC¹⁰¹ durchgeführten Überprüfung von Brandanalysen amerikanischer Kernkraftwerke wurde diese Methodik kritisch bewertet.
- Andere Schweizerische Kernkraftwerke haben mittlerweile eine alternative Methode für probabilistische Brandanalysen angewendet bzw. planen deren Anwendung. Die anlagenspezifischen Brandschutzvorkehrungen, wie Brandmeldeeinrichtungen, Brandbekämpfungseinrichtungen oder baulicher Brandschutz, werden in Form eines Brand-Ereignisbaumes explizit modelliert. Die HSK wird diese Entwicklung weiter verfolgen und anhand der gewonnenen Erfahrungen entscheiden, welche der Methoden in Zukunft vorzuziehen ist.
- Die mit der Ausbreitung von Rauch und heissen Gasen verbundene mögliche Beeinträchtigung der Funktion elektronischer Ausrüstungen wurde in der Brandanalyse nicht berücksichtigt. Versuchsergebnisse¹⁰² zeigen auf, dass sowohl kurzfristig als auch langfristig Schäden möglich sind. Insbesondere wird die weitere Untersuchung der Anfälligkeit digitaler Leittechnik als notwendig erachtet¹⁰³. Die HSK erwartet, dass zukünftige Forschungsergebnisse auf diesem Gebiet von KKB weiter verfolgt werden.
- Die Analyse der risikodominanten Brandszenarien beschränkt sich auf einzelne Räume oder Raumbereiche. Der den jeweiligen Raum charakterisierende bauliche Brandschutz ist im Hinblick auf die Bewertung eines raumübergreifenden Brandes nicht genannt. Im Rahmen der Anlagenbegehung wurden von der HSK zwei risikodominante Bereiche identifiziert, in denen keine ausreichende brandschutztechnische Trennung zwischen benachbarten Räumen vorhanden war. Der erste Bereich umfasst die Räume 2P304, 2P305, 2P306, 2P310 und 2P412 im Notstandgebäude. Drei der fünf Räume sind in der Brandanalyse im Detail separat analysiert worden. Gemäss dem neu vorgelegten Brandschutzkonzept für den Block 2 des KKB bilden die genannten Räume allerdings einen Brandabschnitt. Der zweite Bereich umfasst die Räume 2E408 und 2E406 in den Nebengebäuden. Beide Räume wurden in der Brandanalyse im Detail analysiert. Die nicht ausreichende brandschutztechnische Trennung zwischen diesen Räumen wird im Rahmen der geplanten Änderungsvorhaben behoben.

Vor dem Hintergrund, dass die Umsetzung des neu eingereichten Brandschutzkonzepts für den Block 2 des KKB noch nicht abgeschlossen ist, wird die HSK die Frage bezüglich der Bedeutung raumübergreifender Brände nach Umsetzung des Brandschutzkonzepts erneut aufgreifen. An-

sonsten fehlt eine belastbare Basis für die Bewertung des Risikoeinflusses raumübergreifender Brände.

Insgesamt gesehen sieht die HSK aus heutiger Sicht keinen Anlass aus den o.g. Verbesserungspotentialen konkrete Forderungen abzuleiten. Nach Umsetzung des neu eingereichten Brandschutzkonzepts im Block 2 des KKB wird die HSK die o.g. Punkte konkret weiterverfolgen.

8.1.4.3 Anlageinterne Überflutungen

Angaben des Gesuchstellers

Die Auswahl der im Detail zu analysierenden Anlagenbereiche erfolgt in der im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführten Überflutungsanalyse schwerpunktmässig auf Basis der Erkenntnisse aus der BERA-1990 Stufe-1. Die Überflutungsanalyse beschränkt sich auf die Nebengebäude und das Maschinenhaus.

Ausgehend von den dort identifizierten Überflutungspotentialen sind mögliche Ausbreitungspfade in angrenzende Räume und Geschosse untersucht worden. Auf Basis dieser Untersuchungen sind 7 risikorelevante Flutszenarien detailliert analysiert worden. Als wesentliche Überflutungspotentiale sind Leitungen folgender Systeme identifiziert worden, die zur Überflutung wichtiger Anlagenbereiche führen, in denen sich u.a. die Sicherheitseinspeisepumpen, die Containment-Sprühpumpen, die primären Zwischenkühlwasserpumpen sowie elektrische Ausrüstungen (Gleich- und Wechselstromversorgung) befinden:

- Primäres Nebenkühlwassersystem PRW,
- Sekundäres Nebenkühlwassersystems PRN,
- Hauptspeisewassersystem LSH und
- Hilfsspeisewassersystem LSN.

Für jedes Flutszenario ist die Eintrittshäufigkeit auf Basis der in amerikanischen Kernkraftwerken aufgetretenen Überflutungsereignisse sowie der anlagenspezifischen Betriebserfahrung bestimmt worden. Des Weiteren sind die möglichen Auswirkungen der Überflutung auf sicherheitsrelevante Ausrüstungen und die Möglichkeit des Eingreifens von Operateuren, um die Überflutung zu stoppen oder die Auswirkungen zu begrenzen, im Detail analysiert worden. Der Einfluss auf die Kernschadenshäufigkeit ist abschliessend anhand des für Transienten entwickelten Ereignisbaummodells bestimmt worden, das entsprechend den flutspezifischen Randbedingungen modifiziert worden ist.

HSK-Beurteilung

Bestandteil der Überprüfung der im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 aktualisierten Überflutungsanalyse war eine von der HSK im Jahr 2000 durchgeführte Anlagenbegehung. Die Anlagenbegehung konzentrierte sich auf die oben genannten drei Gebäude die bereits in der ursprünglichen Überflutungsanalyse als risikorelevante Gebäude identifiziert wurden sowie auf das Notstandgebäude. Im Vergleich zur ursprünglichen Überflutungsanalyse ist ein neues Flutszenario in der aktualisierten Überflutungsanalyse berücksichtigt worden, das allerdings keine besondere Risikorelevanz aufweist. Anhand der Anlagenbegehung kommt die HSK zum Urteil, dass die risikorelevanten Überflutungspotentiale und Ausbreitungspfade in der aktualisierten Überflutungsanalyse berücksichtigt sind. Mögliche Flutpotentiale im Notstandgebäude (z.B. Druckspeicher oder Notstand-Brunnenwassersystem LNB) gefährden die Räume, in denen sich elektrische und leittechnische Ausrüstungen (z.B. Schalt-

anlagen, Steuerschränke) befinden, nicht oder nur lokal. Die Auswirkungen einer Überflutung bleiben auf das Notstandgebäude beschränkt und beeinträchtigen den Anlagenbetrieb nicht.

Die grundsätzliche Vorgehensweise in der aktualisierten Überflutungsanalyse entspricht der in der ursprünglichen Überflutungsanalyse. Im Vergleich hierzu wird in der PSA der Stufe-1 für Schwachlast und Stillstand eine modifizierte Methode angewendet (Kapitel 8.3.4.3), durch die Nachvollziehbarkeit des Analyseprozesses verbessert wird. So ist z.B. in der PSA der Stufe-1 für Schwachlast und Stillstand ein Leck in einer Leitung des Feuerlöschsystems als eine mögliche Ursache einer Überflutung untersucht worden, die in der BERA-2000 Stufe-1 nicht berücksichtigt wurde. Im Hinblick auf die Harmonisierung der methodischen Ansätze empfiehlt die HSK, dass in Zukunft die in der PSA der Stufe-1 für Schwachlast und Stillstand verwendete Methode auch in der PSA der Stufe-1 für den Vollastbetrieb Anwendung findet.

Im Rahmen der Überprüfung der ursprünglichen Überflutungsanalyse stellte die HSK fest, dass ein Flutszenario im Maschinenhaus eine besondere Risikorelevanz aufwies. Vor diesem Hintergrund verlangte die HSK im Gutachten von 1994 zusätzliche bauliche Massnahmen zum Schutz der Schaltanlagen im Raum 2E514 gegen Flut- und Dampfauswirkungen infolge eines Bruchs der in diesem Raum verlaufenden Haupt- und Hilfsspeisewasserleitungen (Pendenz P20, Kapitel 7.7.2). Die aktualisierte Überflutungsanalyse zeigt auf, dass durch die Umsetzung dieser Massnahmen die Risikorelevanz dieses Flutszenarios deutlich reduziert wurde.

8.1.4.4 Turbinenavarie

Angaben des Gesuchstellers

In der BERA-2000 Stufe-1 ist die Häufigkeit für sich von der rotierenden Turbine lösende Bruchstücke (Turbinengeschosse) von 1.82×10^{-4} /Jahr unverändert aus der BERA-1990 Stufe-1 übernommen worden. Als bedeutendste Einschlagbereiche sind der Kabelverteerraum (2E407), der Schaltanlagenraum (2E514) und der Speisewasserbehälter identifiziert worden. Im weiteren Unfallablauf ist neu für jeden Treffer des Kabelverteerraumes oder des Schaltanlagenraumes der Funktionsausfall sämtlicher Nicht-Notstandssysteme angenommen worden. Bei jedem Treffer des Speisewasserbehälters ist der Verlust folgender Systeme unterstellt worden: Hilfsspeisewasser (LSN), Primäres und Sekundäres Nebenkühlwasser (PRW, PRN), Sekundäres Zwischenkühlsystem (PKZ) sowie Steuerluftsystem (QIA 1 und 2).

HSK-Beurteilung

Die Analyse basiert mehrheitlich auf konservativen Annahmen. Dem in der Studie erhobenen Anspruch einer konservativ abgrenzenden Untersuchung genügt sie jedoch nicht vollumfänglich. So wird z.B. nicht näher dargelegt, warum die für den Kabelverteerraum, den Schaltanlagenraum und den Speisewasserbehälter als identisch ermittelte Trefferwahrscheinlichkeit von jeweils ca. 1 Treffer pro 150 Turbinengeschossereignisse als konservativ zu betrachten ist. Ferner basiert die Analyse auf der optimistischen Annahme, dass pro Ereignis nur ein Anlagenbereich (Kabelverteerraum, Schaltanlagenraum oder Speisewasserbehälter) getroffen werden kann. Aufgrund eigener Betrachtungen kommt die HSK jedoch zu dem Schluss, dass selbst deutlich ungünstigere Annahmen nicht zu einem wesentlichen Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit führen würden. Vor dem Hintergrund, dass von KKB im Rahmen der geplanten Modernisierung der Sekundärleittechnik auch eine Verbesserung des Turbinen-Überdrehzahlsschutzes erzielt werden wird, erachtet die HSK die in der BERA-2000 Stufe-1

enthaltene Abschätzung des Beitrages von Turbinenhavarien zur Kernschadenshäufigkeit für angemessen.

8.1.5 Analyse anlageexterner Ereignisse

Externe Ereignisse haben ihren Ursprung ausserhalb des Anlageareals. Ebenso wie für die hier bereits bewerteten internen systemübergreifenden Ereignisse ist auch für die externen Ereignisse charakteristisch, dass durch sie die Verfügbarkeit mehrerer Systeme direkt beeinträchtigt werden kann. Auch für die externen Ereignisse sind in der BERA-2000 Stufe-1 die Auswirkungen auf die zur Beherrschung des ausgelösten Störfalles erforderlichen Sicherheitssysteme durch entsprechende Anpassung der im Rahmen der Ereignisablauf- und Systemanalyse erstellten Ereignis- und Fehlerbaummodelle dargestellt. Die Analyse der externen Ereignisse ist somit vollständig in das BERA-2000-Modell der Stufe 1 integriert worden.

8.1.5.1 Auswahl anlageexterner Ereignisse

Angaben des Gesuchstellers

In der BERA-2000 Stufe-1 ist zusätzlich zu den bereits in der BERA-1990 Stufe-1 explizit quantifizierten externen Ereignissen, also Erdbeben, unfallbedingter Flugzeugabsturz, externe Überflutung und Wind neu auch die Gefährdung durch Verstopfung des Kühlwassereinlaufs explizit untersucht worden. Weitere 13 mit Hilfe des Berichtes NUREG-1407¹⁰⁴ und weiterer aktueller Quellen identifizierte externe Ereignisse sind in der BERA-2000 Stufe-1 aufgrund qualitativer Entscheide von der detaillierten Analyse ausgeklammert worden.

HSK-Beurteilung

In der BERA-2000 Stufe-1 werden mehrere wichtige externe Ereignisse betrachtet. Die Tatsache dass die Gefährdung durch Verstopfung des Kühlwassereinlaufs detailliert analysiert ist zeigt, dass bei der Auswahl der zu analysierenden Ereignisse auch werksspezifische Bedingungen beachtet worden sind. Zudem werden auch potentielle Gefährdungen diskutiert, die für Kernkraftwerke z.B. aufgrund der Lage oder des besonderen Schutzes oft nicht explizit quantifiziert werden müssen, wie etwa Unfälle auf nahe gelegenen Transportwegen oder in benachbarten Industrieanlagen. Insgesamt betrachtet ist die in der BERA-2000 Stufe-1 getroffene Auswahl der externen Ereignisse plausibel.

8.1.5.2 Erdbeben

Angaben des Gesuchstellers

Die Hauptschritte der Erdbebenanalyse in der BERA-2000 Stufe-1 sind:

- a. *Erdbebengefährdungsanalyse* – Die wesentlichen Elemente dieser Analyse, in welcher bestimmt wird, wie häufig eine gegebene Bodenbeschleunigung am Standort zu erwarten ist, sind:
 - Identifizierung der relevanten seismischen Quellen,
 - Ermittlung der Häufigkeits-Magnituden-Beziehung für jede Quelle,
 - Bestimmung der maximal möglichen Magnitude jeder Quelle,
 - Beschreibung der Beschleunigungsabminderung zwischen Quelle und Standort,
 - Verbindung dieser vier Elemente zur Berechnung der Erdbebengefährdung am Standort.

Die Erdbebengefährdungsanalyse wurde aus BERA-1990 Stufe-1 übernommen. Die Analyse basiert im Wesentlichen auf den im Jahre 1977 publizierten Erdbebenrisikokarten der Schweiz.

- b. *Fragilityanalyse*^{III} – Aus dieser Analyse resultiert die Versagenswahrscheinlichkeit einer Komponente oder eines Gebäudeteils in Funktion der Bodenbeschleunigung. Die für KKB ursprünglich in den frühen 1980er-Jahren durchgeführten Fragilityanalysen wurden später verschiedentlich ergänzt. So wurden im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 auch für Notstand-Komponenten Fragilities bestimmt, während in der BERA-1990 Stufe-1 noch davon ausgegangen wurde, dass das seismische Versagen dieser Komponenten nicht risikorelevant sei und somit nicht berücksichtigt wurde. Die Fragilityanalysen basieren auf Informationen, die aus vorliegenden Anlagen dokumenten und mit Hilfe von Anlagenbegehungen ermittelt wurden. Teils wurden komponentenspezifische Fragilityanalysen durchgeführt, teils generische Fragilities verwendet.
- c. *Quantifizierung der Kernschadenshäufigkeit* – Für die Quantifizierung der Kernschadenshäufigkeit wurde, wie bereits in der BERA-1990 Stufe-1, der interessierende Beschleunigungsbereich in 7 auslösende Ereignisse unterteilt. Während in der BERA-1990 Stufe-1 die stärkste Erdbebenkategorie durch eine Spitzenbodenbeschleunigung an der Felsoberfläche unter dem Kraftwerk von 0.325 g repräsentiert wurde, sind in der BERA-2000 Stufe-1 Erdbeben beliebiger Stärke betrachtet worden. Die möglichen Schadenszustände in der Anlage sind mit Hilfe eines seismischen Ereignisbaumes entwickelt worden. Betrachtet worden sind dabei sowohl direktes seismisches Versagen von aktiven und passiven sicherheitsrelevanten Komponenten als auch indirektes Versagen solcher Komponenten infolge ungünstiger Interaktion mit nicht sicherheitsrelevanten Komponenten und Bauteilen.

HSK-Beurteilung

Insgesamt betrachtet ist die Erdbebenanalyse in der BERA-2000 Stufe-1 systematisch ausgeführt und das gewählte Vorgehen gilt in seinen Grundzügen als allgemein akzeptiert. Zu beachten ist auch, dass KKB eine vergleichsweise lange seismische PSA-Geschichte aufweisen kann. Zur Zeit seiner ersten Erdbeben-PSA, also Mitte der 1980er-Jahre, war KKB weltweit eines der wenigen Werke mit einer solchen Untersuchung. Dementsprechend zeigte sich auch bei der Überprüfung der BERA-2000 Stufe-1, dass sich KKB in beachtenswerter Masse der Erdbebenproblematik bewusst ist und dass in KKB verschiedene bedeutende seismische Anlagenverbesserungen realisiert wurden.

Ungeachtet dieses positiven Gesamteindrucks entsprechen Teile der Erdbebenanalyse in der BERA-2000 Stufe-1 nicht mehr ganz dem Stand der Technik, wie er etwa in EPRI NP-6041-SL¹⁰⁵, EPRI TR-103959¹⁰⁶, NUREG-1407¹⁰⁴ und NUREG/CR-5088¹⁰⁷ beschrieben ist. Die festgestellten Verbesserungsmöglichkeiten beziehen sich sowohl auf den Umfang und den Detaillierungsgrad als auch auf die Dokumentation der Studie:

- Zu den im Rahmen der Entwicklung der Erdbeben-PSA durchgeführten Anlagenbegehungen fehlen Begehungsberichte. Somit kann das Vorgehen zur Auswahl relevanter Komponenten und Bauteile mit der damit verbundenen Vor-Ort-Einschätzung der Fragilities (Screening) nur beschränkt nachvollzogen werden. Ersichtlich ist, dass das Screening zu einem beträchtlichen Teil auf dem Ansatz beruht, dass die seismische Versagenswahrscheinlichkeit eines Systems durch die schwächste Komponente im System bestimmt wird. Komponenten, deren seismisches Traglastvermögen beim Screening als deutlich höher eingestuft wurde, wurden nicht explizit ins Erdbe-

^{III} engl. Fragility = Zerbrechlichkeit

benmodell aufgenommen. Als Folge davon sind aus Sicht der HSK zu viele Komponenten nur indirekt im PSA-Modell berücksichtigt (zum Beispiel fehlen die Mauerwerkswand beim 8-kV-Transformator auf der Aussenseite des Wasserkraftwerkgebäudes oder Komponenten im Flutdieselraum).

- Die Erdbeben-PSA enthält ältere und neuere Fragilityanalysen. Während die neueren Analysen auf weiterentwickelten, modernen Verfahren basieren, beruhen die älteren Untersuchungen auf Methoden, die heute nicht mehr dem Stand der Technik entsprechen. Als nicht mehr dem Stand der Technik entsprechend gelten die Fragilityanalysen, die vor den frühen 1990er-Jahren durchgeführt wurden und insbesondere jene, die Anfang der 1980er-Jahre für die Nicht-Notstand-Anlagenteile des KKB erstellt wurden. Davon betroffen sind z.B. Komponenten der Flutdieselanlage, verankerte und nicht verankerte Elektroschränke, der Behälter für das Primäre Zusatzwasser (KDW) und das Wasserkraftwerk.
- Für seismisch bedingtes Rohrleitungsversagen wurde eine generische, aus den Hauptleitungen des Primären Zwischenkühlsystems (KAC) abgeleitete Fragility gewählt, ohne zu zeigen, dass diese Leckagen angemessen abdeckt, die durch seismisches Versagen einer oder mehrerer kleiner Rohrleitungen des Reaktorkühlsystems resultieren könnten. In modernen Verfahren (z.B. EPRI NP-6041-SL¹⁰⁵) wird zur Berücksichtigung solcher potentieller Leckagen ein äquivalenter kleiner Kühlmittelverlust unterstellt, ausser wenn mit einer seismischen Begehung gezeigt wird, dass solche Leckagen ausgeschlossen werden können. Aus Sicht der HSK kann ein kleiner, erdbebenbedingter Kühlmittelverlust probabilistisch jedoch nicht ausgeschlossen werden.
- Der Umfang der Erdbeben-PSA ist nicht vollständig. Zum Beispiel fehlt eine Untersuchung zum Relaisklappern und den damit verbundenen Fehlanregungen. In der Analyse seismisch bedingter Brände werden Brandszenarien nicht systematisch betrachtet und auf die unbeabsichtigte Aktivierung von Brandbekämpfungssystemen wird nicht eingegangen (siehe NUREG-1407¹⁰⁴, NUREG/CR-5088¹⁰⁷, EPRI NP-6041¹⁰⁵, NUREG-1742¹⁰⁸). Die Analysen zur seismisch bedingten Überflutung und zum seismischen Versagen von Mauerwerkswänden basieren zu einem grossen Teil auf der im Einzelnen nicht näher begründeten Annahme, dass die Folgen dieser Ereignisse durch seismisches Versagen von anderen Komponenten und Bauteilen konservativ abgedeckt sei.

Aufgrund dieser Verbesserungsmöglichkeiten, bildet das PSA-Modell die heutige reale Anlagenkonfiguration nur mit Vorbehalt ab. Ferner gilt es zu beachten, dass die Betreiber der Schweizer Kernkraftwerke die Erdbebengefährdung für die Standorte der Schweizer KKW gegenwärtig neu ermitteln (Projekt PEGASOS^{IV}).

Auflage PSÜ-A 8/8.1.5.2-1: Probabilistische Erdbebenanalyse

Die im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführte Erdbebenanalyse ist so zu überarbeiten und zu aktualisieren, dass sie dem Stand der Technik und der aktuellen Anlagekonfiguration entspricht. Insbesondere sind:

- a) *die Entscheide zur Auswahl der Komponenten und Bauteile (Screening) anhand eines modernen, auf einer umfassenden Anlagenbegehung beruhenden Verfahrens zu treffen.*
- b) *die Fragilityanalysen mit einem modernen Verfahren insgesamt zu aktualisieren.*

^{IV} Probabilistische Erdbeben-Gefährdungs-Analyse für die KKW-Standorte in der Schweiz

Diese Überarbeitung, bei der die von der HSK akzeptierten Ergebnisse der neuen Erdbebengefährdungsstudie (Projekt PEGASOS) zu berücksichtigen sind, ist spätestens bis Ende 2007 durchzuführen. Das Vorgehen ist mit der HSK abzustimmen

8.1.5.3 Unfallbedingter Flugzeugabsturz

Angaben des Gesuchstellers

Die wesentlichen Schritte der Flugzeugabsturzanalyse in der BERA-2000 Stufe-1 sind die Bestimmung der Flugzeugabsturzhäufigkeit, die Ermittlung der risikorelevanten Absturzfläche und die Untersuchung der Absturzfolgen in der Anlage. Neben den in der BERA-1990 Stufe-1 betrachteten kommerziellen Zivilflugzeugen und Militärmaschinen sind in der BERA-2000 Stufe-1 auch für Helikopter und Privatflugzeuge die Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit ermittelt worden. Hierbei sind Abstürze auf das Reaktorgebäude, das Notstandsgebäude, das BOTA-Gebäude, das Brennelementlager-Gebäude und das Anlagengelände berücksichtigt worden. Zur Quantifizierung des Beitrags zur Kernschadenshäufigkeit ist in der Flugzeugabsturzanalyse ein spezieller Ereignisbaum entwickelt worden, mit dessen Hilfe die Auswirkungen eines Absturzes auf die einzelnen Gebäude bzw. das Anlagengelände modelliert worden sind.

HSK-Beurteilung

Im Vergleich zu BERA-1990 Stufe-1 wurden in der BERA-2000 Stufe-1 alle drei wesentlichen Schritte der Flugzeugabsturzanalyse grundlegend überarbeitet. Die in der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführten Untersuchungen entsprechen dem Stand der Technik und können im Vergleich zu anderen PSA-Studien sogar als vergleichsweise detailliert bezeichnet werden.

In der BERA-2000 Stufe-1 werden ausschliesslich unfallbedingte, zufällige Flugzeugabstürze, nicht aber gezielte terroristische Flugzeugangriffe betrachtet. Dies entspricht dem heutigen Stand der PSA-Technik. Auf Verlangen der HSK führten die schweizerischen Kernkraftwerksbetreiber jedoch im Anschluss an die Attentate vom 11. September 2001 detaillierte Studien zu den Konsequenzen von gezielten Flugzeugangriffen ausserhalb der PSA-Analysen durch (HSK-AN-4626⁸⁷). Dabei zeigte sich, dass insbesondere der Schutzgrad des Sicherheitsgebäudes des KKB gegen einen Flugzeugaufprall grösser ist als in der BERA-2000 Stufe-1 angenommen.

8.1.5.4 Externe Überflutung

Angaben des Gesuchstellers

Bedingt durch aktualisierte Flutwellenuntersuchungen des heutigen Bundesamtes für Wasser und Geologie sind in der Analyse der externen Überflutungen in der BERA-2000 Stufe-1 im Vergleich zur BERA-1990 Stufe-1 nicht mehr die Brüche eines oder mehrerer flussaufwärts gelegener Dämme (Sihlsee, Wohlensee, Schiffenen, Rossens, Hongrin) risikobestimmend, sondern das Versagen eines flussaufwärts gelegenen Stauwehrs (Wettingen, Wildegg/Brugg, Ruppertswil oder Bremgarten/Zufikon). In der BERA-2000 Stufe-1 wird neu Kredit davon genommen, dass das KKB-Areal nicht überflutet wird, wenn die Operateure des Wasserkraftwerks Beznau rechtzeitig informiert werden und die Schützen des KKB-Wehrs öffnen können. Kommt es jedoch zu einer Überflutung des KKB-Areals, entsprechen die unterstellten Folgen für das KKB den bereits in der BERA-1990 Stufe-1 identifizierten. Es wird davon ausgegangen, dass die Stromversorgungen durch das äussere Netz und durch das Wasserkraftwerk Beznau ausfallen. Infolge Überflutung des unteren Teils des Maschinen-

hauses fallen das Primäre und das Sekundäre Nebenkühlwassersystem aus. Verfügbar bleiben die Notstandssysteme sowie die von den Flut-Dieselmotoren versorgten Systeme der Nicht-Notstandanlage. Neu wurde auch das Versagen des Stauwehrs Beznau, mit den Folgen Trockenlegung des Kühlwassereinflusses und Verlust der Notstromversorgung vom Wasserkraftwerk Beznau quantifiziert.

HSK-Beurteilung

In der BERA-2000 Stufe-1 wurde die frühere Analyse der anlagenextern ausgelösten Überflutungsszenarien in wesentlichen Punkten überarbeitet und ergänzt. Detailliert ermittelt wurde neu der durch Wehrbrüche verursachte Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit. Überflutungsszenarien, die durch das Versagen von flussaufwärts gelegenen Staudämmen oder durch extreme Wetterbedingungen, wie etwa ausserordentlich starke Schneeschmelze und/oder grossflächiger heftiger Regen, ausgelöst werden könnten, wurden qualitativ betrachtet und von der Quantifizierung ausgeklammert. Nicht zufriedenstellend analysiert wurden Auswirkungen von extremem lokalem Niederschlag, wie z.B. auslegungsüberschreitende Dachlasten, Kurzschlüsse an unter Spannung stehenden exponierten Komponenten oder Wassereintritte in Gebäude. Dazu wurde von der HSK bei der Anlagenbegehung festgestellt, dass von KKB nicht regelmässig sichergestellt wird, dass Dachwasserabläufe (z.B. bei den Nebengebäuden B, C, D, E oder beim Maschinenhaus) nicht verstopfen. Ebenfalls unzureichend analysiert wurde die Möglichkeit des sequentiellen Versagens von hintereinander angeordneten Stauwehranlagen ("Domino-Effekt") mit möglicherweise höherer resultierender Flutwelle als in der BERA-2000 Stufe-1 bislang betrachtet ist. Ferner wurde die Analyse nicht in allen Einzelheiten nachvollziehbar dokumentiert (z.B. fehlen die Berechnungen zur Durchflusscharakteristik des Stauwehrs Beznau).

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 37/8.1.5.4-1: Probabilistische Analyse externer Überflutungen

Aus der Überprüfung der im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführten Analyse externer Überflutungen ergeben sich folgende zu verbessernde Punkte:

- a) *In einer Vorschrift ist eine regelmässige Überprüfung der Dächer der sicherheitsrelevanten Gebäude zur Verhinderung einer Verstopfung der Dachwasserabläufe festzulegen.*
- b) *Zusätzlich zu den bereits betrachteten Überflutungsszenarien sind die Folgen eines sequentiellen Versagens von hintereinander angeordneten Talsperren ("Domino-Effekt") und von extremem lokalem Niederschlag zu berücksichtigen.*

Der Punkt a) der PSÜ-Pendenz ist von KKB bis Ende 2004 durchzuführen. Der Punkt b) ist bis Ende 2005 durchzuführen.

8.1.5.5 Wind

Angaben des Gesuchstellers

Im Gegensatz zu einer detaillierten Abschätzung des Beitrags zur Kernschadenshäufigkeit erhebt die Windanalyse in der BERA-2000 Stufe-1, wie bereits in der BERA-1990 Stufe-1, lediglich den Anspruch einer konservativen Grenzwertbestimmung der Kernschadenshäufigkeit. Wiederum sind als relevante Windphänomene starke Sturmwinde und Tornados betrachtet und als verwundbarstes Gebäude das Maschinenhaus identifiziert worden, welches gemäss der aus BERA-1990 Stufe-1 übernommenen Versagenswahrscheinlichkeits-(Fragility-)Kurve im Mittel Windgeschwindigkeiten bis 179 km/h unbeschadet übersteht. Ab dieser Geschwindigkeit ist unverändert unterstellt worden, dass das Maschinenhaus mit Gewissheit versagt und damit alle Nicht-Notstandssysteme ausfallen. Zusätz-

lich ist angenommen worden, dass alle Operateurhandlungen fehlschlagen, mit Ausnahme der Herstellung der Querverbindung der Notstand-Wechselstromversorgung zwischen den Blöcken 1 und 2, für welche eine windbedingte Fehlerwahrscheinlichkeit angesetzt wurde. Die Häufigkeit mit der das Maschinenhaus Sturmwinden grösser 179 km/h ausgesetzt ist, ist aus den von 1949 bis 1994 für den Flughafen Zürich gemessenen maximalen Windgeschwindigkeiten abgeleitet worden, wobei auch lokale für Leibstadt und Beznau von Mitte der 1980er-Jahre bis Mitte der 1990er-Jahre registrierte Daten berücksichtigt wurden. Die Häufigkeit für den durch einen Tornado verursachten Verlust des Maschinenhauses basierte wiederum auf Daten von 1913 bis 1975. Neu ist angenommen worden, dass die in diesem Zeitraum vorwiegend im Valée de Joux beobachteten 14 Tornados nur noch in einem 250 km langen und 50 km breiten Korridor zwischen dem Vallée de Joux und Schaffhausen, und nicht mehr in der ganzen Schweiz, mit gleicher Wahrscheinlichkeit auftreten könnten. Ferner ist aufgrund von in den USA gewonnenen Erfahrungen erneut davon ausgegangen worden, dass nur 30% der Tornados zu Windgeschwindigkeiten über 179 km/h führen.

HSK-Beurteilung

Die aus der BERA-1990 Stufe-1 übernommene Windanalyse wurde in der BERA-2000 Stufe-1 punktuell ergänzt, wobei die zur Abschätzung der Häufigkeit von Sturmwinden und Tornados verwendeten Daten nicht vollständig aktualisiert wurden. Die Windanalyse beschränkt sich nach wie vor auf Szenarien mit Versagen des Maschinenhauses und beruht auf der Annahme, dass im Sinne einer Grenzwertabschätzung für die Kernschadenshäufigkeit auf Schäden, die an anderen Gebäuden und Komponenten durch direkte Windeinwirkung oder durch vom Wind mitgerissene Teile verursacht werden, nicht weiter eingegangen zu werden braucht, solange die Häufigkeit für das Versagen des Maschinenhauses realistisch ermittelt wird und im Falle des Versagens des Maschinenhauses konservativ der totale Ausfall der Ausrüstung im Maschinenhaus unterstellt wird. In der BERA-2000 Stufe-1 wurde die Häufigkeit für das Versagen des Maschinenhauses lediglich anhand von Mittelwerten der Windgefährdung und der Fragility des Maschinenhauses ermittelt. Auf Anfrage der HSK bestimmte KKB diese Häufigkeit auch unter umfassender Berücksichtigung der Unsicherheiten, indem neu entwickelte Sätze von Windgefährdungskurven mit der Fragilitykurve des Maschinenhauses gefaltet wurden. Dabei zeigte sich, dass die Häufigkeit für das Versagen des Maschinenhauses ca. 4-mal höher als in der BERA-2000 Stufe-1 abgeschätzt. Gleichzeitig mit diesen Analysen reichte KKB Abschätzungen ein, gemäss welcher die in der BERA-2000 Stufe-1 unterstellten Auswirkungen des Maschinenhausversagens so konservativ sind, dass die bedingte Kernschadenshäufigkeit etwa 10-mal überschätzt wurde. Aus Sicht der HSK ist diese Konservativität jedoch immanenter Bestandteil der in der BERA-2000 Stufe-1 angestrebten Grenzwertabschätzung für die Kernschadenshäufigkeit. Von dieser Konservativität kann nur dann Kredit genommen werden, wenn der durch Winde verursachte Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit umfassend und detailliert quantifiziert wird. Die HSK erwartet, dass KKB im Rahmen der Aktualisierung der PSA-Dokumentation (siehe *PSÜ-Pendenz PSÜ-P 42/ 8.4-1*) diesen Beitrag auf einer klaren Basis ermittelt und dokumentiert.

8.1.5.6 Verstopfung des Kühlwassereinlaufs

Angaben des Gesuchstellers

Die folgenden acht Szenarien, die zum Verlust oder zur Beeinträchtigung des Kühlwassereinlaufs führen, sind in der BERA-2000 Stufe-1 betrachtet worden:

1. Grosse Objekte (z.B. Baumstämme, Wurzelstöcke) blockieren Rechenreinigungsanlage und kleine Objekte verstopfen nachfolgende Siebbandanlage;

2. Kleine Objekte (z.B. Blätter, Gras, Schwebstoffe) verstopfen Siebbandanlage;
3. Sehr kleine Objekte (z.B. Sand, Schlamm, Schmutzpartikel) verstopfen Wärmetauscher;
4. Kies lagert sich am Boden des Rechens ab und beeinträchtigt die Funktion der Rechenreinigungsanlage;
5. Muscheln, die in stillstehenden Systemen wachsen konnten, verstopfen Komponenten wie z.B. Wärmetauscher;
6. Eis (z.B. Treibende Eisplatten oder Eiszapfen) blockiert die Rechenreinigungsanlage;
7. Fehler am Stauwehr Beznau oder im Wasserkraftwerk Beznau führen zu Stauverlust;
8. Seismisch bedingte Rutschungen von Hängen oder Eindämmungen führen zu Verstopfung des Einlaufs infolge aussergewöhnlich grosser Geschiebemengen.

Nach einer Analyse der Eintretenshäufigkeit dieser Szenarien, der für die einzelnen Szenarien relevanten Abhängigkeiten zwischen Block 1 und 2 sowie der möglichen Wiederherstellungsmassnahmen sind die Szenarien 4, 6, 7 und 8 von der anschliessenden Quantifizierung des Beitrags zur Kernschadenshäufigkeit ausgeklammert worden.

HSK-Beurteilung

Die Analyse zur Verstopfung des Kühlwassereinlaufs wurde in der BERA-2000 Stufe-1 neu aufgenommen. Im Gegensatz zu einer konservativen Grenzwertbestimmung oder einer detaillierten Quantifizierung der Kernschadenshäufigkeit wurde von KKB eine vereinfachte realistische Risikoberechnung durchgeführt. Aus Sicht der HSK ist dies angemessen, und die HSK ist mit der vorgelegten Untersuchung grundsätzlich einverstanden. Aufgrund des beachtlichen Beitrags zur Kernschadenshäufigkeit (Kapitel 8.1.6) hat die HSK in Kapitel 8.1.2 die Forderung aufgestellt, dass von KKB zu prüfen ist, ob die Massnahmen zur Verhinderung einer Verstopfung des Hauptkühlwassereinlaufs konkret in Vorschriften zu beschreiben sind.

8.1.6 Ergebnisse und Erkenntnisse

Angaben des Gesuchstellers

In der BERA-2000 Stufe-1 wird eine mittlere Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency, CDF) von $7.9E-06$ pro Jahr ausgewiesen. Im Hinblick auf deren Einordnung stellt KKB fest, dass die für den Block 2 ermittelte CDF deutlich unter dem von der amerikanischen Aufsichtsbehörde (NRC) und der Internationalen Atomenergie Agentur (IAEA) empfohlenen Richtwert von $1.0E-04$ pro Jahr für bestehende Kernkraftwerke liegt. Aus Sicht von KKB ist diese niedrige CDF auf die durchgeführten Nachrüstungen zurückzuführen. Insbesondere wird in diesem Zusammenhang die Errichtung des Notstandsystems genannt, das von den Nicht-Notstandssystemen funktional unabhängig sowie räumlich getrennt ist und einen hohen Schutz gegen externe Ereignisse aufweist. Darüber hinaus wird auf Ertüchtigungen im Bereich der Notstromversorgung und der seismischen Auslegung wie auch auf die Errichtung des Notspeisewassersystems verwiesen. Insgesamt ist die CDF nach Aussage von KKB durch Nachrüstungen in den letzten 15 Jahren um ca. den Faktor 200 reduziert worden.

Im Zusammenhang mit der nachträglich erfolgten Aktualisierung der Zuverlässigkeitsdaten von 1995 bis 2001 und deren Implementierung in das bestehende PSA-Modell für Vollast hat KKB eine Neuquantifizierung der CDF durchgeführt und weist eine Verringerung der o.g. CDF um ca. 9% aus. Damit ergibt sich eine aktuelle CDF von $6.9E-06$ pro Jahr.

Die in der BERA-2000 Stufe-1 ermittelte Häufigkeit einer Beschädigung von Brennelementen in den Brennelement-Lagerbecken beträgt $3.3E-06$ pro Jahr und wird zu 99% durch stärkere Erdbeben mit einer Spitzenbodenbeschleunigung grösser 0.15 g bestimmt. Mit einem Anteil von $3.0E-08$ pro Jahr tragen Flugzeugabstürze zu 1% bei. Als Konsequenz dieser Ereignisse ist unterstellt worden, dass sowohl Trümmer des oberen Teils des Brennelementlager-Gebäudes, der Portalkran oder der Brennelement-Kran in die Brennelement-Lagerbecken stürzen können.

Hinsichtlich der Bewertung der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts des Blocks 2 sind in der BERA-2000 Stufe-1 die Beiträge einzelner Ereigniskategorien und Ereignisgruppen an der CDF ermittelt worden, die in Tabelle 8.1.6-1 dargestellt sind. Des Weiteren ist der Beitrag eines jeden analysierten, auslösenden Ereignisses ausgewiesen worden. Die aus jeder Ereignisgruppe dominantesten Ereignisse sind der Tabelle 8.1.6-2 zu entnehmen. Die anhand der Quantifizierung des Anlagenmodells gewonnenen, wesentlich zur CDF beitragenden Unfallsequenzen sind ebenfalls dargestellt und zudem anhand des Ausfalls spezifischer Sicherheitsfunktionen zusammenfassend charakterisiert worden. Den grössten Beitrag zur CDF liefern demnach folgende Ausfallkombinationen:

- Verlust der Integrität des Reaktorkühlsystems durch Ausfall der Kühlung der thermischen Barriere der Hauptkühlpumpen in Kombination mit dem Ausfall der Sicherheitseinspeisung (28% der CDF^V),
- Ausfall der Dampferzeugerbespeisung in Kombination mit Ausfall der primärseitigen Feed-and-Bleed Betriebsweise (25% Beitrag zur CDF)
- Direkter Ausfall aller zur Verhinderung eines Kernschadens erforderlichen Funktionen durch Ereignisse wie Flugzeugabsturz, schwere Erdbeben und Versagen des Reaktordruckbehälters (14% Beitrag zur CDF),
- Ausfall der Nicht-Notstandfunktionen durch externe Einwirkungen in Kombination mit dem (unabhängigen) Ausfall der Notstandfunktionen (11% Beitrag zu CDF),
- Ausfall der externen Stromversorgung in Kombination mit dem Ausfall der Notstromversorgung und der Notstand-Stromversorgung (10% Beitrag zur CDF).

Die Bedeutung (Importanz) der einzelnen zur Unfallbeherrschung erforderlichen Systeme und Operateurhandlungen ist in der BERA-2000 Stufe-1 getrennt ausgewiesen, wobei zwischen Nicht-Notstandssystemen und Notstandssystemen unterschieden wird. Als Importanzmass ist die sog. Fussell-Vesely Importanz^{VI} verwendet worden:

- Operateurhandlungen beeinflussen die CDF zu ca. 40%
- Die CDF wesentlich beeinflussende Notstandssysteme sind:
 - die Notstand-Stromversorgung (ca. 29%),
 - das Notstand-Sicherheitseinspeisesystem JSI (ca. 22%) und
 - das Notstand-Brunnenwassersystem LNB (ca. 8%).

^V Prozentualer Anteil der Unfallsequenzen an der CDF, in denen die jeweiligen Ausfallkombinationen enthalten sind

^{VI} Anhand der Fussell-Vesely Importanz ist erkennbar, um welchen prozentualen Anteil die ausgewiesene CDF verringert würde, wenn die Operateurhandlungen oder Systeme mit Sicherheit richtig ausgeführt würden bzw. verfügbar wären

- Die CDF wesentlich beeinflussende Nicht-Notstandssysteme sind:
 - die Notstromversorgung (ca. 22%),
 - die primären Nebenkühlsysteme PRW, KAC (ca. 17%),
 - das Hauptkühlwassersystem PRH (ca. 11%),
 - das Hilfsspeisewassersystem LSN (ca. 7%) und
 - das Chemie- und Volumenregelsystem KCH (ca. 6%).

Darüber hinaus beeinflussen der Verlust der Integrität des Reaktorkühlsystems (ca. 24%) sowie der Ausfall der Dampferzeugerbespeisung (ca. 13%) die CDF entscheidend. Aufgrund bestehender funktionaler Abhängigkeiten ist keine eindeutige Trennung zwischen Nicht-Notstandssystemen und Notstandssystemen möglich.

Vor dem Hintergrund der dargestellten Auswertungen kommt KKB zu der Schlussfolgerung, dass das Sicherheitskonzept des Blockes 2 des KKB als ausgewogen zu bewerten ist, da weder ein einzelnes auslösendes Ereignis noch eine spezifische Unfallsequenz oder spezifische Ausfälle von Systemen die mittlere CDF dominieren.

Ergänzend zur Diskussion der Ergebnisse auf Basis einer mittleren CDF sind in der BERA-2000 Stufe-1 Unsicherheitsanalysen durchgeführt und die sich ergebenden Verteilungen der gesamten CDF und für einzelne Ereigniskategorien bzw. -gruppen graphisch dargestellt worden. In Tabelle 8.1.6-3 sind charakteristische Werte dieser Verteilungen in Form des Medianwertes, der 5%-, 50%- und 95%-Fraktile sowie die Streuung angegeben. Aus Sicht von KKB zeigen die Ergebnisse auf, dass mit der Ermittlung der CDF aufgrund externer und interner übergreifender Ereignisse grössere Unsicherheiten verbunden sind, als mit der Ermittlung der CDF für interne Ereignisse. Insbesondere beinhaltet die Analyse der Auswirkungen von Erdbeben grosse Unsicherheiten.

HSK-Beurteilung

Der Vergleich der in Tabelle 8.1.6-1 festgehaltenen Ergebnisse zeigt auf, dass die Ergebnisse der aktualisierten HSK-Studie in guter Übereinstimmung mit denen der BERA-2000 Stufe-1 stehen. Hier ist allerdings zu beachten, dass aufgrund der in den vorhergehenden Kapiteln dargestellten Bewertungsergebnisse insbesondere der Beitrag externer Ereignisse (Erdbeben, Wind) als nicht zwingend abdeckend betrachtet wird. Der geringfügig kleinere Beitrag der Transienten an der CDF ist in der BERA-2000 Stufe-1 darin begründet, dass für die Dampferzeuger-Sicherheitsventile kein CCF berücksichtigt worden ist (Kapitel 8.1.1).

Aus Zeitgründen sind die von KKB nachträglich ausgewerteten Zuverlässigkeitsdaten von 1995 bis 2001 nicht mehr in das PSA-Modell der HSK übernommen worden. Aufgrund der guten Übereinstimmung der erzielten Ergebnisse sieht die HSK keinen Anlass, die von KKB ausgewiesene Reduktion der Kernschadenshäufigkeit in Frage zu stellen. Diese Reduktion spiegelt die positive Entwicklung der Betriebserfahrung des KKB wieder.

Anhand des Vergleichs der Ergebnisse der aktualisierten PSA-Studien mit den Ereignissen der ursprünglichen PSA-Studien in Tabelle 8.1.6-1 ist zu erkennen, dass die mittlere CDF insgesamt gesehen gesunken ist und es innerhalb der Ereigniskategorien zu Verschiebungen der Anteile an der CDF gekommen ist, die nachfolgend diskutiert werden:

– Interne Ereignisse

Gegenüber der BERA-1990 Stufe-1 ist der Beitrag zur CDF in der BERA-2000 Stufe-1 wesentlich (mehr als 50%) verringert worden, was insbesondere auf die alternativen Möglichkeiten zur Beherrschung eines kleinen Kühlmittelverlustes und eines Dampferzeuger-Heizrohrbruchs zurückzuführen ist (Kapitel 8.1.3.2). Im Vergleich zur ursprünglichen HSK-Studie ist der Beitrag interner Ereignisse an der CDF nicht so entscheidend gesunken, da die alternative Möglichkeit zur Beherrschung eines kleinen Kühlmittelverlustes dort bereits berücksichtigt wurde. Der Beitrag der Transienten an der CDF hat sich in der BERA-2000 Stufe-1 aufgrund der Berücksichtigung des zusätzlich errichteten Notspeisewassersystems und der damit verbundenen zuverlässigeren Bespeisung der Dampferzeuger gegenüber den ursprünglichen PSA-Studien verringert. Deutlich erhöht hat sich hingegen in der BERA-2000 Stufe-1 der Beitrag der Hilfssystemausfälle an der CDF im Vergleich zur BERA-1990 Stufe-1. Dies ist insbesondere durch die Analyse zusätzlicher Hilfssystemausfälle bedingt (Kapitel 8.1.3.1). So trägt z.B. der neu analysierte Ausfall des Hauptkühlwassersystems gemäss Tabelle 8.1.6-2 mit ca. 6.5% zur CDF bei.

– Interne systemübergreifende Ereignisse

Gegenüber der BERA-1990 Stufe-1 hat der anlageinterne Brand in der BERA-2000 Stufe-1 eine wesentlich höhere Bedeutung gewonnen. Dies ist insbesondere auf die zusätzliche Analyse von Bränden im Notstandgebäude zurückzuführen, die gemäss Tabelle 8.1.6-2 zu ca. 10% zur CDF beitragen. Der Unterschied zur ursprünglichen HSK-Studie ist nicht so gross, da in dieser ein Brand im Hauptkommandoraum als sehr dominant beurteilt wurde, der durch die Berücksichtigung der Umschaltmöglichkeiten innerhalb der Notstandsysteme der Blöcke 1 und 2 des KKB in der BERA-2000 Stufe-1 nicht mehr so dominierend ist (Kapitel 8.1.4.2). Der Beitrag der Überflutung ist durch den zwischenzeitlich verbesserten Überflutungsschutz des Schaltanlagenraumes in der Nicht-Notstandanlage im Vergleich zur ursprünglichen HSK-Studie deutlich geringer geworden (Kapitel 8.1.4.3). In den Untersuchungen zur Turbinenhavarie führten diverse Modelländerungen mit gegenläufigem Einfluss insgesamt zu einer Reduktion des Beitrages zur CDF.

– Externe Ereignisse

Insgesamt sind die absoluten Beiträge der externen Ereignisse zur CDF in den aktualisierten PSA-Studien im Vergleich zu den ursprünglichen Studien leicht gesunken. Diese Änderung ist vor allem auf die Abnahme der Beiträge der externen Überflutung zurückzuführen, während die Beiträge des Erdbebens gestiegen sind und neu auch Beiträge für die Verstopfung des Kühlwassereinflusses ausgewiesen werden. Die Beiträge der weiteren Ereignisse, Wind und Flugzeugabsturz, haben sich nur wenig geändert.

Zur Abnahme des Beitrages der externen Überflutung hat beigetragen, dass neu die Überflutung des KKB-Areals ausgeschlossen wird, wenn die Operateure des Wasserkraftwerks Beznau rechtzeitig informiert werden und die Schützen des KKB-Wehrs öffnen können.

In Bezug auf den seismischen Beitrag zur CDF wurde in den aktualisierten Studien wiederum kein klar risikodominantes Szenario gefunden. Das seismische Risiko setzt sich nach wie vor aus zahlreichen Sequenzen mit relativ kleinen Einzelbeiträgen zusammen. In der BERA-2000 Stufe-1 trägt die bedeutendste Sequenz zu 0.7% an der gesamten Kernschadenshäufigkeit bei. Auslösendes Ereignis ist ein Erdbeben der Spitzenboden-Beschleunigungskategorie 0.3 g bis 0.4 g, das zum Versagen des Reaktorgebäudes und damit zum Verlust sämtlicher Sicherheitssysteme führt. Im Unterschied zur BERA-1990 Stufe-1, in welcher die Möglichkeit des seismischen Versagens der Notstandsysteme nicht betrachtet wurde, sind in der BERA-2000 Stufe-1 für Erd-

beben mit Spitzenbodenbeschleunigungen grösser 0.3 g die wichtigsten Unfallsequenzen alleine auf seismisches Versagen zurückzuführen, ohne zusätzliche unabhängige Systemausfälle oder Operateurfehler. Anhand der Tabelle 8.1.6-2 ist des Weiteren zu erkennen, dass das der Auslegung des KKB zugrunde liegenden Sicherheitserdbeben mit einer Spitzenbodenbeschleunigung bis zu 0.15 g keinen relevanten Beitrag zur CDF liefert. Dieses Ergebnis bestätigt, dass der Block 2 des KKB aus heutiger Sicht ausreichend gegen das Sicherheitserdbeben ausgelegt ist.

Insgesamt gesehen folgt die HSK der Schlussfolgerung von KKB, dass der Block 2 ein hohes Sicherheitsniveau während des Volllastbetriebs aufweist und die Nachrüstmassnahmen der letzten Jahre deutlich zur Erhöhung des Sicherheitsniveaus beigetragen haben. Aus Sicht der HSK verdeutlicht dieses Sicherheitsniveau, dass die nach Erfahrung und aktuellem Stand der Nachrüsttechnik erforderlichen Massnahmen im Block 2 umgesetzt wurden. Darüber hinaus ist zu berücksichtigen, dass die für den Block 2 eingeführten Accident-Management Massnahmen zur Verhinderung eines Kernschadens nicht in der BERA-2000 Stufe-1 berücksichtigt sind (Kapitel 8.2.4). In Bezug auf die Nachrüstung des Notspeisewassersystems ist allerdings festzustellen, dass sich die erzielte Verbesserung der Dampferzeugerbespeisung schwerpunktmässig auf den Beitrag der internen Ereignisse zur CDF auswirkt. Bei den meisten externen Ereignissen ist die Funktion dieses Systems nichtgewährleistet, da die Stromversorgung der Nicht-Notstandssysteme mit hoher Wahrscheinlichkeit ausfällt.

Die Häufigkeit einer Beschädigung von Brennelementen in den Lagerbecken im Volllastbetrieb ist erstmals in der BERA-2000 Stufe-1 ausgewiesen. Zur Einordnung des Ergebnisses fehlen bisher vergleichbare Studien. Da die Brennelement-Lagerbecken im KKB, wie in allen amerikanischen Druckwasserreaktoren, in einem separaten Gebäude ausserhalb des Containments angeordnet sind, erachtet die HSK die zusätzliche Abschätzung der Häufigkeit einer Beschädigung von Brennelementen in den Lagerbecken im Hinblick auf Bewertung des Beitrags zum Freisetzungsrisiko im Volllastbetrieb für wichtig (Kapitel 8.2.1).

Die Auswertungen von KKB zum Nachweis der Ausgewogenheit des anlagenspezifischen Sicherheitskonzeptes zeigen aus Sicht der HSK, dass die in der Vergangenheit durchgeführten Nachrüstungen zielgerichtet zur Verbesserung punktueller Schwachstellen beigetragen haben.

In der Tabelle 8.1.6-3 sind die Ergebnisse der in der BERA-2000 Stufe-1 und der aktualisierten HSK-Studie durchgeführten Unsicherheitsanalysen gegenübergestellt. Bezogen auf die gesamte CDF besteht eine gute Übereinstimmung. Bei den externen Ereignissen bestehen Abweichungen, die auf die unterschiedlich verwendeten Unsicherheitsverteilungen zurückzuführen sind. Anhand dieser Ergebnisse ist ersichtlich, dass auch noch die obere Vertrauensgrenze der in der BERA-2000 Stufe-1 ausgewiesenen CDF mit ca. $1.5E-05$ pro Jahr deutlich unter dem internationalen empfohlenen Richtwert für die anzustrebende Sicherheit eines bestehenden Kernkraftwerks liegt.

Tabelle 8.1.6-1: Vergleich der in den ursprünglichen und in den aktualisierten PSA-Studien von KKB und HSK erzielten Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency, CDF)

Ereigniskategorie/-gruppe	BERA-2000 Stufe-1		BERA-1990 Stufe-1		HSK-2003 Studie		HSK-1994 Studie	
	CDF pro Jahr	Anteil in %	CDF pro Jahr	Anteil in %	CDF pro Jahr	Anteil in %	CDF pro Jahr	Anteil in %
Interne Ereignisse	2.6E-06	32.5	7.3E-06	64.8	2.7E-06	32.5	4.4E-06	37.2
Kühlmittelverluste	1.1E-06	13.8	6.5E-06	57.6	1.1E-06	13.3	2.7E-06	22.5
Transienten	3.7E-07	4.6	5.5E-07	5.1	4.7E-07	5.6	8.8E-07	7.4
Hilfssystemausfälle	1.1E-06	13.9	2.2E-07	2.1	1.1E-06	13.3	8.8E-07	7.4
Interne systemübergreifende Ereignisse	2.9E-06**	36.3	1.3E-06	11.8	3.1E-06	37.4	3.7E-06	30.8
Brand	2.6E-06	32.5	7.5E-07	6.9	2.8E-06	33.7	2.2E-06	18.3
Überflutung	2.6E-07	3.3	4.9E-07	4.5	2.9E-07	3.5	1.5E-06	12.5
Turbinenhavarie	2.9E-08**	0.4	5.2E-08	0.4	1.9E-08	0.2	4.9E-08	---
Externe Ereignisse	2.5E-06**	31.3	2.7E-06	24.5	2.6E-06	31.3	3.8E-06	31.8
Erdbeben	1.4E-06	17.5	1.2E-06	10.7	1.6E-06	19.3	1.2E-06	10.1
Überflutung	1.8E-07**	2.2	9.5E-07	8.5	2.0E-07	2.4	2.1E-06	17.8
Verstopfung Hauptkühlwassereinlauf	2.9E-07	3.6	---	---	2.9E-07	3.5	---	---
Wind	4.4E-07	5.6	5.3E-07	4.8	3.3E-07	3.9	5.2E-07	4.4
Flugzeugabsturz	1.8E-07	2.3	---	---	1.8E-07	2.1	---	---
Gesamte CDF	8.0E-06**	100	1.1E-05	100	8.4E-06	100	1.2E-05	100

** Werte haben sich nachträglich aufgrund zusätzlicher Untersuchungen geringfügig vergrössert.

Tabelle 8.1.6-2: In der BERA-2000 Stufe-1 ausgewiesene dominante auslösende Ereignisse zur Kernschadenshäufigkeit (CDF)

Ereignisgruppe	Dominante auslösende Ereignisse	Beitrag zur CDF in %
Kühlmittelverluste	Mittlerer Kühlmittelverlust	4.8
	Kleiner Kühlmittelverlust	3.6
	Direktes Versagen des Reaktordruckbehälters	3.4
	Dampferzeuger-Heizrohrbruch	1.8
Transienten	Generelle Transienten wie Ausfall der Hauptwärmesenke oder der Speisewasserversorgung Fehlerhaftes Öffnen eines Dampferzeuger-Sicherheitsventils	1.2 1.0
Hilfssystemausfälle	Ausfall des Hauptkühlwassersystems PRH	6.5
	Ausfall der externen Stromversorgung	2.2
	Ausfall des Primären Zwischenkühlwassersystems KAC	1.7
	Ausfall der Gleichstromversorgung der Nicht-Notstandanlage	0.8
Ausfall des Steuerluftsystems Q1A für die Sekundäranlage	0.7	
Brand	Kabelverteilerraum 2E407 im Maschinenhaus	7.9
	Relaisraum 2E408 im Nebengebäude	6.8
	Kabelverteilerraum 2P304 im Notstandgebäude	5.9
	Schaltanlagenraum 2E514 im Maschinenhaus	3.8

	Kabelverteilerraum 2P305 im Notstandgebäude	2.5
Interne Überflutung	Leckagen im Primären Zwischenkühlwassersystem KAC führen zur Überflutung der Ebene 5.5m im Nebengebäude C	1.6
	Leckagen in wasserführenden Leitungen führen zur Überflutung des Pumpengartens im Maschinenhaus	0.9
Erdbeben	Erdbeben mit einer Beschleunigung > 0.2g bis 0.3g führt zu einem seismischen Versagen der Nebengebäude E oder D oder der externen Stromversorgung	6.0
	Erdbeben mit einer Beschleunigung > 0.3g bis 0.4g führt zu einem seismischen Versagen aller Gebäude	5.8
	Erdbeben mit einer Beschleunigung > 0.15g bis 0.2g führt zu einem seismischen Versagen der Nebengebäude E oder D oder der externen Stromversorgung	2.8
Externe Überflutung	Überflutung ohne Vorwarnung führt zum Versagen der externen Stromversorgung und der Notstromversorgung	1.9
Verstopfung Hauptkühlwassereinlauf	Ausfall des Hauptkühlwassersystems führt zum Versagen der Neben- und Zwischenkühlwassersysteme	1.9
Wind	Orkan führt zum Versagen des Maschinenhauses	2.9
Flugzeugabsturz	Absturz eines Passagierflugzeugs auf das Notstandgebäude	0.6
	Absturz eines Passagierflugzeugs auf das Werksgelände	0.4

Tabelle 8.1.6-3: Vergleich der in der BERA-2000 Stufe-1 und in der HSK-2003 Studie ausgewiesenen Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse

Ereignisgruppe/kategorie		Mittelwert	5%- Fraktil	50%- Fraktil	95%- Fraktil	Streufaktor (95%/5%)
Interne Ereignisse	BERA-2000	2.6E-06	1.0E-06	2.1E-06	5.1E-06	5.1
	HSK-2003	2.7E-06	1.0E-06	2.2E-06	5.7E-06	5.5
Interne systemübergreifende und externe Ereignisse	BERA-2000	5.4E-06	1.5E-06	4.0E-06	1.4E-05	9.3
	HSK-2003	5.7E-06	2.5E-06	4.2E-06	1.1E-05	4.3
Gesamte CDF	BERA-2000	8.0E-06	4.4E-06	6.8E-06	1.5E-05	3.4
	HSK-2003	8.4E-06	4.1E-06	6.7E-06	1.5E-05	3.8

Der in der BERA-2000 Stufe-1 ausgewiesene hohe Einfluss von Operateurhandlungen von ca. 40% auf die CDF ist für ein Kernkraftwerk amerikanischer Auslegung zu erwarten. In der Tabelle 8.1.6-4 sind die in der BERA-2000 Stufe-1 und der aktualisierten HSK-Studie modellierten Operateurhandlungen mit einer Fussell-Vesely Importanz grösser $1.0E-02$ aufgelistet.

Von der HSK ist eine Sensitivitätsanalyse durchgeführt worden, um den Einfluss der von der HSK identifizierten Verbesserungspotentiale bei der Modellierung von Operateurhandlungen in der BERA-2000 Stufe-1 (Kapitel 8.1.2) auf die CDF abzuschätzen. Von dieser Neubewertung sind drei der in Tabelle 8.1.6-4 aufgeführten Operateurhandlungen betroffen. Das Ergebnis der Neubewertung ist in Tabelle 8.1.6-5 den in der BERA-2000 Stufe-1 ermittelten Fehlerwahrscheinlichkeiten für Operateurhandlungen gegenübergestellt. Die dort aufgeführten Operateurhandlungen beziehen sich auf spezifische Unfallszenarien. Die wesentlichen Unterschiede in der Bewertung der einzelnen Operateurhandlungen sind vornehmlich auf fehlende schriftliche Anweisungen für die Operateure sowie auf Inkonsistenzen in den Notfallvorschriften selbst oder auf fehlende Verweise zu anderen Vorschriften zurückzuführen. Aufgrund der Neubewertung würde sich die bisher in der BERA-2000 Stufe-1 ausgewiesene CDF von $8.0E-06$ pro Jahr um mehr als den Faktor 2 erhöhen. Der markanteste Bewertungsunterschied tritt bei der Operateurhandlung OR5 auf. Dieser ist sowohl in einer anderen Bewertung des verfügbaren Zeitfensters zur Durchführung der Handlungen aufgrund des jetzigen Aufbaus der entsprechenden Notfallvorschrift als auch in einer nicht akzeptierten Kalibrierung der Fehlerwahrscheinlichkeit begründet. Vor diesem Hintergrund hat die HSK in der PSÜ-Pendenz 34/8.1.2-1 insbesondere eine Überprüfung der betroffenen Notfallvorschriften gefordert.

Tabelle 8.1.6-4: In der BERA-2000 Stufe-1 und der HSK-2003 Studie berücksichtigten Operateurhandlungen mit einer Fussel-Vesely Importanz grösser 1.0E-02

Operateurhandlung	Beschreibung	FV-Importanz
OL	Erstellen einer alternativen Kühlung des Zwischenkühlsystems über das Brunnenwassersystem	8.8E-02
OG	Aufschalten einer alternativen Dampferzeuger-Bespeisung	5.9E-02
OD	Aufschalten der Flut-Dieselgeneratoren	3.2E-02
OE	Erstellen einer Querverbindung zwischen den elektrischen 380 V Schienen BEK und BFL	3.1E-02
OB	Starten der Feed-and-Bleed Betriebsweise	3.0E-02
OP	Erstellen einer Querverbindung zwischen den 6 kV Notstand-Schienen der Blöcke 1 und 2	2.2E-02
OA	Abkühlen und Druckentlasten der Anlage nach einer kleinen Leckage im Reaktorkühlsystem	2.0E-02
OH	Aufschalten der Langzeitkühlung	1.7E-02
OR	Umschaltung von Sicherheitseinspeisung auf Rezirkulationskühlung	1.5E-02
OZ	Druckentlastung des Reaktorkühlsystems nach einem Dampferzeuger-Heizrohrbruch	1.4E-02
OF	Isolation der Speisewasserzufuhr nach einem Dampferzeuger-Heizrohrbruch	1.1E-02

Tabelle 8.1.6-5: Vergleich der mittleren Fehlerwahrscheinlichkeiten von neu bewerteten Operateurhandlungen mit denen in der BERA-2000 Stufe-1

Operateurhandlung	Beschreibung	BERA-2000	Neubewertung HSK	Erhöhung um Faktor
OC2	Abschaltung der Hauptkühlmittelpumpen im Fall das die Kühlung der Dichtung ausfällt (Ausfall Nebenkühlwassersystem PRW)	3.1E-02	5.4E-01	17.4
OC1	Abschaltung der Hauptkühlmittelpumpen im Fall das die Kühlung der Dichtung ausfällt (Ausfall Zwischenkühlwassersystem KAC)	2.9E-02	3.0E-01	10.3
OR5	Umschaltung von Sicherheitseinspeisung auf Niederdruck-Rezirkulationskühlung im Fall eines mittleren oder grossen Kühlmittelverlusts	3.2E-03	2.7E-01	84.4
HEOP3S	Verhinderung einer Verstopfung des Hauptkühlwassereinlaufs durch kleine Objekte	4.5E-03	7.7E-02	17.1
HEOP2L	Verhinderung einer Verstopfung des Hauptkühlwassereinlaufs durch grosse Objekte	4.3E-03	7.7E-02	17.9
OR4	Umschaltung von Sicherheitseinspeisung auf Hochdruck-Rezirkulationskühlung im Fall eines kleinen Kühlmittelverlusts und Ausfall des sekundärseitigen Abfahrens	3.3E-03	6.2E-02	18.8
OB3	Starten der Feed-and-Bleed Betriebsweise bei Ausfall der Dampferzeugerbespeisung	1.5E-02	6.2E-02	4.1
OH4	Aufschalten der Langzeitkühlung im Fall eines Dampferzeuger-Heizrohrbruchs und nicht Einleiten der schnellen Druckentlastung des Reaktorkühlsystems (sekundärseitig)	1.8E-03	1.6E-02	8.9
OR3	Umschaltung von Sicherheitseinspeisung auf Niederdruck-Rezirkulationskühlung im Fall eines kleinen Kühlmittelverlusts und Ausfall des Restwärmesystems JAC	3.8E-04	8.3E-03	21.8
OH2	Aufschalten der Langzeitkühlung im Fall eines Dampferzeuger-Heizrohrbruchs und nicht Einleiten der schnellen Druckentlastung des Reaktorkühlsystems (primärseitig)	8.4E-04	7.9E-03	9.4

Die in der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführte risikotechnische Einordnung von Systemen wurde von der HSK mit der in Kapitel 6.1.1 dargestellten sicherheitstechnischen Klassierung von Systemen verglichen, die auf deterministischen Vorgaben beruht. Beim Hauptkühlwassersystem weicht die deterministische deutlich von der probabilistischen Bewertung ab. Das System ist unklassiert, obwohl es einen hohen Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit liefert. Vor diesem Hintergrund wird die HSK über die Aufnahme dieses Systems in das KKB-spezifische Alterungsüberwachungsprogramm im Rahmen der noch ausstehenden endgültigen Festlegung des System- und Komponentenumfangs entscheiden.

8.2 PSA der Stufe-2 für den Vollastbetrieb

Ende 1992 wurde von KKB eine PSA der Stufe-2 (BERA-1992 Stufe-2) eingereicht, die von der Firma Westinghouse erstellt wurde. Aus der Überprüfung dieser Studie resultierte insbesondere ein zusätzlicher Klärungsbedarf bezüglich der Wasserstoff-Problematik bei Kernschmelzunfällen. Die HSK betonte im Gutachten von 1994, dass KKB eine Strategie zu entwickeln und gezielte Massnahmen zur Begrenzung der Folgen einer Wasserstoffverbrennung zu ergreifen habe.

Ende 2002 reichte KKB eine aktualisierte PSA der Stufe-2 (BERA-2002 Stufe-2) ein, die in Kooperation mit Westinghouse erstellt wurde. Hierbei wurden neue Erkenntnisse über Phänomene bei schweren Unfällen, die von der Firma Westinghouse neu entwickelten und 2001 implementierten Richtlinien zur Begrenzung schwerer Unfälle sowie die im Jahr 2003 im Block 2 des KKB installierten passiven, autokatalytischen Rekombinatoren berücksichtigt. Darüber hinaus wurden die PSA-Modelle der Stufe-1 und der Stufe-2 erstmals in einem Modell gekoppelt, um den gesamten Unfallablauf vom auslösenden Ereignis bis zur eventuellen Freisetzung radioaktiver Stoffe ganzheitlich abzubilden.

Im Rahmen der Begutachtung der BERA-2002 Stufe-2 hat die HSK das eigene Modell für die PSA der Stufe 2 aktualisiert, um damit eine unabhängige Überprüfung durchführen zu können. Die Überprüfung konzentrierte sich auf folgende Analyseschritte:

- Definition von Anlageschadenzuständen
Dieser Analyseschritt beinhaltet die Gruppierung der aus der PSA der Stufe-1 resultierenden Anlageschadenzustände nach einheitlichen Merkmalen, wie Druck im Reaktorkühlsystem, Integrität des Containments oder Verfügbarkeit der zur Kühlung des Containments erforderlichen Systeme. Die daraus resultierenden spezifischen Anlageschadenzustände werden in der PSA der Stufe-2 dahingehend analysiert, ob diese zu einem Containmentversagen und damit zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung führen.
- Analyse der Containmentkapazität und der Containmentbelastung
Dieser Analyseschritt beinhaltet die Bestimmung der Containmentkapazität, d.h. welchen Belastungen das Containment standhalten kann. Des Weiteren sind die während des Kernschmelzvorgangs auftretenden physikalischen Prozesse und Phänomene zu identifizieren, welche die Integrität des Containments gefährden können. Ausgehend von der Containmentbelastung wird anschliessend unter Berücksichtigung der Containmentkapazität die Versagenswahrscheinlichkeit des Containments bestimmt.
- Containment-Ereignisablaufanalyse
Ausgehend von den Anlageschadenzuständen wird der weitere Unfallablauf in Form eines Ereignisbaumes abgebildet. Hierbei wird die Verfügbarkeit der Massnahmen, mit denen die Operateure mildernd in den Unfallablauf eingreifen können, die Verfügbarkeit der zur Containment-Kühlung erforderlichen Systeme sowie die Wahrscheinlichkeit des Containmentversagens infolge

der bei der Kernschmelze auftretenden physikalischen Phänomene abgefragt. In Abhängigkeit der einzelnen Abfragen ergeben sich unterschiedliche Unfallsequenzen, die soweit verfolgt werden, bis ein Anlagezustand erreicht ist, bei dem die Integrität des Containments gewährleistet bleibt oder eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung erfolgt. Die einzelnen Anlagezustände werden zu Freisetzungskategorien gruppiert, die u.a. durch die Versagensart und den Versagenszeitpunkt des Containments charakterisiert sind. Als Ergebnis der Ereignisablaufanalyse wird eine Häufigkeit ausgewiesen, mit der, bezogen auf die jeweilige Kategorie, eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung zu erwarten ist.

- Quelltermanalyse
Dieser Analyseschritt beinhaltet die Bestimmung der zu erwartenden Quellterme für die im vorhergehenden Analyseschritt definierten Freisetzungskategorien. Der Quellterm charakterisiert Art, Umfang und zeitlichen Ablauf der freigesetzten radioaktiven Stoffe und hängt u.a. vom Kerninventar sowie den physikalischen und chemischen Prozessen ab, die den Transport der radioaktiven Stoffe beeinflussen.
- Ermittlung des Freisetzungsrisikos
Das Freisetzungsrisiko ergibt sich aus dem Produkt der Häufigkeit der einzelnen Freisetzungskategorien und der freigesetzten Menge radioaktiver Stoffe. Für die wesentlichen, die Freisetzungshäufigkeiten und -mengen bestimmenden Einflussgrößen werden Unsicherheitsanalysen durchgeführt und das Freisetzungsrisiko in Form einer so genannten kumulativen Häufigkeitsverteilung dargestellt. Die Häufigkeitsverteilung gibt für eine bestimmte Freisetzungsmenge an, mit welcher Häufigkeit diese überschritten wird.

Die BERA-2002 Stufe-2 wird von der HSK dahingehend bewertet, inwieweit die nach dem heutigem Stand von Wissenschaft und Technik während eines schweren Unfalls zu erwartenden Phänomene berücksichtigt wurden, inwieweit die Abbildung des Containmentverhaltens korrekt ist und inwieweit die für die Quelltermanalysen verwendeten Programme dem Stand der Technik entsprechen. Abschliessend werden die ausgewiesenen quantitativen Ergebnisse und die mit Ihnen verbundenen Unsicherheiten diskutiert.

8.2.1 Definition von Anlageschadenzuständen

Angaben des Gesuchstellers

In der BERA-2000 Stufe-1 sind die aus der Ereignisablaufanalyse resultierenden Kernschadenzustände in 47 Anlageschadenzustände gruppiert worden, die durch folgende Merkmale charakterisiert sind:

- Wurde vor dem Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters (RDB) Borwasser aus dem Borwasser-Vorratstanks (BOTA) in den Containmentsumpf gefördert?
- Wurde nach dem Durchschmelzen des RDB Borwasser aus dem BOTA in den Containmentsumpf gefördert?
- Ist das Containment beim Kernschmelzen intakt und isoliert?
- Sind die Containment-Kühlsysteme verfügbar?
- Wie hoch ist der Druck des Reaktorkühlsystems beim Kernschmelzen?

Anlageschadenzustände, bei denen das Containment umgangen wird (Containment-Bypass), sind gesondert betrachtet worden. Hierbei handelt es sich um nicht absperrbare Brüche von Leitungen

ausserhalb des Containments, die direkt an das Reaktorkühlsystem anschliessen sowie nicht absperrbare Dampferzeuger-Heizrohrbrüche.

HSK-Beurteilung

Die Definition der Anlageschadenzustände hat dann eine entscheidende Bedeutung, wenn für die PSA der Stufe-1 und der Stufe-2 jeweils ein unabhängiges Modell existiert und die Schnittstellen eindeutig zu definieren sind. Wie bereits einleitend erwähnt, sind die BERA-2000 Stufe-1 und die BERA-2002 Stufe-2 im Gegensatz zu den ursprünglichen Studien in einem Modell gekoppelt. Diese Integration bringt zum einen den Vorteil mit sich, dass der Einfluss einzelner Komponenten auf die in der PSA der Stufe-2 ausgewiesene Freisetzungshäufigkeit ausgewiesen werden kann. Zum anderen können die spezifischen Merkmale der einzelnen Kernschadenzustände in der PSA der Stufe-2 im Detail berücksichtigt werden, ohne die Kernschadenzustände nach übergeordneten Merkmalen zu Anlageschadenzuständen zusammenzufassen.

Die HSK hat nach wie vor zwei Modelle für die PSA der Stufe-1 und Stufe-2, so dass die Festlegung einer eindeutigen Schnittstelle zwischen den Modellen erforderlich ist. Die Definition der Anlageschadenzustände für das HSK-eigene Modell der PSA der Stufe-2 unterscheidet sich in einigen Punkten von der in der BERA-2000 Stufe-1 verwendeten Definition. Dies betrifft insbesondere die zusätzliche Charakterisierung der Anlageschadenzustände durch die Art des auslösenden Ereignisses (z.B. Transiente oder Kühlmittelverlust) und die weitergehende Differenzierung der Verfügbarkeit der Systeme zur Containment-Kühlung. Hierdurch ist die Zuordnung der in der BERA-2000 Stufe-1 definierten Anlageschadenzustände zu denen im HSK-Modell nur bedingt möglich. Ungeachtet dessen lassen sich aus der Definition der Anlageschadenzustände beider Studien folgende qualitative Aussagen ableiten:

- Bei ca. 75% der Anlageschadenzustände wird der Inhalt des Borwasser-Vorrattanks (BOTA) nicht durch die Sicherheitseinspeisesysteme JSI in den Reaktor Druckbehälter (RDB) eingespeist. Der Inhalt des BOTA kann jedoch mit dem Kernsprühsystem JCS in das Containment eingespeist werden, so dass nach Durchschmelzen des RDB eine Kühlung der Kernschmelze im Containment möglich ist.
- In ca. 30% der Fälle erfolgt keine Einspeisung des BOTA-Inhalts. Diese Anlagezustände werden vornehmlich durch externe Ereignisse ausgelöst, die einen Ausfall der Stromversorgung der Nicht-Notstandssysteme und der Netzeinspeisung der Notstandsschienen zur Folge haben. In Verbindung mit einem unabhängigen Ausfall der Notstand-Diesel beider Blöcke des KKB führt die Unfallsequenz zu einem Verlust der gesamten Wechselstromversorgung (Station-Blackout).
- Bei mehr als 70% der Anlageschadenzustände erfolgt keine sekundär- oder primärseitige Druckentlastung, so dass der Druck im Reaktorkühlsystem hoch bleibt. Da ein Versagen des RDB im Hochdruckbereich schwerwiegendere Folgen hat als im Niederdruckbereich, kommt der Druckentlastung durch Accident-Management- oder Unfallbegrenzungs-Massnahmen eine hohe Bedeutung zu. Zudem kann aufgrund der Druckentlastung der Inhalt der passiv einspeisenden Druckspeicher insbesondere bei den o.g. Station-Blackout Zuständen zur Kühlung der Kernschmelze genutzt werden.
- Bei mehr als 90% der Anlageschadenzustände erfolgt eine Isolation des Containments, wodurch eine frühzeitige Freisetzung radioaktiver Stoffe verhindert wird.

- Bei mehr als 55 % der Anlageschadenszustände ist keine aktive Containment-Kühlung gegeben, so dass ein langfristiger Druckaufbau im Containment stattfindet, der ohne aktive Containment-Druckentlastung zum Versagen des Containments führen kann.

Die Verfügbarkeit der Containment-Kühlung bei weniger als 45% der Anlageschadenszustände ist auf folgende spezifische Auslegungsmerkmale zurückzuführen. Zwei der vier Stränge des Containment-Umluftsystems sind nicht notstromversorgt. Die beiden anderen Stränge des Containment-Umluftsystems sowie beide Stränge des Containment-Sprühsystems sind über das Wasserkraftwerk notstromversorgt, eine Versorgung über die Flutdiesel ist auslegungsgemäss nicht vorgesehen. Daher ist die Containment-Kühlung bei vielen externen Ereignissen, in deren Folge die externe Stromversorgung und die Notstromversorgung ausfallen, nicht verfügbar.

Mit Ausnahme des Anlageschadenszustands V6 "Beschädigung von Brennstoff im Brennelement-Lagerbecken" sind alle in der BERA-2000 Stufe-1 definierten Anlageschadenszustände in der BERA-2000 der Stufe-2 im Hinblick auf das Freisetzungsrisko des Blocks 2 des KKB analysiert worden. KKB begründet den Ausschluss des Anlageschadenszustands V6 damit, dass in allen untersuchten Fällen der Brennstoff in den Brennelement-Lagerbecken mit Wasser bedeckt bleibt und somit kein Schmelzen von Brennstäben stattfindet. Im Vergleich zu der in der PSA der Stufe-2 üblicherweise betrachteten Freisetzung radioaktiver Stoffe sei bei diesem Anlageschadenszustand nicht mit einer nennenswerten Freisetzung zu rechnen.

Die HSK kann dieser Annahme nicht folgen, da insbesondere schwere Erdbeben die Häufigkeit eines Brennstoffschadens im Lagerbecken dominieren (Kapitel 8.1.6) und die erdbebenbedingte Ausfallwahrscheinlichkeit der Brennelement-Lagerbecken in der BERA-2000 Stufe-1 nicht explizit abgeschätzt wurde. Entscheidend ist der Nachweis, dass die Integrität der Brennelement-Lagerbecken auch bei schweren Erdbeben mit hoher Wahrscheinlichkeit erhalten bleibt, da ansonsten ein schneller Wasserverlust und eine Zerstörung der Brennstabhüllen mit einer grossen Freisetzung radioaktiver Stoffe nicht auszuschliessen ist¹⁰⁹. Von Accident-Management Massnahmen kann aus Sicht der HSK bei derartig schweren Erdbeben kein Kredit genommen werden. Vor diesem Hintergrund sind die Brennelement-Lagerbecken entsprechend Punkt a) der PSÜ-Auflage A 8/8.1.5.2-1 (Kapitel 8.1.5.2) in der probabilistischen Erdbebenanalyse für den Volllastbetrieb einzubeziehen. Erst auf Basis dieser Untersuchungen und unter Berücksichtigung der bisherigen Ergebnisse der BERA-2002 Stufe-2 kann aus Sicht der HSK entschieden werden, ob ggf. Quelltermanalysen für den Anlageschadenszustand V6 erforderlich sind, um den möglichen Einfluss auf das Freisetzungsrisko nachvollziehbar abzuschätzen.

8.2.2 Analyse der Containmentkapazität

Angaben des Gesuchstellers

In der BERA-2002 Stufe-2 sind sowohl die Druckfestigkeit des Primär- als auch des Sekundärcontainments untersucht worden. Das Primärcontainment besteht aus einer freistehenden, gasdicht verschweissten Stahldruckschale die im Betonfundament des Sicherheitsgebäudes verankert ist. Die Stahldruckschale besitzt zahlreiche mechanische und elektrische Durchführungen sowie drei Schleusen, die den Zugang in das Primärcontainment ermöglichen. Die für das Primärcontainment durchgeführten Festigkeitsrechnungen umfassen Haupt- und Notschleuse, Rohrdurchdringungen sowie elektrische Durchdringungen. Des Weiteren sind Druck- und Temperatureinflüsse untersucht worden, die starke Ausdehnungen der Stahldruckschale zur Folge haben können, wodurch die Rohrdurchdringungen relativen Verschiebungen ausgesetzt sind. Ausgehend von diesen Untersuchungen sind fol-

gende Versagensmöglichkeiten zur Bestimmung des Containmentversagensdrucks berücksichtigt worden:

- Grossflächiges Versagen der Stahldruckschale,
- Versagen der Hauptschleuse,
- Versagen der Schleusendurchdringungen und der mechanischen Rohrdurchdringungen.

Die Containment-Versagenswahrscheinlichkeit ist in Abhängigkeit des Containmentdrucks dargestellt worden, wobei Unsicherheiten in der Festigkeit der Werkstoffe, der Herstellung und Montage sowie der Festigkeitsanalyse berücksichtigt sind. Die sich ergebende Verteilung weist aus, dass das Primärcontainment mit 95%-iger Wahrscheinlichkeit den Belastungen bis zu einem Absolutdruck von 6.4 bar standhält. Bei einem Absolutdruck von 8.4 bar ist mit 95%-iger Wahrscheinlichkeit davon auszugehen, dass das Primärcontainment versagt.

Die Mindestfestigkeit des Sekundärcontainments ist vereinfacht abgeschätzt worden. Bei dem Sekundärcontainment handelt es sich um die äussere Hülle des Sicherheitsgebäudes, die aus Beton besteht und bei weitem nicht die Druckfestigkeit des Primärcontainments aufweist. Aus diesem Grund wird in der BERA-2002 Stufe-2 davon ausgegangen, dass das Sekundärcontainment bei Versagen des Primärcontainments ebenfalls versagt.

HSK-Beurteilung

Die Dichtheit des Containments hat bei schweren Unfällen eine entscheidende Bedeutung, da vorgelagerte Rückhaltebarrieren für radioaktive Stoffe, wie die Brennstoff-Hüllrohre und der Reaktor-druckbehälter, beim Kernschmelzvorgang zerstört werden und somit das Primärcontainment die letzte Barriere darstellt. Vor diesem Hintergrund wurde in den letzten Jahren die Containmentisolation im KKB gezielt verbessert. Dies betrifft insbesondere Änderungen in der Steuerung der Isolierventile zum Sicherheitsgebäude-Entlüftungstank und zum Containmentsumpf (Kapitel 6.6.4) die zusätzliche Ansteuerungen von Isolationsventilen über das Notstandschutzsystem sowie den Einbau einer zusätzlichen Isolationsarmatur in der Sperrwasserrücklaufleitung.

Die Untersuchungen zur Druckfestigkeit des Primärcontainments wurden in der aktualisierten PSA der Stufe-2 unverändert aus der ursprünglichen PSA der Stufe-2 übernommen. Die Festigkeitsanalysen wurden damals von der HSK überprüft und anhand eigener Abschätzungen bestätigt. In den Jahren 1999 und 2000 wurde die Stahldruckschale für einen maximalen Störfalldruck von 4.1 bar absolut qualifiziert (Kapitel 6.6.1), der um 0.5 bar höher ist, als der ursprünglich den Druckfestigkeitsrechnungen zugrunde liegende Auslegungsdruck. Aus Sicht der HSK bestätigt diese Nachqualifizierung die in der Containmentanalyse quantifizierten Sicherheitsreserven des Containments.

Die Rohrleitungsdurchführungen des 1999 im Block 2 in Betrieb genommenen Notspeisewassersystems weisen insofern eine Besonderheit auf, dass sie im Gegensatz zu den anderen Rohrleitungsdurchführungen keinen Balgkompensator haben, der Relativbewegungen zwischen der Stahldruckschale und Sicherheitsgebäudehülle aufnehmen kann. Stattdessen sind die Durchführungen des Notspeisewassersystems fest mit der Stahldruckschale verbunden. Die Notspeisewasserleitungen benötigen diesen zusätzlichen Fixpunkt, da die Durchdringungen der Stahldruckschale und der Sicherheitsgebäudehülle nicht fluchten. Die im Rahmen der Planung des Notspeisewassersystems durchgeführten und geprüften Spannungsanalysen für die Rohrleitungsdurchführungen zeigen auf, dass die Belastung durch Innendruck zu keinen unzulässigen Spannungen führen. Bei der Prüfung wurde auch der Einfluss der o.g. Erhöhung des Containment-Auslegungsdrucks berücksichtigt.

Unter Berücksichtigung der Erkenntnisse des Alterungsüberwachungsprogramms (Kapitel 6.2.3.1) gibt es aus heutiger Sicht keinen Anlass die vorliegenden Untersuchungen zur Druckfestigkeit des Primärcontainments in Frage zu stellen.

8.2.3 Analyse der Containmentbelastung

Angaben des Gesuchstellers

In der BERA-2002 Stufe-2 sind nachfolgend kurz erläuterte physikalische und chemische Phänomene berücksichtigt worden, die bei schweren Unfällen zu einer hohen Containmentbelastung bis hin zum Containmentversagen führen können. Die Auswirkungen dieser Phänomene sind anhand von deterministischen Unfallablaufanalysen mit dem Modular Accident Analysis Programm (MAAP) untersucht und die Versagenswahrscheinlichkeit des Containments unter Berücksichtigung der Containmentkapazität abgeschätzt worden.

- Dampfexplosion inner- und ausserhalb der Reaktordruckbehälters (In-Vessel Steam Explosion (IVSE) und Ex-Vessel Steam Explosion (EVSE))

Beim direkten Kontakt zwischen Kernschmelze und Wasser heizt sich das Wasser schlagartig auf und verdampft. Die Dampfbildung wird dabei durch die Fragmentierung der Kernschmelze verstärkt. Diese Vorgänge führen zu einem erheblichen Druckstoss, der Einbauten des Primärcontainments und die Stahldruckschale gefährden kann. Die Wahrscheinlichkeit des Containmentversagens wird anhand der durchgeführten Untersuchungen als sehr gering eingeschätzt, da zwar hohe lokale Druckspitzen auftreten, die Druckwellen sich aber bei der Ausbreitung sehr schnell abbauen und somit zu keinen hohen Druckbelastungen des Containments führen.

- Versagen des Reaktordruckbehälters (RDB)

Unabhängig von der Versagensart kommt es beim Versagen des RDB zu Druckspitzen im Containment durch den aus dem Reaktorkühlsystem schlagartig entweichenden Dampf (Vessel Blowdown Effekt). Ein Abriss des RDB-Bodens bei hohem Reaktorkühlsystemdruck könnte darüber hinaus dazu führen, dass der RDB abhebt und die Containmentwand beschädigt (Vessel Rocketing Effekt). Die Gefährdung des Containments durch den erstgenannten Effekt ist von KKB anhand der durchgeführten Untersuchungen als sehr unwahrscheinlich bewertet worden, wenn die Containment-Kühlsysteme oder das Containment-Druckentlastungssystem verfügbar sind. Das Versagen des Containments aufgrund des zweiten genannten Effekts ist mit einer Wahrscheinlichkeit von 0.01 abgeschätzt.

- Direkte Containment-Aufheizung (Direct Containment Heating (DCH))

Die Kernschmelze wird beim Versagen des RDB unter hohem Druck herausgeschleudert und fein fragmentiert. Die Wärme der Schmelzfragmente wird sehr schnell an die Containmentatmosphäre übertragen. Hieraus resultiert ein schneller Temperatur- und Druckanstieg im Containment, der zu einem Überdruckversagen führen kann. Anhand der durchgeführten Untersuchungen kommt KKB zu dem Ergebnis, dass dieses Phänomen nur in Verbindung mit einer Wasserstoffverbrennung zu einer direkten Gefährdung des Containments beitragen kann.

- Wasserstoff(H₂)- und Kohlenmonoxid (CO)-Verbrennung

H₂ wird während des Kernschmelzvorgangs vor allem bei der exothermen Zirkonium-Wasser-Reaktion gebildet. Ein brennbares Gemisch bildet sich in der Containmentatmosphäre erst dann, wenn mindestens eine H₂-Konzentration > 4% Volumenanteil und eine Dampfkonzentration

< 56 % Volumenanteil erreicht wird. Zu Beginn des Kernschmelzvorgangs, d.h. vor Versagen des RDB, wird H_2 vorwiegend bei der Oxidation des Brennstoff-Hüllrohrmaterials erzeugt. Mit fortschreitendem Kernschmelzvorgang kann der RDB versagen. Dadurch bedingt, steigt die H_2 -Konzentration im Containment sprunghaft an. Zudem tritt das noch nicht oxidierte Zirkonium in Wechselwirkung mit dem im Containmentsumpf befindlichen Wasser, wodurch zusätzlich H_2 gebildet wird. Sofern die Kernschmelze im Containmentbereich unterhalb des RDB (Reaktorkaverne) nicht ausreichend gekühlt wird, kann die Kernschmelze langfristig mit dem Beton-Fundament des Containments in Wechselwirkung treten. Hierbei wird neben H_2 auch CO als brennbares Gas in die Containmentatmosphäre freigesetzt.

Anhand der durchgeführten Untersuchungen kommt KKB zu dem Ergebnis, dass eine direkte Gefährdung der Containmentintegrität infolge H_2 -Verbrennung nur zum Zeitpunkt des Versagens des RDB (in Verbindung mit DCH) zu erwarten ist. Langfristig wird H_2 durch die passiven autokatalytischen Rekombinatoren ausreichend abgebaut. Die CO-Entwicklung führt nach Aussage von KKB zu keinen zündfähigen Bedingungen im Containment, da gleichzeitig mit der H_2 -Rekombination Sauerstoff abgebaut wird und somit das Containment ausreichend inertisiert ist.

– Dampffreisetzung und Aufbau nicht kondensierbarer Gase

Während eines schweren Unfalls entstehen nicht kondensierbare Gase (insbesondere N_2 , CO, CO_2 , H_2), die in Verbindung mit einer durch die Beschädigung des Reaktorkühlsystems hervorgerufenen Dampffreisetzung (Blow Down Effekt) zu einem Druckaufbau innerhalb des Containments führen, der bei Nichtverfügbarkeit der Containment-Kühlsysteme die Containmentintegrität langfristig gefährden kann. Die durchgeführten Untersuchungen zeigen, dass ungeachtet der während der Schmelze-Beton-Reaktion entstehenden grossen Mengen kondensierbarer Gase die Wahrscheinlichkeit für ein Containmentversagen bei Verfügbarkeit des Containment-Druckentlastungssystems aufgrund des langsamen Druckaufbaus vernachlässigbar ist.

– Durchschmelzen des Betonfundaments des Containments

Sofern die sich nach dem Versagen des RDB in der Reaktorkaverne ansammelnde Kernschmelze nicht ausreichend gekühlt wird, besteht langfristig die Gefahr, dass die Kernschmelze in das Betonfundament des Containments eindringt und dieses soweit beschädigt, dass ein Freisetzungspfad entsteht. Anhand zweier Sensitivitätsanalysen wurden die Ausbreitungsmöglichkeiten der Kernschmelze von KKB unter folgenden Annahmen untersucht:

1) Die Kernschmelze verteilt sich grossflächig in den unteren Containmentbereichen

Die Untersuchungen kommen zu dem Ergebnis, dass aufgrund der sich ausbildenden Kernschmelzschicht von ca. 3 cm eine Kühlung der Schmelze allein durch Naturkonvektion gegeben ist und somit kein Durchschmelzen des Betonfundaments zu erwarten ist. Unabhängig von diesen Untersuchungen wird angenommen, dass die Kühlung der Kernschmelze durch eine ca. 24 cm hohe Wasservorlage mit einer Wahrscheinlichkeit von 0.1 gewährleistet ist, auch wenn keine aktive Wassereinspeisung in das Containment erfolgt. Die Wasservorlage resultiert aus dem Kühlmittelinventar der passiv einspeisenden Druckspeicher und dem Inventar des Reaktorkühlkreises.

2) Die Kernschmelze verbleibt innerhalb der Reaktorkaverne

Die Untersuchungen kommen zu dem Ergebnis, dass die Kernschmelze nach 35 Stunden ca. 1m in das Betonfundament eingedrungen ist. Aufgrund der Abkühlung der Kernschmelze ist nach ca. 44 Stunden nicht mehr mit einem weiteren Eindringen der Kernschmelze in das Betonfundament zu rechnen.

– Temperaturinduzierte Leckagen im Reaktorkühlsystem

Bei Anlageschadenszuständen im Hochdruckbereich können die bei der Kernschmelze im Reaktorkühlsystem entstehenden heissen Gase zu einem Kriechversagen der Dampferzeuger-Heizrohre, der Hauptkühlmittelleitungen und der Druckausgleichsleitung zum Druckhalter sowie zu Leckagen an den Dichtungen der Hauptkühlmittelpumpen führen. Als Folge des Kriechversagens der Dampferzeuger-Heizrohre tritt ein Containment-Bypass auf. Sofern die Operateure rechtzeitig eine Druckentlastung des Reaktorkühlsystems einleiten, wird angenommen, dass ein Kriechversagen der Dampferzeuger-Heizrohre verhindert wird. Induzierte Lecks in den anderen Abschnitten des Reaktorkühlsystems führen zum einen aufgrund des Dampfaustritts zu einer Druckerhöhung im Containment, zum anderen bewirken sie aber auch eine Druckentlastung des Reaktorkühlsystems, wodurch ein Versagen des RDB unter hohem Druck und die damit verbundene hohe Containmentbelastung vermieden wird.

– Unterdruck im Containment

Die durchgeführten Untersuchungen zeigen auf, dass der Auslegungsunterdruck des Containments unterschritten und damit die Gefahr eines Kollabierens der StahlDruckschale besteht, wenn Luft aus dem Containment entweicht (z.B. durch fehlende Isolation oder gezielte Druckentlastung mittels des Druckentlastungssystems) und gleichzeitig die Containment-Kühlung wirksam ist, die eine Dampfkondensation bewirkt.

Das einleitend genannte Analyseprogramm MAAP ist in der BERA-2002 Stufe-2 in zwei verschiedenen Versionen MAAP3.0B und MAAP4.0 eingesetzt worden. Die mit der Version 3.0B durchgeführten Analysen stammen aus der BERA-1992 Stufe-2 und umfassen ausgewählte Unfallsequenzen, die unterschiedlichen Anlageschadenszuständen zugeordnet sind. Für jede dieser Unfallsequenzen sind eine so genannte Basisrechnung und Sensitivitätsrechnungen durchgeführt worden, um den Einfluss unterschiedlicher phänomenologischer Aspekte zu berücksichtigen. Im Rahmen der BERA-2002 Stufe-2 ist die Übertragbarkeit der ursprünglichen Analysen geprüft worden. Die weiterentwickelte Version 4.0 ist u.a. für die Analyse neuer Unfallsequenzen genutzt worden, die sich aus der Berücksichtigung von Massnahmen aus den neu eingeführten Unfallbegrenzungs-Richtlinien und der Nachrüstung der passiven autokatalytischen Rekombinatoren ergeben.

HSK-Beurteilung

Aus Sicht der HSK sind in der BERA-2002 Stufe-2 die nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik zu unterstellenden Phänomene, die im Verlauf eines schweren Unfalls zum Containmentversagen führen können, analysiert worden. Über die Untersuchungen sind folgende wesentliche Versagensarten des Containments abgedeckt:

- Überdruck,
- massive mechanische Einwirkungen,
- direkter Kontakt mit flüssiger Kernschmelze,
- Entstehen eines Containment Bypasses,

- Durchschmelzen des Fundaments,
- Unterdruck.

Im Vergleich zur BERA-1992 Stufe-2 wurde das Versagen des Containments durch Unterdruck in der BERA-2002 Stufe-2 neu analysiert, da bereits bei einem Ringraumdruck, der um mehr als 62 mbar grösser ist als der absolute Containmentdruck, die Stahldruckschale kollabieren könnte. Im Rahmen der Erstellung der Unfallbegrenzungs-Richtlinien wurden im KKB die Einsatzgrenzen der Containment-Kühlsysteme festgelegt, wodurch aus Sicht der HSK ein ausreichend vorbeugender Schutz gegen eine Gefährdung des Containments durch Unterdruck getroffen ist.

In der BERA-2002 Stufe-2 wurden alle Phänomene im Hinblick auf ihr Gefährdungspotential quantitativ bewertet und nicht wie in der BERA-1992 Stufe-2 im Vorfeld aufgrund der deterministischen Unfallablaufanalysen als nicht relevant eingeschätzt. Insgesamt gesehen hat sich die Bewertung der einzelnen Phänomene aber nicht entscheidend geändert.

Die Basisrechnungen mit dem Programm MAAP 3.0B wurden in der BERA-1992 Stufe-2 für dominante Unfallsequenzen durchgeführt, die anhand der Ergebnisse der BERA-1990 Stufe-1 ausgewählt wurden. Auch wenn sich die prozentualen Anteile dieser Unfallsequenzen an der CDF aufgrund neu berücksichtigter Möglichkeiten der Unfallbeherrschung in der BERA-2000 Stufe-1 geändert haben (Kapitel 8.1.3.2), decken die Basisrechnungen mit dem Programm MAAP 3.0B die in der BERA-2000 Stufe-1 definierten Anlageschadenszustände und ermittelten dominanten Unfallsequenzen ausreichend ab. Die ergänzend mit der weiterentwickelten Programmversion MAAP 4.0 durchgeführten Analysen zeigen, dass die ursprünglichen Analysen mit MAAP 3.0B Konservativitäten beinhalten. Dies ist u.a. darauf zurückzuführen, dass die alten Analysen von 115% thermischer Leistung ausgehen und somit den Energieinhalt des Reaktorkühlsystems wie auch die damit verbundene Geschwindigkeit der Unfallabläufe überschätzen. Die HSK hat für ausgesuchte Phänomene eigene Analysen mit dem Analyseprogramm MELCOR durchgeführt und kommt mit nachfolgend dargestellter Ausnahme zu vergleichbaren Einschätzungen.

Aus Sicht der HSK ist die langfristige Kühlung der Kernschmelze im Containment in der BERA-2002 Stufe-2 etwas zu optimistisch bewertet worden. Die HSK hat die Wahrscheinlichkeit für die Kühlbarkeit der Schmelze in ihren eigenen Untersuchungen aufgrund nachfolgend genannter Gründe etwas geringer abgeschätzt:

- In den Vertiefungen des Containmentfundaments, wie z.B. dem Containmentsumpf, könnte sich eine dickere Kernschmelzschicht ausbilden, die schwerer zu kühlen ist.
- Sofern im unteren Containmentbereich vor dem Versagen des RDB und dem Austritt der Kernschmelze keine Wasservorlage existiert, ist auch aus neuesten experimentellen Ergebnissen nicht zweifelsfrei ableitbar, dass die Kernschmelze durch eine später erfolgte Wassereinspeisung ausreichend gekühlt werden kann.

Die Diskussion der Ergebnisse in Kapitel 8.2.6 zeigt auf, dass diese konservativere Abschätzung der HSK das ermittelte Freisetzungsrisiko nicht wesentlich beeinflusst.

Im Zusammenhang mit der Bewertung der Gefährdung der Containment-Integrität durch H₂-Verbrennungen forderte die HSK im Gutachten von 1994 KKB auf, Massnahmen zu ergreifen, um ein Containmentversagen infolge H₂-Verbrennung möglichst auszuschliessen, respektive nachzuweisen, dass die H₂-Menge im Containment mit hoher Wahrscheinlichkeit kleiner 400 kg ist (Pendenz P48). Beispielhaft wurden von der HSK Anweisungen zur Ausserbetriebnahme des Containment-Sprühsystems (ansonsten besteht die Gefahr der Reduktion der Dampfgehalts) und zur gezielten Inbetrieb-

nahme des Containment-Druckentlastungssystems (Reduktion der H₂- und O₂-Masse) sowie der Einbau aktiver oder passiver Systeme zum Abbau von H₂ genannt. Des Weiteren wurde KKB aufgefordert, eine geeignete Einsatzstrategie für die Containment-Druckentlastung zu entwickeln, da bei Inbetriebnahme des Containment-Druckentlastungssystems die Gefahr einer H₂-Verbrennung im System selbst besteht. Nachdem KKB eine Strategie zur H₂-Beherrschung vorlegte, schloss die HSK 1995 die Pendeuz P48 und führte weitergehende Klärungen im Rahmen einer Folgependenz durch. Diese wurde im Jahr 2000 von der HSK geschlossen.

Im Rahmen der Entwicklung der Unfallbegrenzungs-Richtlinien wurden von KKB die Einsatzgrenzen der Containment-Kühlsysteme (Containment-Umluft und -Sprühsystem) und der Containment-Druckentlastung festgelegt, wodurch aus Sicht der HSK die Gefahr einer H₂-Zündung deutlich reduziert wird. Des Weiteren wurden im Jahr 2003 passive autokatalytische Rekombinatoren im Containment des Blocks 2 nachgerüstet. Diese ersetzen die bisherigen, elektrisch betriebenen Wasserstoff-Rekombinatoren. Gemäss Kapitel 6.13.1.2 erfüllen die neuen Rekombinatoren die geforderten Auslegungskriterien. Im Zusammenhang mit der Bewertung der Auslegung der Rekombinatoren wurden neue Erkenntnisse bezüglich der Entstehung zündfähiger Bedingungen innerhalb des Containments infolge des CO-Aufbaus bei der Schmelze-Beton-Reaktion diskutiert, die bisher nicht in der BERA-2002 Stufe-2 berücksichtigt sind. Die HSK empfiehlt, dass diese Erkenntnisse und zukünftige Forschungsergebnisse zum CO-Aufbau bei schweren Unfällen bei der nächsten Aktualisierung der PSA der Stufe-2 berücksichtigt werden.

8.2.4 Containment-Ereignisablaufanalyse

Angaben des Gesuchstellers

Ausgehend von den Ergebnissen der im vorhergehenden Kapitel beschriebenen MAAP-Analysen ist in der BERA-2002 Stufe-2 ein Containment-Ereignisbaum entwickelt worden, der vier Unfallphasen umfasst, die nachfolgend skizziert werden. Neben den Phänomenen, die bei schweren Unfällen zu einer Containmentbelastung führen können, sind die den Unfallablauf beeinflussenden Containment-Kühlsysteme sowie spezifische Operateurhandlungen abgebildet worden, die entsprechend den Notfallvorschriften zu ergreifen sind bzw. entsprechend den Unfallbegrenzungs-Richtlinien ergriffen werden können.

Phase 1: Unfallablauf bis zum Beginn der Kernbeschädigung

Ausgehend von den aus der BERA-2000 Stufe-1 resultierenden Kernschadenzuständen wird abgefragt, ob eine nicht automatisch erfolgte Containmentisolation durch die Operateure hergestellt werden kann und die Berstscheibe des Containment-Druckentlastungssystems isoliert wird. Des Weiteren wird abgefragt, ob eine Kernnotkühlung mittels mobiler Feuerlöschpumpen (Bespeisung der Dampferzeuger mit Löschwasser nach ggf. erforderlicher Druckentlastung) oder mittels Tanklöschfahrzeug (Einspeisung von Borwasser aus dem Brennelementlagerbecken in den RDB) zur Verhinderung eines Kernschadens erfolgt.

Phase 2: Kernbeschädigung bis zum Versagen des RDB und Austritt der Kernschmelze in die Reaktorkaverne

Sofern die Kernnotkühlung nicht erfolgreich durchgeführt wurde, kommt es zur Kernschmelze und einer Verlagerung der Kernschmelze in den unteren Bereich des RDB. In dieser Phase wird abgefragt, ob die Operateure in der Lage sind, den Druck im Re-

aktorkühlsystem sekundär- oder primärseitig zu senken und die Kernschmelze im RDB mittels mobiler Feuerlöschpumpen zu fluten, um ein Durchschmelzen des RDB zu verhindern. Eine Druckentlastung des Reaktorkühlsystems kann ebenfalls durch temperaturinduzierte Lecks erfolgen.

Sofern die Kühlung der Kernschmelze im RDB nicht erfolgreich ist, kommt es zum Versagen des RDB und Austritt der Kernschmelze in die Reaktorkaverne. Zu diesem Zeitpunkt können unterschiedliche die Containmentintegrität gefährdende Phänomene überlagert auftreten, deren Auswirkungen abgefragt werden:

- Temperaturinduzierte Risse in den Dampferzeuger-Heizrohren,
- H₂-Verbrennungen,
- Dampfexplosionen,
- Vessel Blowdown/Rocketing.

Sofern eine nachträgliche Isolation des Containments in der Phase 1 erfolgte, wird abgefragt, ob die Operateure die in Betrieb befindlichen Containment-Kühlsysteme unterbrechen, um das Containment vor Unterdruck zu schützen. Im Hinblick auf den langfristigen Unfallablauf wird des Weiteren abgefragt, ob die Kühlung der Kernschmelze im Containment durch eine ausreichende Wasservorlage gewährleistet ist.

Phase 3: Langfristiger Unfallablauf bis 24 Stunden

Sofern die Containment-Kühlsysteme ausgefallen sind oder die Kernschmelze nicht ausreichend gekühlt ist, wird abgefragt, ob es den Operateuren gelingt, die Notsprühung des Containments bzw. die Wassereinspeisung in das Containment mittels mobiler Feuerlöschpumpen über die vorhandenen Anschlussstutzen in der Containment-Sprühleitung im Nebengebäude A herzustellen.

Sollten alle Möglichkeiten der Containmentkühlung versagen, kommt es zu einem langsamen Druckanstieg im Containment. In diesem Zusammenhang wird abgefragt, ob die Operateure bei Erreichen eines Containmentdrucks von 4.1 bar absolut die in der Phase 1 vorgenommene Isolation der Berstscheibe des Containment-Druckentlastungssystems aufheben und eine gezielte Druckentlastung des Containments mittels des Druckentlastungssystems durchführen. Mit dessen Inbetriebnahme besteht allerdings auch die Gefahr eines Unterdruckversagens des Containments.

Sollten alle Möglichkeiten der Kühlung der Kernschmelze versagen, kommt es zu einer Schmelze-Beton-Reaktion, durch die zusätzliche brennbare Gase (H₂ und CO) entstehen. In diesem Zusammenhang wird die Funktion der passiven autokatalytischen Rekombinatoren abgefragt, mit denen der Anteil der brennbaren Gase im Containment begrenzt und somit die Wahrscheinlichkeit für ein Containmentversagen in Folge von H₂-Verbrennungen deutlich reduziert wird.

Phase 4: Langfristiger Unfallablauf bis ein stabiler Anlagenzustand erreicht wird

Sofern weder die Kühlung der Kernschmelze noch die Containmentkühlung möglich ist, kann das Containment unter folgenden Randbedingungen noch versagen:

- Die passiven, katalytischen Rekombinatoren versagen entweder aufgrund der ungünstigen Bedingungen im Containment (wird als sehr unwahrscheinlich abge-

schätzt) oder aufgrund der Auswirkungen schwerer Erdbeben, so dass H₂-Verbrennungen zu einem schnellen Druckanstieg im Containment führen.

- Der langsame durch nicht kondensierbare Gase und Dampffreisetzungen hervorgerufenen Druckaufbau im Containment wird nicht durch die Druckentlastung des Containments begrenzt, da die Isolation der Berstscheibe von den Operateuren nicht aufgehoben und die Motorarmaturen im parallelen Strangs des Druckentlastungssystems nicht geöffnet wurden.

Die beschriebenen Operateurhandlungen sind in der BERA-2002 Stufe-2 in drei Kategorien unterteilt worden, die durch folgende Merkmale charakterisiert sind:

- Sehr einfache Handlungen, die in Vorschriften festgehalten und häufig geübt sind, einfache Entscheidungs- und Ausführungsschritte beinhalten und für deren Ausführung mehrere Stunden zur Verfügung stehen.
- Einfache Handlungen, die in Vorschriften festgehalten und häufig geübt sind, einfache Entscheidungs- und Ausführungsschritte beinhalten und für deren Ausführung ca. 30 Minuten zur Verfügung stehen.
- Komplexe Handlungen, die in Vorschriften festgehalten und häufig geübt sind, komplexere Ausführungsschritte beinhalten und für deren Ausführung ca. 30 Minuten zur Verfügung stehen.

Der Analyse der Operateurhandlungen liegt die Annahme zugrunde, dass die in der PSA der Stufe-2 berücksichtigten Handlungen von denen in der PSA der Stufe-1 unabhängig sind. Diese Annahme wird damit begründet, dass die Entscheidung über die in der PSA der Stufe-2 berücksichtigten Handlungen beim Notfallstab liegt.

Die aus dem Containment-Ereignisbaum resultierenden Endzustände sind in der BERA-2002 Stufe-2 zu 19 Freisetzungskategorien zusammengefasst worden, die durch folgende Merkmale charakterisiert sind:

- Art des Containmentversagens (Bypass, Isolationsversagen, Beschädigung, kein Versagen),
- Zeitpunkt des Containmentversagens (Phase 2, Phase 3, Phase 4),
- Ausfall des Containment-Sprühsystems,
- Verhinderung eines RDB-Versagens.

In Tabelle 8.2.4-1 sind die 19 Freisetzungskategorien zu 8 Kategorien zusammengefasst und der in der BERA-2002 Stufe-2 ermittelte Anteil der Freisetzungskategorien an der Kernschadenshäufigkeit (Freisetzungshäufigkeit) ausgewiesen.

HSK-Beurteilung

Aus Sicht der HSK werden in dem Containment-Ereignisbaum der BERA-2002 Stufe-2 alle die Containment-Integrität gefährdenden Phänomene sowie die zur Unfallbegrenzung eingeführten Massnahmen und bestehenden Systeme umfassend und korrekt modelliert. Im Vergleich zu dem in der BERA-1992 Stufe-2 entwickelten Containment-Ereignisbaum ist der Ereignisbaum der BERA-2002 Stufe-2 um Accident-Management (AM)-Massnahmen sowie die 2003 im Block 2 des KKB nachgerüsteten passiven, autokatalytischen Rekombinatoren erweitert worden.

Die in der Unfallphase 1 des Containment-Ereignisbaums berücksichtigten AM-Massnahmen zur Kernnotkühlung werden aus den Notfallvorschriften eingeleitet und dienen der Verhinderung eines Kernschadens. Anhand der Tabelle 8.2.4-1 ist zu erkennen, dass die in der BERA-2000 Stufe-1 ausgewiesene Kernschadenshäufigkeit für den Block 2 des KKB um mehr als 30% durch die Berücksichtigung dieser AM-Massnahmen reduziert wird (Freisetzungskategorie 8). Die AM-Massnahmen unterscheiden sich von den in der BERA-2000 Stufe-1 modellierten Operateurhandlungen insofern, als deren Durchführung vom Notfallstab entschieden wird und diese umfangreiche lokale Schaltaktionen beinhalten. Auf die hiermit verbundene Problematik der Bewertung derartiger Handlungen wird nachfolgend im Zusammenhang mit der Bewertung der in den Unfallbegrenzungs-Richtlinien vorgesehenen AM-Massnahmen noch eingegangen.

Die Auswahl der Unfallsequenzen, für die AM-Massnahmen zur Kernnotkühlung berücksichtigt werden, ist aus Sicht der HSK nicht nachvollziehbar. Es fehlt in der BERA-2002 Stufe-2 der konkrete Bezug zu den durchgeführten thermohydraulischen Analysen, anhand derer nachgewiesen wird, dass die für die AM-Massnahmen angesetzte Karenzzeit von zwei Stunden (Zeit zwischen Reaktorschnellabschaltung und Erreichen der Freilegung der aktiven Zone des Reaktorkerns) bei den ausgewählten Unfallsequenzen vorhanden ist.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 38/8.2.4-1: Containment-Ereignisablaufanalyse

Die im Rahmen der BERA-2002 Stufe-2 durchgeführte Containment-Ereignisablaufanalyse ist in folgendem Punkt zu ergänzen:

Es ist nachvollziehbar nachzuweisen, dass die für die Accident-Management-Massnahmen zur Verhinderung eines Kernschadens angesetzte Karenzzeit von zwei Stunden (Zeit zwischen Reaktorschnellabschaltung und Erreichen der Freilegung der aktiven Zone des Reaktorkerns) bei den ausgewählten Unfallsequenzen vorhanden ist.

Die PSÜ-Pendenz ist von KKB bis Ende 2004 durchzuführen.

Die im Block 2 des KKB implementierten Unfallbegrenzungs-Richtlinien enthalten einfache AM-Massnahmen, deren Ausführung allerdings ein komplexer Entscheidungsprozess vorausgeht. Dieser ist, wie bei den vorgehend genannten AM-Massnahmen zur Kernnotkühlung auch, durch die erforderliche Koordination zwischen Notfallstab, den Operateuren auf der Warte und den Operateuren vor Ort geprägt. Des Weiteren beinhalten die Unfallbegrenzungs-Richtlinien im Gegensatz zu den Notfallvorschriften lediglich Entscheidungshilfen, so dass auch Konflikte bezüglich der zu ergreifenden Massnahmen auftreten können, die zudem aufgrund der erhöhten Stresssituation noch verschärft werden können. Diese Faktoren sind in der BERA-2002 Stufe-2 nicht explizit bewertet worden. Die Unterteilung der Operateurhandlungen in lediglich drei Schwierigkeitsgrade stellt aus Sicht der HSK in Anbetracht der Komplexität der Entscheidungsprozesse eine stark vereinfachte Modellannahme dar. Allerdings ist zu beachten, dass es bis heute keine etablierte Methode gibt, derartige Handlungen zu quantifizieren. Aufgrund des in der BERA-2002 Stufe-2 ausgewiesenen relativ geringen Einflusses der AM-Massnahmen auf das Freisetzungsrisiko (Kapitel 8.2.6) akzeptiert die HSK den vereinfachten Ansatz zur Abschätzung der Fehlerwahrscheinlichkeiten.

Table 8.2.4-1: Vergleich der in den KKB-Studien Stufe-2 und in den HSK-Studien Stufe-2 ermittelten Häufigkeiten für Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorie	BERA-2002 Stufe-2		BERA-1992 Stufe-2		HSK-2003 PSA Stufe-2		HSK-1994 PSA Stufe-2	
	Häufigkeit pro Jahr	Prozentualer Anteil	Häufigkeit pro Jahr	Prozentualer Anteil	Häufigkeit pro Jahr	Prozentualer Anteil	Häufigkeit pro Jahr	Prozentualer Anteil
1 Containment-Bypass	3.2E-07	4.0	5.0E-07	4.5	4.9E-07	5.8	4.5E-07	3.8
2 Containment-Isolationsversagen	1.5E-07	1.9	4.3E-07	3.9	1.5E-07	1.8	8.2E-07	6.8
3 Frühes Containmentversagen	3.5E-08	0.44	1.9E-07	1.7	4.1E-08	0.49	1.5E-07	1.3
4 Spätes Containmentversagen	3.7E-08	0.46	vernachlässigt		4.6E-08	0.55	4.2E-07	3.5
5 Containment-Druckentlastung	2.0E-06	25.0	3.5E-06	31.9	1.4E-06	16.7	8.1E-06	67.5
6 Durchschmelzen des Containment-Fundaments	9.7E-11	<0.01	vernachlässigt		1.9E-10	<0.01	1.2E-08	0.1
7 Containment-Integrität bleibt erhalten ^{VI}	2.8E-06	35.0	6.4E-06	58.0	2.5E-06	29.8	1.8E-06	15.0
8 Verhinderung eines Kernschadens durch AM-Massnahmen	2.7E-06	33.7			3.8E-06	45.2		
Kernschadenshäufigkeit der PSA Stufe-1	8.0E-06		1.1E-05		8.4E-06		1.2E-05	

^{VI} unter Berücksichtigung der im Rahmen der Auslegung zulässigen Containment-Leckagen

Die entsprechend den Notfallvorschriften bzw. den Unfallbegrenzungs-Richtlinien einzuleitenden AM-Massnahmen beinhalten zahlreiche lokale Handeingriffe. Daher ist die Zugänglichkeit der entsprechenden Anlagenbereiche bzw. Räume unabdingbar. In der von KKB durchgeführten "Post-LOCA-Studie" ist die radiologische Situation in der Anlage während eines schweren Unfalls untersucht worden. U.a. wurden auch die Räume untersucht, deren Zugänglichkeit für die Durchführung von AM-Massnahmen erforderlich ist (Kapitel 6.12.3). Mit Ausnahme des Raumes N204 im Nebengebäude A des Blocks B bleiben diese Räume mit Schutzmassnahmen zugänglich. Im Raum N204 befindet sich u.a. der Feuerwehrtutzen, über den mittels mobiler Feuerlöschpumpen die Flutung des Kerns sowie die Flutung und Notsprühung des Containments erfolgt. Der Raum N204 ist aufgrund hoher Dosisleistung dann nicht mehr betretbar, wenn zur Verhinderung eines Kernschadens die externe Rezirkulation mit den Sicherheitseinspeisepumpen erforderlich ist. Die in Kapitel 8.2.1 diskutierten Anlagenschadenzustände sind u.a. dadurch gekennzeichnet, dass die externe Rezirkulation nicht verfügbar ist. Allerdings ist zu unterscheiden zwischen unmittelbarem Ausfall der Funktion bei Anforderung und dem Ausfall der Funktion während der geforderten Einsatzzeit, dem ein mehrstündiger Betrieb der Sicherheitseinspeisepumpen vorausgehen kann. Da die Wahrscheinlichkeit für den unmittelbaren Ausfall wesentlich grösser ist, hat aus Sicht der HSK die aus strahlenschutztechnischen Gesichtspunkten eingeschränkte Möglichkeit zur Durchführung der o.g. AM-Massnahmen keinen nennenswerten Einfluss auf die Freisetzungshäufigkeit. Die Nichtberücksichtigung der Erkenntnisse aus der "Post-LOCA-Studie" in der BERA-2002 Stufe-2 ist somit gerechtfertigt.

Zur Überprüfung der Ergebnisse der Containment-Ereignisablaufanalyse wurde von der HSK ein eigener Ereignisbaum erstellt, der 48 Abfragen beinhaltet und mit dem Programm EVNTRE quantifiziert wurde. Bis auf einige wenige Modellvereinfachungen wurden die Abfragen aus dem BERA-2000 Stufe-1 Ereignisbaum übernommen. Die Ergebnisse der HSK-Analyse sind in Tabelle 8.2.4-1 den Ergebnissen aus der BERA-2002 Stufe-2 gegenübergestellt. Zudem wurden die Ergebnisse der ursprünglichen PSA der Stufe-2 aufgeführt, um den Einfluss der neu berücksichtigten AM-Massnahmen und der nachgerüsteten passiven katalytischen Rekombinatoren veranschaulichen zu können. Aus dem Vergleich der prozentualen Anteile der Freisetzungshäufigkeiten lassen sich folgende Erkenntnisse ableiten:

- Die Ergebnisse der aktualisierten PSA der Stufe-2 liegen erheblich dichter zusammen als in den ursprünglichen PSA der Stufe-2. Die Unterschiede in den ursprünglichen PSA der Stufe-2 sind in Modellierungsunterschieden begründet, auf die nicht weiter eingegangen wird.
- Der Vergleich zwischen den ursprünglichen und aktualisierten PSA der Stufe-2 zeigt auf, dass
 - die Häufigkeit eines Containment-Bypasses annähernd gleich geblieben ist. Es ist allerdings zu berücksichtigen, dass in den neuen Studien eine zusätzliche Bypasssequenz V3 (Containmentleckage > 20 cm) berücksichtigt wird. Hingegen sind insbesondere die Häufigkeiten für einen nicht isolierten Dampferzeuger-Heizrohrbruch und einen Bruch der Ablass- oder Sperrwasserrücklaufleitung geringer (bedingt durch die zusätzliche Möglichkeit der Feed-and-Bleed Betriebsweise zur Beherrschung eines Dampferzeuger-Heizrohrbruchs sowie Verbesserung der Absperrung der Sperrwasserrücklaufleitung).
 - die Häufigkeit des Versagens der Containmentisolation geringer geworden ist. Dies ist auf die in den letzten Jahren durchgeführten Verbesserungen der Containmentisolation zurückzuführen (Kapitel 8.2.2).
 - die Häufigkeit eines frühen Containmentversagens geringer geworden ist. Dies ist darauf zurückzuführen, dass aufgrund neuer Erkenntnisse insbesondere die Wahrscheinlichkeit für

ein frühes Containmentversagen durch H₂- und CO-Verbrennungen sowie durch die direkte Containment-Aufheizung geringer abgeschätzt worden sind.

- die Häufigkeiten für spätes Containment-Versagen und für die Auslösung der Containment-Druckentlastung deutlich geringer geworden sind. Dies ist u.a. die Berücksichtigung der entsprechend den Unfallbegrenzungs-Richtlinien durchzuführenden AM-Massnahmen sowie auf den Einbau der passiven katalytischen Rekombinatoren zurückzuführen.
- Der Vergleich zwischen den Ergebnissen der aktualisierten PSA der Stufe-2 zeigt nur marginale Unterschiede bei den ermittelten absoluten Häufigkeiten für die Freisetzungskategorien 1 bis 7 auf. Auch die unterschiedliche Bewertung der langfristigen Kühlung der Kernschmelze im Containment (Kapitel 8.2.3) macht sich nur unwesentlich bemerkbar. Insgesamt ist beiden PSA-Studien zu entnehmen, dass
- bei lediglich 7% – 8% der Anlageschadenzustände (Freisetzungskategorien 1 bis 3) die Containment-Integrität zu einem frühen Zeitpunkt nicht gewährleistet ist,
 - die Häufigkeit von Anlageschadenzuständen mit spätem Versagen des Containments (Freisetzungskategorien 4 und 6) vernachlässigbar ist,
 - ca. 17% – 25% der Anlageschadenzustände (Kategorie 5) zu einer gezielten gefilterten Druckentlastung des Containments führen,
 - bei ca. 30% – 35% der Anlageschadenzustände (Kategorie 7) das Containment aufgrund der Rückhaltung der Kernschmelze im RDB oder aufgrund der Funktion der Containment-Kühlsysteme intakt bleibt.

Der merkliche Unterschied in der ermittelten Häufigkeit für die Anlagezustände, bei denen mittels AM-Massnahmen noch ein Kernschaden verhindert werden kann (Freisetzungskategorie 8), ist in der in Kapitel 8.2.1 beschriebenen unterschiedlichen Kopplung der Modelle der PSA der Stufe-1 und Stufe-2 bedingt. Hierbei ist zu berücksichtigen, dass bei Anlagezuständen dieser Kategorie definitionsgemäss keine radioaktiven Stoffe freigesetzt werden und diese somit die in Kapitel 8.2.6 ausgewiesene Freisetzungshäufigkeit nicht beeinflussen.

8.2.5 Quelltermanalyse

Angaben des Gesuchstellers

In der BERA-2002 Stufe-2 ist jeder im Rahmen der Containment-Ereignisablaufanalyse definierten Freisetzungskategorie ein Quellterm zugeordnet worden, über den der zeitliche Verlauf und die Menge der in die Umgebung freigesetzten radioaktiven Stoffe festgelegt wird. Die Quellterme sind als integraler Teil der deterministischen Störfallanalysen mit dem Programm MAAP Version 3.0B ermittelt worden, wobei 12 Nuklidgruppen unterschieden werden. Über die in Kapitel 8.2.4 beschriebenen Basis- und Sensitivitätsrechnungen hinaus sind zusätzliche Rechnungen durchgeführt worden, so dass die meisten der in der BERA-2002 Stufe-2 definierten Freisetzungskategorien durch mehrere Quellterme beschrieben sind (der Kategorie RC0 "Verhinderung eines Kernschadens" ist kein Quellterm zugeordnet, da keine radioaktiven Stoffe freigesetzt werden).

Ausser dem Containment ist die Wirkung weiterer Rückhaltebarrieren für radioaktive Stoffe (z.B. Einfluss des Sekundärcontainments und des Ringraum-Rückpumpsystems) in der Quelltermanalyse nicht berücksichtigt worden.

HSK-Beurteilung

Zur Überprüfung der Ergebnisse der in der BERA-2002 Stufe-2 durchgeführten Quelltermanalyse verwendete die HSK die Programme MELCOR und ERPRA-ST. Die von der HSK durchgeführte Quelltermanalyse unterscheidet 7 Nuklidgruppen, die die für die Einschätzung der Unfallkonsequenzen wichtigen Spaltprodukte umfassen. Aufgrund ihrer spezifischen Eigenschaften haben insbesondere Xenon und Krypton (Edelgase), Iod (I) Cäsium (Cs) und Strontium (Sr) hohe Bedeutung. Die Spaltprodukte (bis auf die Edelgase) können nach ihrer Freisetzung feste oder flüssige Schwebeteilchen (Aerosole) bilden oder andere chemische Verbindungen eingehen (z.B. CsI oder CsOH). Aus den Ergebnissen der Quelltermanalyse lassen sich folgende Erkenntnisse ableiten:

- Erwartungsgemäss ist damit zu rechnen, dass die grössten Mengen radioaktiver Stoffe bei den in Tabelle 8.2.4-1 dargestellten Freisetzungskategorien 1 (Containment-Bypass), 2 (Containment-Isolationsversagen) und 3 (Frühes Containmentversagen) freigesetzt werden. Die Freisetzungsmengen sind im Vergleich zu den übrigen Kategorien um annähernd einen Faktor 1000 grösser.
- Die Freisetzungsmengen der wichtigen Radionuklide Iod (Nuklidgruppe CsI) und Cäsium (Nuklidgruppe CsOH) sind annähernd gleich.
- Mit Ausnahme der Freisetzungskategorie 7 (Containmentintegrität bleibt erhalten) werden die leicht flüchtigen Edelgase fast gänzlich freigesetzt. Auch durch die gefilterte Containment-Druckentlastung können Edelgase nicht zurückgehalten werden.

Der Vergleich der Ergebnisse der aktualisierten PSA der Stufe-2 zeigt, gemessen an den mit der Quelltermanalyse verbundenen Unsicherheiten (Kapitel 8.2.6), eine gute Übereinstimmung zwischen den ermittelten Nuklidfreisetzungen. Im Fall des Eindringens der Kernschmelze in das Containment-Fundament weist die BERA-2002 Stufe-2 Quelltermanalyse wesentlich grössere Freisetzungen radioaktiver Stoffe aus als die HSK-Quelltermanalyse. Dies ist darin begründet, dass in der BERA-2002 Stufe-2 für diese Freisetzungskategorie kein eigener Quellterm ermittelt, sondern der Quellterm einer anderen Freisetzungskategorie als obere Abschätzung übernommen wurde. Aufgrund der sehr geringen Freisetzungshäufigkeit hat dieser Unterschied keinen Einfluss auf das in Kapitel 8.2.6 diskutierte Freisetzungsrisiko. Aus Sicht der HSK stellen die in der BERA-2002 Stufe-2 durchgeführten 60 Quelltermrechnungen eine umfassende Abschätzung der freigesetzten Mengen radioaktiver Stoffe bei schweren Unfällen dar.

8.2.6 Ergebnisse und Erkenntnisse

Angaben des Gesuchstellers

Die Quantifizierung der Häufigkeiten der sich aus dem Containment-Ereignisbaum ergebenden Unfallsequenzen sowie die Ermittlung der Unsicherheitsverteilungen der definierten Freisetzungskategorien (Kapitel 8.2.4) sind in der BERA-2002 Stufe-2 mit dem Programm RISKMAN durchgeführt worden, indem die Modelle der PSA der Stufe-1 und Stufe-2 gekoppelt wurden. Die für jede Freisetzungskategorie ermittelte Häufigkeit und Freisetzung radioaktiver Stoffe sind über folgende Kenngrössen dargestellt:

- "Häufigkeit einer frühzeitigen, grossen Freisetzung radioaktiver Stoffe" (Large Early Release Frequency, LERF^{VII})
- "Häufigkeit einer Cs-Freisetzung" (Cesium Release Frequency, RELF^{VIII}).

Als Ergebnis wird in der BERA-2002 Stufe-2 eine mittlere LERF von $3.5E-07$ pro Jahr und eine mittlere RELF von $4.8E-08$ pro Jahr ausgewiesen. Des Weiteren sind die Ergebnisse der Containment-Ereignisablaufanalyse und der Quelltermanalyse in Form des integralen Freisetzungsrisikos^{IX} für das Radionuklid Caesium dargestellt.

Des Weiteren ist der Einfluss der auslösenden Ereignisse sowie von Baustrukturen, Systemen und physikalischen Phänomenen auf die Kenngrössen LERF und RELF untersucht worden. Den dominanten Beitrag zu beiden Kenngrössen liefern die externen auslösenden Ereignisse "Erdbeben" (67% bzw. 75%) und "Flugzeugabsturz" (9% bzw. 12%). Beide Kenngrössen werden zudem durch die seismische Widerstandsfähigkeit wichtiger Gebäude und der externen Stromversorgung, die Verfügbarkeit der Notstand-Stromversorgung und der Containmentisolation sowie durch die Abschätzung der Gefährdung des Containments durch den H₂-Aufbau bestimmt.

Aus den im Rahmen der BERA-2002 Stufe-2 durchgeführten Analysen leitet KKB die folgenden Ergebnisse ab:

- 93% der Anlageschadenszustände führen zu keiner oder nur zu einer geringen Freisetzung radioaktiver Stoffe. Geringe Freisetzungen treten bei intaktem Containment unter Berücksichtigung der im Rahmen der Auslegung zulässigen Containmentleckagen (35% der Anlageschadenszustände) und bei Einsatz der gefilterten Druckentlastung des Containments (25% der Anlageschadenszustände) auf.
- 7% der Anlageschadenszustände führen zu einer hohen Freisetzung und sind durch Containmentversagen oder Bypass des Containments charakterisiert.
- Ein frühes Containmentversagen trägt zu 0.44% zum Freisetzungsrisiko bei. Dieses Ergebnis bestätigt die Robustheit des KKB-Containments.
- Die Häufigkeit für ein spätes Containmentversagen ist aufgrund der Möglichkeit des Einsatzes der gefilterten Druckentlastung des Containments vernachlässigbar.
- Die Häufigkeit für ein Durchschmelzen des Containment-Fundamentes ist aufgrund der vielfältigen Einspeisemöglichkeiten in das Containment vernachlässigbar.
- Die LERF von $3.5E-07$ pro Jahr ist ca. um einen Faktor 30 geringer, als der von der Internationalen Atomenergie Organisation (IAEA) empfohlene Richtwert.

Aus Sicht von KKB zeigen diese Ergebnisse, dass aufgrund der systemtechnischen Einrichtungen zum Schutz des Containments (Druckentlastungssystem und passive katalytische Rekombinatoren) als auch aufgrund der Einführung der Accident-Management- und Unfallbegrenzungs-Massnahmen

^{VII} Die Kenngrösse LERF ergibt sich aus der Summe der Häufigkeiten der Freisetzungskategorien, deren Caesium-Freisetzung grösser als 1,0% ($1.0E-02$) des Kerninventars ist und bei denen eine Freisetzung innerhalb der ersten 10 Stunden nach Eintritt des Unfalls zu erwarten ist.

^{VIII} Die Kenngrösse RELF setzt sich aus dem Produkt der Häufigkeit und der relativen Caesium-Freisetzung, summiert über alle Freisetzungskategorien, zusammen.

^{IX} Das integrale Freisetzungsrisiko gibt an, mit welcher Häufigkeit eine bestimmte Freisetzung radioaktiver Stoffe überschritten wird.

das Freisetzungsrisko des Blocks 2 des KKB sehr gering ist. Im Vergleich zur BERA-1992 Stufe-2 ist insbesondere der Beitrag eines nicht isolierten Dampferzeuger-Heizrohrbruchs zum Freisetzungsrisko entscheidend reduziert worden. Das Freisetzungsrisko wird vornehmlich durch Erdbeben und eingeschränkt durch Flugzeugabsturz bestimmt. Vor diesem Hintergrund kommt insbesondere der Integrität des Reaktorgebäudes eine hohe Bedeutung zu. Mit Blick auf die Aussagekraft der BERA-2002 Stufe-2 verweist KKB auf die noch ausstehenden Ergebnisse der Neubewertung der Erdbeben-eintrittshäufigkeit im Rahmen des Projektes PEGASOS sowie auf die Notwendigkeit, die Nachweise zur Erdbebenfestigkeit für einige Bauwerke, Systeme und Komponenten zu aktualisieren. Zudem sind die neuen, im Rahmen der Untersuchungen zum vorsätzlichen Flugzeugabsturz gewonnenen Erkenntnisse bezüglich der Widerstandsfähigkeit des Reaktorgebäudes bei Aufprall eines Flugzeuges noch nicht berücksichtigt. Aus Sicht von KKB werden die ausgewiesenen Ergebnisse hierdurch aber nicht in Frage gestellt.

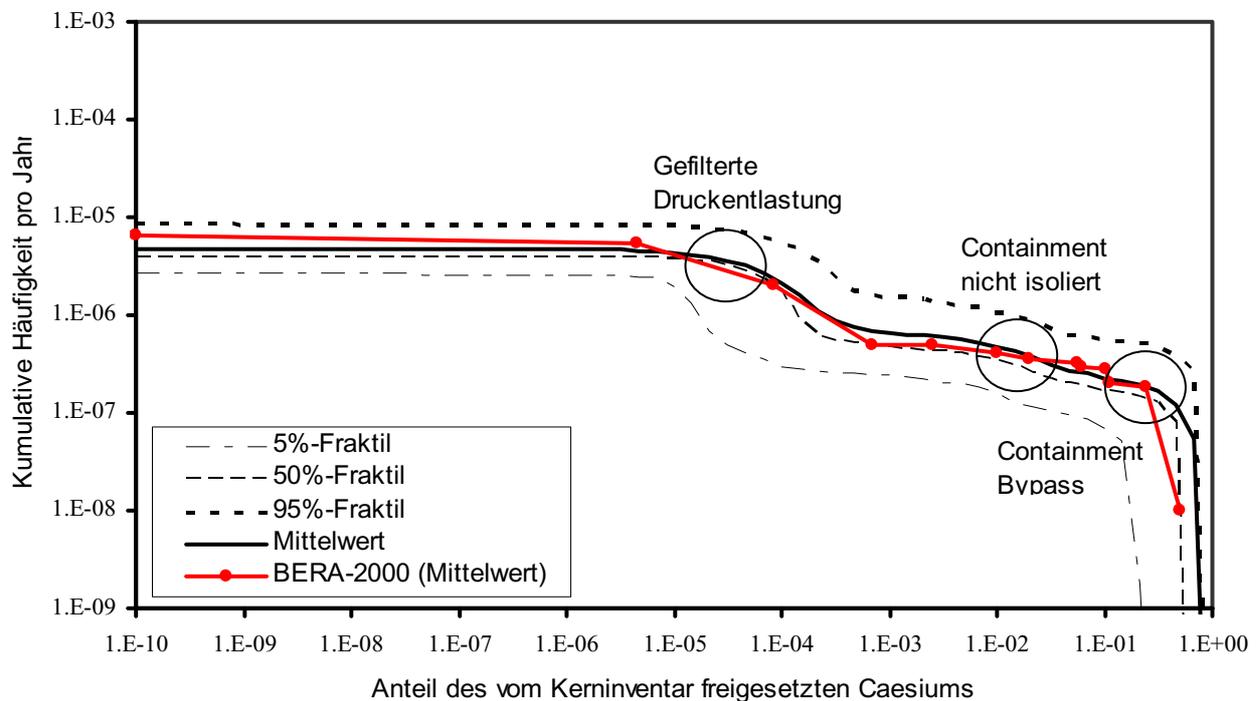
HSK-Beurteilung

Mit Blick auf den angestrebten Vergleich mit den in der BERA-2002 Stufe-2 erzielten Ergebnissen, beschränkt sich die Darstellung der Ergebnisse der HSK-Analyse auf das integrale Freisetzungsrisko für Caesium, das neben Iod unter den Aerosolen die grösste Risikobedeutung hat. In Abbildung 8.2.6-1 ist das von KKB und HSK ermittelte integrale Freisetzungsrisko für Caesium gegenüber gestellt. Zur groben Einordnung der in Kapitel 8.2.4 eingeführten Freisetzungskategorien sind drei charakteristische Freisetzungskategorien in den Kurvenverlauf eingefügt. Der Abbildung 8.2.6-1 ist zu entnehmen, dass die Kurvenverläufe für den Mittelwert des integralen Freisetzungsriskos bis zu einer relativen Freisetzung von $1.0E-01$ fast deckungsgleich sind. Der geringfügige Unterschied in den Kurven bei einer relativen Freisetzung grösser $1.0E-01$ ist dadurch bedingt, dass die Freisetzungen bei frühem Containmentversagen und beim Containment-Bypass von der HSK etwas höher abgeschätzt wurden. Im Vergleich zu den ursprünglichen PSA-Studien der Stufe-2 zeigen die aktualisierten PSA-Studien der Stufe-2 eine bessere Übereinstimmung.

Die von KKB aus der BERA-2002 Stufe-2 abgeleiteten Erkenntnisse stimmen mit der HSK-Bewertung in den vorhergehenden Kapiteln weitestgehend überein. Neben der in der PSA der Stufe-1 ausgewiesenen Kernschadenshäufigkeit (CDF) stellt die LERF die zweite wichtige Kenngrösse zur Charakterisierung des Sicherheitsniveaus dar. Die von der HSK ermittelte LERF liegt bei $4.1E-07$ pro Jahr und ist im Vergleich zu der von KKB ermittelten etwas grösser. Hierin spiegelt sich die geringfügig unterschiedliche Abschätzung der Häufigkeit eines Containment-Bypasses wieder (Tabelle 8.2.4-1). Die aus den Ergebnissen der BERA-2002 Stufe-2 ermittelte LERF ist im Vergleich zu der aus den Ergebnissen der BERA-1992 Stufe-2 ableitbaren LERF um fast den Faktor 10 geringer.

Die für den Block 2 des KKB ermittelte LERF liegt deutlich unter dem international empfohlenen Richtwert von $1.0E-05$ pro Jahr (Mittelwert) für die Sicherheit eines Kernkraftwerks gegen grosse und frühzeitige Freisetzungen radioaktiver Stoffe. Dieser Richtwert kann allerdings nur als grobe Orientierung dienen, da bisher keine international anerkannte Definition für die LERF vorliegt.

Abb 8.2.6-1: Vergleich des in der BERA-2002 Stufe-2 und der HSK-Studie ermittelten integralen Freisetzungsriskos für das Radionuklid Caesium



Zur Veranschaulichung der Risikobedeutung der einzelnen Freisetzungskategorien ist in Tabelle 8.2.6-1 für jede Kategorie die aus der HSK-Quelltermanalyse resultierende Aerosol-Aktivität mit der Freisetzungshäufigkeit multipliziert und der prozentuale Anteil am gesamten Aerosol-Freisetzungsrisiko von $1.6E12$ Bq pro Jahr festgehalten. Die Freisetzungskategorie 1 ist in vier Unterkategorien unterteilt, um den Einfluss eines Dampferzeuger-Heizrohrbruchs als spezifische Bypasssequenz eines Druckwasserreaktors und den Einfluss der Spaltproduktrückhaltung (z.B. durch Betrieb des Containment-Sprühsystems bei einem Containment-Bypass) aufzuzeigen. Die Freisetzungskategorie 8 ist nicht aufgeführt, da es hier zu keiner Freisetzung kommt. Die Unfallsequenzen mit Containment-Bypass bestimmen zu ca. 89% das Aerosol-Freisetzungsrisiko. Mit einer sehr hohen Aktivitätsfreisetzung ($> 10\%$ des Kerninventars) muss bei den Freisetzungskategorien 1b, 1d und 3 gerechnet werden. Eine hohe Aktivitätsfreisetzung ($> 1\% - 10\%$ des Kerninventars) ist bei den Freisetzungskategorien 1a, 1c und 2 zu erwarten.

Die bisher diskutierten Ergebnisse stützen sich vornehmlich auf Punkt- bzw. Mittelwerten ab, die die mit den Analysen verbundenen Unsicherheiten nicht zum Ausdruck bringen. Von der HSK wurde eine eigene Unsicherheitsanalyse mit den Programmen EVNTRE (Unsicherheiten in der Abbildung des Containmentverhaltens) und ERPRA-ST (Unsicherheiten in der Quelltermanalyse) durchgeführt. Die Verteilungen der untersuchten Parameter wurden anhand von Erkenntnissen aus internationalen Versuchen und anderen PSA der Stufe-2 wie auch anhand von Expertenschätzungen festgelegt. Die aus der Unsicherheitsanalyse resultierende Verteilung ist in Abbildung 8.2.6-1 in Form der 5%, 50% und 95%-Fraktile dargestellt. Die Unsicherheiten liegen vornehmlich in der Modellierung der sehr komplexen Vorgänge während der Kernschmelze und des Transportverhaltens radioaktiver Stoffe. Ein direkter Vergleich mit der in der BERA-2002 Stufe-2 ermittelten Verteilung des Freisetzungsriski-

kos ist nicht angebracht, da diese lediglich auf Unsicherheiten in der Abbildung des Containmentverhaltens basiert. In diesem Zusammenhang ist allerdings hervorzuheben, dass die Durchführung einer Unsicherheitsanalyse im Rahmen der PSA der Stufe-2 in dem von der HSK durchgeführten Umfang über den Stand der Technik hinausgeht.

Mit der Einführung der von der Westinghouse Owners Group entwickelten Unfallbegrenzungs-Richtlinien (SAMG, Severe Accident Management Guidance) liegt im KKB eine umfangreiche Strategie zur Beherrschung oder Milderung von schweren Unfällen vor. Einige von SAMG eingebundene AM-Massnahmen wurden in der BERA-2002 Stufe-2 erstmals berücksichtigt. Die HSK führte eine Sensitivitätsanalyse durch, um den Einfluss dieser Massnahmen auf das Aerosol-Freisetzungsrisiko als auch auf das Gesamtfreisetzungsrisiko unter Berücksichtigung der Edelgase zu untersuchen. Die HSK-Analysen bestätigen das in der BERA-2002 Stufe-2 erzielte Ergebnis, dass der Einfluss der einzelnen AM-Massnahmen auf das Aerosol-Freisetzungsrisiko im Vergleich zu den identifizierten dominanten Beiträgen gering ist. Unter der Annahme eines Ausfalls aller AM-Massnahmen erhöht sich das Aerosol-Freisetzungsrisiko um ca. 25%, während sich das Gesamtfreisetzungsrisiko um ca. 135% erhöht. Die Erhöhungen sind grundsätzlich dadurch bedingt, dass die gezielten Massnahmen zur Begrenzung des Druckanstiegs im Containment versagen und somit die Inbetriebnahme der gefilterten Containment-Druckentlastung häufiger zu erwarten ist. Der unterschiedliche Einfluss auf das Aerosol-Freisetzungsrisiko bzw. auf das Gesamtfreisetzungsrisiko liegt in der Eigenschaft der gefilterten Druckentlastung, Aerosole fast gänzlich zurückzuhalten, während Edelgase aufgrund ihrer Flüchtigkeit nicht zurückgehalten werden können. Insgesamt gesehen ist das für den Block 2 des KKB ausgewiesene Gesamtfreisetzungsrisiko (auch für die Resultate der oben genannten Sensitivitätsanalyse) als sehr gering zu beurteilen.

Tabelle 8.2.6-1: Beginn und Risiko der in der HSK-Analyse ermittelten Freisetzung von Aerosolen

Freisetzungskategorie		Freisetzungsbeginn (h)	Aktivität (Bq)	Häufigkeit pro Jahr	Freisetzungsrisiko (Bq/Jahr)	Anteil in %
1a	Containment-Bypass (mit Spaltprodukt-rückhaltung)	0-4	2.2E+17	1.6E-07	3.6E+10	2.2
1b	Containment-Bypass	0-4	7.2E+18	1.9E-07	1.3E+12	83.0
1c	Dampferzeuger-Heizrohrbruch (mit Spaltprodukt-rückhaltung)	0-4	5.1E+16	1.1E-07	5.8E+09	0.4
1d	Dampferzeuger-Heizrohrbruch	0-4	2.5E+18	2.6E-08	6.5E+10	4.0
2	Containment-Isolationsversagen	0-4	3.9E+17	1.5E-07	5.8E+10	3.7

3	Frühes Containmentversagen	1-4	2.6E+18	4.1E-08	1.1E+11	6.8
4	Spätes Containmentversagen	6-24	1.4E+15	4.6E-08	6.6E+07	<0.1
5	Containment-Druckentlastung	6-10	1.5E+15	1.4E-06	2.1E+09	0.1
6	Durchschmelzen Containment-Fundament	>24	1.7E+15	1.9E-10	3.1E+05	<<0.1
7	Containment-Integrität bleibt erhalten	2	1.4E+15	2.5E-06	3.5E+09	0.2
	Gesamt			4.6E-06	1.6E+12	100.0

8.3 PSA der Stufe-1 für Stillstand und Schwachlast

Ende 1990 verlangte die HSK von allen schweizerischen Kernkraftwerken, dass in Ergänzung zur vorliegenden PSA der Stufe-1 für den Volllastbetrieb die Anlagezustände Stillstand und Schwachlast (An- und Abfahrvorgang) probabilistisch zu bewerten sind. Im September 1998 reichte KKB erstmalig eine PSA der Stufe-1 für Stillstand und Schwachlast ein (BESRA), die von der amerikanischen Firma PLG erstellt wurde. Die BESRA umfasst ein Schwachlast-Modell und ein Stillstand-Modell, die beide auf einem Anlagenmodell der Volllast-PSA der Stufe-1 aufbauen, das die Anlagenkonfiguration von 1996 reflektiert. Das Schwachlast-Modell umfasst die Betriebszustände von 3% Leistung beim Abfahren der Anlage bis zum Restwärmebetrieb und vom Restwärmebetrieb bis 25% Leistung beim Anfahren der Anlage. Das Stillstand-Modell bildet die Betriebszustände während des Restwärmebetriebs und des Brennelementwechsels ab. Die Auswertung der anlagenspezifischen Betriebserfahrungen reicht bis in das Jahr 2001. Der Einfluss der Aktualisierung der Daten für die Jahre 1995 bis 2001 ist allerdings in den im PSA-Hauptbericht dargestellten Ergebnissen noch nicht berücksichtigt.

Die BESRA beinhaltet im Vergleich zu den in Kapitel 8.1 dargestellten Analyseschritten der BERA-2000 Stufe-1 als zusätzlichen Analyseschritt die Definition und die Ermittlung der Häufigkeit und Dauer der berücksichtigten Abstaltungstypen (Kapitel 8.3.1) und der Betriebszustände, die beim An- und Abfahren sowie dem Stillstand der Anlage durchlaufen werden. In der BESRA wird im Gegensatz zur BERA-2000 Stufe-1, in der eine Kernschadenshäufigkeit ausgewiesen wurde, eine so genannte Brennstoffschadenshäufigkeit ausgewiesen. Hiermit wird zum Ausdruck gebracht, dass die Konsequenzen bei Beschädigung des Brennstoffs im Stillstand- und Schwachlastbetrieb nicht direkt mit den zu erwartenden Konsequenzen im Volllastbetrieb vergleichbar sind. So hängen der zeitliche Verlauf der Unfallsequenzen sowie das physikalische Verhalten des Brennstoffs von den während des Stillstands- und des Schwachlastbetriebs berücksichtigten Betriebszuständen ab. Diese unterscheiden sich z.B. entscheidend bezüglich der Nachzerfallsleistung vom Volllastbetrieb, so dass der Prozess von der Kernabdeckung bis zum Kernschmelzen langsamer abläuft. Der Beitrag einer Unfallsequenz zur Brennstoffschadenshäufigkeit wird aus dem Produkt der Häufigkeit des Abstaltungstyps, der Dauer des Betriebszustands, der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses und der Nichtver-

fügbare (bedingte Ausfallwahrscheinlichkeit) der zur Unfallbeherrschung erforderlichen Systeme und Operateurhandlungen ermittelt.

Im Gegensatz zur Begutachtung der PSA der Stufe-1 für den Vollastbetrieb führte die HSK lediglich eine qualitative Überprüfung der BESRA durch und entwickelte kein eigenes PSA-Modell. Diese Vorgehensweise war u.a. dadurch bedingt, dass die BESRA zum Grossteil auf dem Anlagenmodell basiert, das für den Vollastbetrieb entwickelt und von der HSK im Detail geprüft wurde. Da die im Rahmen der Erstellung der BERA-2000 Stufe-1 ermittelten Zuverlässigkeitsparameter in der BESRA übernommen worden sind, wird auf die Analyse der Komponentenzuverlässigkeit im Rahmen der Begutachtung der BESRA nicht mehr eingegangen.

Die BESRA wird von der HSK dahingehend bewertet, inwieweit das Anlagenverhalten bei Unfällen während des An- und Abfahrens und im Stillstand umfassend und korrekt abgebildet wurde und die angewandten Methoden dem Stand der Technik entsprechen. Abschliessend werden die erzielten quantitativen Ergebnisse und die mit Ihnen verbundenen Unsicherheiten diskutiert und in Bezug auf das erreichte Sicherheitsniveau und die Ausgewogenheit des anlagentechnischen Sicherheitskonzepts bewertet.

8.3.1 Definition und Ermittlung der Häufigkeit und Dauer von Abstellungsstypen und Betriebszuständen

Angaben des Antragsstellers

Ausgehend von der bisherigen Betriebserfahrung ist in der BESRA zwischen vier Abstellungsstypen unterschieden worden, die folgendermassen charakterisiert sind:

– Typ A Abstellung

Kurzzeitiges Abfahren der Anlage in den Zustand "kalt-abgestellt" zur gezielten Durchführung von Reparaturarbeiten. Die Brennelemente verbleiben im Reaktordruckbehälter und der Füllstand im Reaktorkühlsystem bleibt unverändert im Vergleich zum Vollastbetrieb.

– Typ B Abstellung

Kurzzeitiges Abfahren der Anlage in den Zustand "kalt-abgestellt" zur gezielten Durchführung von Reparaturarbeiten. Die Brennelemente verbleiben im Reaktordruckbehälter und der Füllstand im Reaktorkühlsystem wird auf die Mitte der Hauptkühlmittelleitungen (Mitte-Loop Betrieb) abgesenkt.

– Typ C Abstellung

Geplantes Abfahren der Anlage zur Durchführung umfangreicher Instandhaltungsarbeiten und des Brennelementwechsels. Die Reaktorgrube ist geflutet und die Brennelemente sind zeitweise vollständig aus dem Reaktordruckbehälter in das Brennelement-Lagerbecken entladen.

– Typ D Abstellung

Geplantes oder ungeplantes Abfahren der Anlage zur Durchführung eines Brennelementwechsels. Die Reaktorgrube ist geflutet und ein Teil der Brennelemente wird ausgetauscht. Geplante Instandhaltungsarbeiten werden nur ausnahmsweise durchgeführt.

Die Häufigkeit und mittlere Dauer der Abstellungsstypen A, B und D ist in der BESRA anhand der Betriebserfahrung amerikanischer Kernkraftwerke (generische Daten von 1980 bis 1991) und der in den Monatsberichten festgehaltenen Betriebserfahrung der Blöcke 1 und 2 des KKB (1983 bis 1994) er-

mittelt worden. Die Häufigkeit des Abstellungstyps C ist direkt aus dem der damaligen Revisionsplanung zugrunde liegenden 18-Monate-Zyklus abgeleitet worden, während die mittlere Dauer ebenfalls unter Berücksichtigung generischer Daten ermittelt worden ist. Die in der BESRA verwendete Häufigkeit und mittlere Dauer für die einzelnen Abstellungstypen sind der Tabelle 8.3.1-1 zu entnehmen.

Tabelle 8.3.1-1: Häufigkeit und mittlere Dauer der in der BESRA definierten Abstellungstypen

Abstellungstyp	Häufigkeit pro Jahr	Mittlere Dauer in Stunden
Typ A	4.5E-01 (alle 2.2 Jahre)	94
Typ B	1.3E-01 (alle 7.9 Jahre)	170
Typ C	6.7E-01 (alle 1.5 Jahre)	1380
Typ D	6.2E-02 (alle 16.3 Jahre)	485

Innerhalb eines jeden Abstellungstyps werden unterschiedliche Betriebszustände durchlaufen, die durch unterschiedliche Anlagenkonfigurationen charakterisiert sind. Beispielhaft sind die für den Abstellungstyp C in der BESRA definierten Betriebszustände in der Tabelle 8.3.1-2 dargestellt. Die einzelnen Betriebszustände sind durch charakteristische Merkmale, wie Zustand des Reaktorkühlsystems und des Containments sowie Verfügbarkeit von Sicherheitssystemen beschrieben. Darüber hinaus beinhaltet die Tabelle 8.3.1-2 den prozentualen zeitlichen Anteil der Betriebszustände an der Gesamtdauer der Abstellung sowie die Zuordnung der Betriebszustände zum Schwachlast- bzw. Stillstand-Modell der BESRA. Die mittlere Dauer der einzelnen Betriebszustände ist aus der anlagen-spezifischen Betriebserfahrung der Jahre 1991 bis 1994 abgeleitet. Die systemspezifischen Nichtverfügbarkeitszeiten sind in der BESRA anhand der Auswertung von Schaltaufträgen für die Revisionen zwischen 1991 und 1994 sowie anhand von Operateurbefragungen ermittelt worden.

Nach Aussage von KKB wurde auf eine Aktualisierung der o.g. spezifischen Daten der Stillstands-praxis verzichtet, da die vergangenen langen Stillstände mit dem Austausch der Dampferzeuger, der Errichtung des Notspeisewassersystems und dem Ersatz des Reaktorschutzsystems nicht als repräsentativ für zukünftige Stillstände betrachtet werden können. Für den im Jahr 2000 eingeführten Hybridzyklus liegen nach Ansicht von KKB bisher noch keine statistisch belastbaren Daten vor.

Tabelle 8.3.1-2: In der BESRA definierte Betriebszustände während einer Abstellung des Typs C

Betriebszustand	Reaktorkühlsystem (RKS)			Containment	Automatische Auslösung von Sicherheitsfunktionen	Dauer	BESRA Modell		
	Druck (bar)	Temp. (°C)	Füllstand im DH (%)					Zustand	
C1	Leistungsreduktion	154	280	12 - 18	Geschlossen	Geschlossen	Ein	5.5	Schwachlast
C2	Abkühlen	154 - 24	280 - 150	12 - 100	Geschlossen	Geschlossen	Ein*	16.9	Schwachlast
C3	Restwärmebetrieb, RKS gefüllt	24 - 0	150 - 60	65 - 100	Geschlossen	Geschlossen	Aus	15.1	Stillstand
C4	Restwärmebetrieb, RKS belüftet	0	60 - 40	100 - Mitte-Loop	Belüftet	Offen	Aus	42.8	Stillstand
C5	Restwärmebetrieb, Mitte-Loop	0	40	Mitte-Loop	Belüftet	Offen	Aus	11.5	Stillstand
C6	Restwärmebetrieb, RDB-Deckel entfernt	0	40	Mitte-Loop - RG geflutet	Offen	Offen	Aus	64.6	Stillstand
C7	Entladung Brennstoff	0	40	RG geflutet	Offen	Offen	Aus	41.0	Stillstand
C8	Brennstoff im Brennelement-Lagerbecken	--	--	--	--	Offen	Aus	970.1	Stillstand
C9	Beladen Brennstoff	0	40	RG geflutet	Offen	Offen	Aus	60.3	Stillstand
C10	Restwärmebetrieb, Absenkung Füllstand Reaktorgrube (RG)	0	40	RG geflutet-Mitte-Loop	Offen	Offen	Aus	61.5	Stillstand
C11	Restwärmebetrieb, Entgasen	0 - 24	40	Mitte-Loop - 100	Belüftet	Offen	Aus	104.7	Stillstand
C12	Aufheizen, RKS gefüllt	24	40 - 150	100 - 30	Geschlossen	Offen	Aus	52.0	Stillstand
C13	Aufheizen, Blase im Druckhalter	24-154	150 - 280	12 - 50	Geschlossen	Geschlossen	Ein	74.2	Schwachlast
C14	Leistungserhöhung auf 15%	154	280 - 283	12 - 18	Geschlossen	Geschlossen	Ein	46.7	Schwachlast
C15	Leistungserhöhung auf 25%	154	283 - 285	18 - 22	Geschlossen	Geschlossen	Ein	27.6	Schwachlast

* Die automatische Auslösung der Sicherheitseinspeisung wird ab einem RKS-Druck von 129 bar überprüft und ab einem RKS-Druck von 131 bar automatisch aktiviert. Die automatische Auslösung der Notstand-Sicherheitseinspeisung wird bei einer RKS-Temperatur von 177 °C blockiert und ab einer RKS-Temperatur grösser 177 °C automatisch aktiviert.

HSK-Beurteilung

Aus Sicht der HSK basieren die in der BESRA definierten Abstellungsstypen und Betriebszustände auf einer detaillierten Auswertung der zurückliegenden Betriebserfahrung der Blöcke 1 und 2 des KKB. Die HSK hat sich anhand des Ablaufs ausgewählter Revisionen, die u.a. in Jahren stattfanden, die nicht in der BESRA erfasst sind, davon überzeugt, dass die berücksichtigten Abstellungsstypen und die Unterteilung in unterschiedliche Betriebszustände die An- und Abfahrvorgänge sowie die Stillstandspraxis im KKB realistisch und umfassend abbilden. Die in der BESRA ausgewiesenen system-spezifischen Nichtverfügbarkeitszeiten weisen keine Inkonsistenzen auf.

Der Risikoeinfluss des im Bewertungszeitraum erfolgten Übergangs vom 18-Monate-Revisionszyklus auf den so genannten Hybridzyklus (alternierender jährlicher Wechsel zwischen einem Kurzstillstand und einer Revisionsabstellung) wurde auf Forderung der HSK von KKB anhand des BESRA-Anlagenmodells untersucht. Der neu eingeführte jährliche Kurzstillstand wurde hierbei durch den Abstellungsstyp D abgebildet. Die Untersuchungsergebnisse weisen aufgrund der veränderten Häufigkeiten für die geplanten Abstellungsstypen C (Revision) und D (Kurzstillstand) eine Erhöhung der Brennstoffschadenshäufigkeit um ca. 20% aus. In diesem Zusammenhang konnte KKB allerdings nachweisen, dass unter Berücksichtigung zwischenzeitlich erfolgter Nachrüstungen und neuer Erkenntnisse die mit der Einführung des Hybridzyklus verbundene Erhöhung der Brennstoffschadenshäufigkeit mehr als kompensiert wird.

Vor diesem Hintergrund erachtet die HSK eine Aktualisierung der spezifischen Daten der Stillstandspraxis für erforderlich (*PSÜ-Pendenz 40/8.3.3.2-1*, Kapitel 8.3.3.2). Die HSK kann den Argumenten von KKB folgen, dass eine Aktualisierung erst dann sinnvoll ist, wenn eine breitere Erfahrungsbasis für den Hybridzyklus vorliegt.

8.3.2 Analyse von Operateurhandlungen

In der BESRA sind 124 Operateurhandlungen der Kategorie C¹⁰ modelliert worden. Die Fehlerwahrscheinlichkeiten von 14 dieser Operateurhandlungen, die in den Modellen der elektrischen und mechanischen Hilfssysteme integriert sind, sind direkt aus der BERA-1990 Stufe-1 übernommen worden. Von den in den Ereignisbaummodellen für die Hauptsysteme berücksichtigten Operateurhandlungen sind 18 mit einer Variante der SLIM-Methode quantifiziert worden. Diese Operateurhandlungen sind auf Basis der Bewertung unterschiedlicher Schichtgruppen des KKB in 7 Handlungsgruppen eingeteilt worden. Ausgehend von dieser Bewertung sind die Fehlerwahrscheinlichkeiten für die restlichen 92 Operateurhandlungen mittels Expertenschätzungen hergeleitet worden.

Die Operateurhandlungen der Kategorie B sind bei drei auslösenden Ereignissen, nämlich die Verstopfung der Kühlwassereinlässe sowie interner und externer Überflutungen, berücksichtigt worden. Die Fehlerwahrscheinlichkeiten sind ähnlich wie für die Operateurhandlungen der Kategorie C mit der SLIM-Methode quantifiziert oder mittels Expertenschätzungen hergeleitet worden. Des Weiteren enthält die BESRA drei Operateurhandlungen der Kategorie A, deren Fehlerwahrscheinlichkeiten wiederum aus der BERA-1990 Stufe-1 übernommen worden sind. Diese sind mit der THERP-Methode ermittelt worden.

¹⁰ siehe Definition Kapitel 8.1.2

HSK-Beurteilung

Der Umfang der in der BESRA modellierten Operateurhandlungen entspricht dem internationalen Stand der Technik. Die berücksichtigten Handlungen der Kategorie C decken aus Sicht der HSK die unterschiedlichen Bedingungen der Unfallsequenzen, wie verfügbares Zeitfenster für die Handlungen und vorangegangene Fehler bei Operateurhandlungen, umfassend ab. Die für die Quantifizierung verwendeten Methoden gelten als akzeptierte Verfahren.

Die meisten in der BESRA ermittelten Fehlerwahrscheinlichkeiten für Operateurhandlungen werden von der HSK anhand des Vergleichs der in der BERA-2000 Stufe-1 ermittelten Fehlerwahrscheinlichkeiten als plausibel bewertet. Diese Einschätzung stützt sich auf das relativ grosse zur Verfügung stehende Zeitfenster während des Stillstands (meistens mehr als zwei Stunden), die relativ kleine Anzahl der für die Diagnose zu beachtenden Systemparameter sowie die systematische und konsistente Vorgehensweise bei der Quantifizierung. Ungeachtet der positiven Gesamtbewertung wurden von der HSK folgende Verbesserungsmöglichkeiten identifiziert:

- Für bestimmte Szenarien und Anlagekonfigurationen sind einige der analysierten Operateurhandlungen in den bestehenden Vorschriften unzureichend beschrieben. Dies betrifft insbesondere die Einleitung des Feed-and-Bleed Betriebs und der Rezirkulationskühlung (Sumpfbetrieb) sowie die Isolierung von Leckagen.
- Es fehlt eine systematische Analyse der Abhängigkeit von Operateurhandlungen innerhalb einer Unfallsequenz. Des Weiteren sind im Rahmen der Überprüfung verschiedene Unfallsequenzen identifiziert worden, in denen bestehende Abhängigkeiten nicht analysiert wurden. Beispiele sind Operateurhandlungen zur Inbetriebnahme oder Wiederinbetriebnahme der Nachwärmeabfuhr über das Restwärmesystem, zur Herstellung der sekundärseitigen Kühlung sowie der alternativen Kernkühlung (Feed-and-Bleed, Rezirkulationskühlung).
- In der Variante der SLIM-Methode erfolgt die Kalibrierung, die den Zusammenhang zwischen FLI (Failure Likelihood Index) und HEP (Human Error Probability) herstellt, über Fehlerwahrscheinlichkeiten, die u.a. aus Referenz-Werten hergeleitet werden. Diese Referenzwerte sind nicht anlagenspezifisch. In den überprüften Fällen sind die HEPs der Kalibrierhandlungen wesentlich tiefer als die mit einer anderen, anerkannten Methode hergeleiteten HEPs.
- Bei der Modellierung der Sicherheitseinspeisesysteme, des Chemie- und Volumenregelsystems (KCH), des Steuerluft- und des sekundären Nebenkühlwassersystems fehlt jeweils die Betrachtung von Kategorie A Operateurhandlungen. Aus der BESRA ist nicht erkennbar, warum diese Operateurhandlungen nicht modelliert wurden. In der BERA-2000 Stufe-1 sind diese Kategorie A Operateurhandlungen hingegen berücksichtigt worden.
- Während der Entwicklung der Schwachlast- und Stillstand-PSA wurde die Volllast-PSA weiterentwickelt. Dadurch beruhen gewisse Querverweise auf Analysen, Resultaten und Dokumentationen, welche nachträglich geändert wurden. Ferner wurde für die Schwachlast-PSA keine Importanzliste ausgewiesen, aus welcher eine Bewertung der Bedeutung der verschiedenen Operateurhandlungen ableitbar wäre.

Um die Bedeutung dieser Erkenntnisse abzuschätzen, wurden ausgewählte Operateurhandlungen der Kategorie C von der HSK neu analysiert. Im Ergebnis erhöht sich die Brennstoffschadenshäufigkeit erheblich, was insbesondere auf die Neubewertung der erforderlichen Operateurhandlungen zur Einleitung der alternativen Kernkühlung zurückzuführen ist (Kapitel 8.3.6).

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 39/8.3.2.1-1: Probabilistische Analyse von Operateurhandlungen

Aus der Überprüfung der im Rahmen der BESRA durchgeführten Analyse von Operateurhandlungen ergeben sich folgende Massnahmen:

- a) *Es ist zu überprüfen, inwieweit die bestehenden Vorschriften für den Stillstand aufgrund der von der HSK identifizierten Verbesserungsmöglichkeiten zu ändern und/oder zu ergänzen sind.*
- b) *Es ist eine systematische Analyse der Abhängigkeiten zwischen aufeinander folgenden Operateurhandlungen durchzuführen. Das dazu verwendete Verfahren soll konsistent sein mit dem Verfahren, welches bei der diesbezüglich ebenfalls zu revidierenden Volllast-PSA angewendet wird. Das PSA-Modell ist entsprechend anzupassen.*
- c) *Die Fehlerwahrscheinlichkeiten für die SLIM-Kalibrierung sind ausschliesslich mit einer anerkannten, auf werkspezifischen Analysen basierenden Methode zu quantifizieren.*
- d) *Es ist für die Sicherheitseinspeisesysteme, das Chemie- und Volumenregelsystem, das Steuerluftsystem und das sekundäre Nebenkühlwassersystem zu untersuchen, inwieweit Operateurhandlungen der Kategorie A zu einer Beeinträchtigung der Systemfunktion führen können. Sofern dies der Fall ist, sind diese Operateurhandlungen zu quantifizieren.*
- e) *Die Dokumentation der Analyse von Operateurhandlungen ist zu aktualisieren. Dabei sind insbesondere die zahlreichen Verweise auf die Volllast-PSA zu überarbeiten. Zudem sind die Fussell-Vesely und die Risk Achievement Worth Importanzkennliste für die Schwachlast-PSA zu dokumentieren, so dass die Bedeutung der Operateurhandlungen ersichtlich ist.*

Der Punkt a) der PSÜ-Pendenz ist von KKB bis Mitte 2004 durchzuführen. Die Punkte b) bis e) sind bis Ende 2007 durchzuführen.

8.3.3 Analyse anlageinterner Ereignisse

8.3.3.1 Auswahl und Ermittlung der Häufigkeit auslösender Ereignisse

Angaben des Antragsstellers

Als auslösende Ereignisse sind in der BESRA die Ereignisse definiert worden, die zu einem Ungleichgewicht in der Nachwärmeabfuhr führen. Ein Ungleichgewicht liegt dann vor, wenn die durch die Brennelemente (im Reaktordruckbehälter oder Lagerbecken) produzierte Nachwärme grösser ist, als die durch die Kühlsysteme abgeführte Nachwärme. Folgende Ursachen für ein Ungleichgewicht in der Nachwärmeabfuhr sind in der BESRA identifiziert worden:

- Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme oder der zugehörigen Hilfssysteme,
- Druckbeaufschlagung oder Überspeisung des Reaktorkühlsystems,
- Absinken des Füllstands im Reaktorkühlsystem oder Brennelementlagerbecken,
- Rekritikalität des Reaktorkerns.

Ein Absinken des Füllstands im Reaktorkühlsystem aufgrund eines Leitungsbruchs einer Kühlmittel-führenden Leitung während des Stillstands ist in der BESRA als sehr unwahrscheinlich bewertet worden, da das Reaktorkühlsystem bei niedrigem Druck bzw. Atmosphärendruck betrieben wird. Nach Aussage von KKB zeigt die Auswertung der internationalen Betriebserfahrung, dass derartige Störfälle nur durch fehlerhafte Operateureingriffe oder Fehlfunktionen aktiver Komponenten hervorgeru-

fen wurden. Des Weiteren sind Reaktivitätsstörfälle in der BESRA nur qualitativ diskutiert worden. Der Risikoeinfluss langsamer Deborierungsvorgänge ist aufgrund der Möglichkeit von Gegenmassnahmen als sehr gering eingeschätzt worden. Schnelle Deborierungsvorgänge müssten hingegen aus Sicht von KKB unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen Auslegungsmerkmale und Vorkehrungen detaillierter untersucht werden.

In der BESRA sind die in Kapitel 8.3.1 definierten Betriebszustände jeweils dahingehend untersucht worden, ob ein zufälliger Systemausfall oder fehlerhafte Operateureingriffe (z.B. bei Instandhaltungsbedingten Schaltheandlungen) zu einem auslösenden Ereignis führen können. Es ist zwischen folgenden auslösenden Ereignissen unterschieden worden:

- die in jedem Betriebszustand auftreten können (z.B. Kühlmittelverlust, Ausfall der Stromversorgung),
- die nur in speziellen Betriebszuständen auftreten können, aber nicht von der Anzahl verfügbarer Sicherheitssysteme abhängig sind (z.B. Wirbelbildung in der Saugleitung des Restwärmesystems während Mitte-Loop Betrieb, fehlerhafte Durchführungen von Systemtests, die zu unbeabsichtigter Anregung des Systems führen),
- die nur in speziellen Betriebszuständen auftreten können und von speziellen Anlagenkonfigurationen abhängig sind (z.B. Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme oder der zugehörigen Hilfssysteme).

Für das Stillstand-Modell sind in der BESRA 44 intern ausgelöste Ereignisse identifiziert worden, die in drei Ereignisgruppen, nämlich Kühlmittelverluststörfälle (9 Ereignisse), Transienten (13 Ereignisse) und Hilfssystemausfälle (22 Ereignisse), unterteilt worden sind. Die Kühlmittelverluststörfälle umfassen sowohl einen Füllstandsverlust im Reaktorkühlsystem als auch im Brennelementlagerbecken. Bei den Transienten handelt es sich vornehmlich um unterschiedliche Ausfälle des Restwärmesystems.

Für das Schwachlast-Modell sind 11 intern ausgelöste Ereignisse (6 Kühlmittelverluststörfälle und 5 Transienten) identifiziert worden. Ausgehend von dem im Rahmen der Erstellung der BERA-2000 Stufe-1 identifizierten Ereignisspektrum sind die auslösenden Ereignisse übernommen worden, wenn

- diese aufgrund der spezifischen Randbedingungen der jeweiligen Betriebszustände eine höhere Eintrittshäufigkeit aufweisen (z.B. bedingt durch in den Technischen Spezifikationen geforderte Prüfungen) oder
- die zu deren Beherrschung erforderlichen Sicherheitssysteme aufgrund der Blockierung der Auslösesignale manuell gestartet werden müssen (Tabelle 8.3.1-2, Betriebszustand C2).

Die Eintrittshäufigkeiten für die auslösenden Ereignisse sind aus den in der BERA-2000 Stufe-1 entwickelten Zuverlässigkeitsparametern (Kapitel 8.1.1 und 8.1.3.1) sowie aus der stillstandspezifischen Betriebserfahrung der Blöcke 1 und 2 des KKB und amerikanischer Kernkraftwerke ermittelt worden.

HSK-Beurteilung

Aus Sicht der HSK ist in der BESRA ein für die KKB-spezifische Stillstandspraxis sowie für An- und Abfahrvorgänge repräsentatives Ereignisspektrum ausgewählt worden. Da je nach Abstellungstyp und Betriebszustand in der BESRA unterschiedliche Ereignisse berücksichtigt werden, wäre aus Sicht der HSK in Zukunft die Erstellung einer Ereignismatrix sinnvoll, anhand derer diese Abhängigkeiten direkt ersichtlich wären.

Im Hinblick auf eine umfassende Diskussion möglicher auslösender Ereignisse während des Stillstands sind von KKB ergänzend zu den in der BESRA identifizierten auslösenden Ereignissen weitere,

in anderen Stillstandstudien explizit analysierte Ereignisse sowie stillstandspezifische Massnahmen, die zu einem auslösenden Ereignis führen können, qualitativ diskutiert bzw. z.T. quantitativ bewertet worden. Diese zusätzlichen Untersuchungen umfassen folgende Ereignisse:

- Absturz schwerer Lasten,
- Versagen des Dichtrings in der gefluteten Reaktorgrube,
- Versagen der Stopfen in den Hauptkühlmittelleitungen während Wirbelstromprüfungen der Dampferzeuger,
- Versagen provisorischer Dichtungen im Reaktordruckbehälterboden nach der Demontage der Kerninstrumentierung,
- Schnelle Deborierungsvorgänge.

Aufgrund der Untersuchungen kommt KKB zu dem Ergebnis, dass die o.g. Ereignisse keine hohe Risikorelevanz aufweisen. Ungeachtet dessen beabsichtigt KKB, ein mögliches Versagen der Stopfen in den Hauptkühlmittelleitungen als auch das Versagen der provisorischen Dichtungen im Reaktordruckbehälterboden mit den jeweiligen Konsequenzen bei der nächsten Aktualisierung der BESRA quantitativ abzuschätzen. Die HSK begrüsst diese Absicht, geht jedoch des Weiteren davon aus, dass alle Ausführungen und Untersuchungsergebnisse zu den o.g. Ereignissen in die Dokumentation der BESRA aufgenommen werden (*PSÜ-Pendenz PSÜ-P 42/8.4-1*, Kapitel 8.4).

Aus Sicht der HSK sind die Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse korrekt ermittelt und die anlagenspezifische Betriebserfahrung weitgehend bis 2001 berücksichtigt. Eine Ausnahme bilden die aus der stillstandspezifischen Betriebserfahrung abgeleiteten Eintrittshäufigkeiten (z.B. Überdruck bei gefülltem Reaktorkühlsystem, Kavitation der Restwärmepumpen während Mitte-Loop Betrieb). Die HSK erwartet, dass diese stillstandspezifischen Daten ebenfalls noch aktualisiert werden (*PSÜ-Pendenz PSÜ-P 40/8.3.3.2-1*, Kapitel 8.3.3.2).

8.3.3.2 Ereignisablauf- und Systemanalyse

Angaben des Gesuchstellers

Das in der BESRA verwendete Schwachlast-Modell basiert weitgehend auf den im Rahmen der Erstellung der BERA-2000 Stufe-1 entwickelten Ereignis- und Fehlerbaummodellen. Für das Stillstand-Modell sind die im Rahmen der Erstellung der BERA-2000 Stufe-1 entwickelten Ereignis- und Fehlerbaummodelle modifiziert und erweitert worden. Folgende Ereignisbaummodelle sind in der BESRA neu entwickelt worden:

- Konfigurations-Ereignisbaum, in dem zwischen den einzelnen Abstellungstypen und den zugehörigen Betriebszuständen unterschieden wird,
- Instandhaltungs-Ereignisbäume, in denen die unterschiedlichen Systemkonfigurationen, die sich aufgrund der während des Stillstands durchgeführten Instandhaltungen ergeben, berücksichtigt sind,
- Ereignisbaum für die Restwärmekühlung,
- Ereignisbaum für die Unfallabläufe während des Stillstands (Modell für die Hauptsysteme).

Die einzelnen Modelle sind logisch miteinander verknüpft worden, indem ausgehend von dem jeweiligen auslösenden Ereignis zuerst die Anlagenkonfiguration und anschliessend die Verfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Hilfs- und Hauptsysteme abgefragt wird. In Abhängigkeit der

Verfügbarkeit der Hauptssysteme ergeben sich unterschiedliche Unfallsequenzen, die entweder zu einer ausreichenden Kühlung der Brennelemente oder zu einem Brennstoffschaden führen. Gemäss Definition in der BESRA-2000 ist mit einem Brennstoffschaden zu rechnen, wenn der Füllstand im Reaktordruckbehälter bzw. im Brennelementlagerbecken die Oberkante der aktiven Brennstofflänge unterschreitet.

Für die Systemanalyse ist in der BESRA auf die im Rahmen der Erstellung der BERA-2000 Stufe-1 entwickelten Fehlerbäumen zurückgegriffen worden. Diese sind insoweit modifiziert worden, dass unterschiedliche Systemkonfigurationen in den Betriebszuständen der Abstaltungstypen berücksichtigt werden können und dass die Nichtverfügbarkeitsbeiträge infolge Instandhaltung während des Vollastbetriebs entfernt worden sind.

Zur Festlegung der Erfolgskriterien für die zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systeme (Anzahl der mindestens erforderlichen redundanten Systemstränge) sind in der BESRA thermohydraulische Analysen durchgeführt worden. Aufgrund dieser Analysen kommt KKB zu folgenden wesentlichen Schlussfolgerungen:

- Die Analysen bezüglich der Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken zeigen, dass bei voll ausgelagertem Kern und nach dem Ausfall der Lagerbeckenkühlung FAC die Wasservorlage im Lagerbecken auch nach mehr als 48 Stunden noch ausreicht, um die Brennelemente zu kühlen. Aufgrund dieses Analyseergebnisses wird der Ausfall der Brennelement-Lagerbeckenkühlung in keinem der Stillstand-Betriebszustände berücksichtigt.
- Die Analysen bezüglich der Kühlung der Brennelemente im Reaktordruckbehälter zeigen, dass bei gefluteter Reaktorgrube und nach dem Ausfall des Restwärmesystems JAC die Wasservorlage im Reaktordruckbehälter auch nach mehr als 48 Stunden noch ausreicht, um die Brennelemente zu kühlen. Aufgrund dieses Analyseergebnisses wird der Ausfall der Restwärmesystems in Stillstand-Betriebszuständen mit gefluteter Reaktorgrube nicht berücksichtigt.
- Die Analysen zum sog. "Feed-and-Boil"-Kühlmodus zeigen, dass durch kontrollierte Einspeisung von Kühlmittel aus dem Borwasser-Vorratsbehälter mittels einer Ladepumpe oder einer Sicherheitseinspeisepumpe (gedrosselte Einspeisemenge) und der Abfuhr der Nachwärme über Entlüftungspfade des Reaktordruckbehälters in das Containment die Kernkühlung über mehr als 48 Stunden gewährleistet ist. Dieser Kühlmodus stellt eine alternative Möglichkeit der Kernkühlung zum Restwärmesystem dar. Die hierfür erforderlichen Anweisungen (u.a. die Räumung des Containments) sind in die KKB-Notfallvorschriften für den Stillstand aufgenommen worden.

Die durchgeführten Störfallanalysen bilden zudem die Grundlage für die Abschätzung der während der Ereignisabläufe für Operateurhandlungen zur Verfügung stehenden Zeitfenster.

HSK-Beurteilung

Die methodische Vorgehensweise der Ereignisablauf- und Systemanalyse in der BESRA entspricht dem heutigen Stand der Technik. Insgesamt ist das Anlagenmodell der BESRA (Stillstand- und Schwachlast-Modell) aufgrund der erforderlichen Berücksichtigung unterschiedlicher Abstaltungstypen und Betriebszustände umfangreicher als das in der BERA-2000 Stufe-1 entwickelte Anlagenmodell.

Da die BESRA bereits 1998 von KKB eingereicht wurde, berücksichtigt das Anlagenmodell nicht die aktuelle Anlagenkonfiguration. Die noch nicht berücksichtigten Anlagenänderungen werden von KKB in einer Liste geführt, die auch eine qualitative Einschätzung des Risikoeinflusses der bisher nicht berücksichtigten Anlagenänderungen beinhaltet. Insbesondere sind hier zu nennen:

- Errichtung des Notspeisewassersystems LSE,
- Ertüchtigung der gesicherten Gleichstromversorgung,
- Erhöhung der Schwelle zwischen dem Transferbecken A und dem Lagerbecken C,
- Systemtechnische Trennung der Stränge 1 und 2 der Steuerluftversorgung.

Aufgrund der mit der Einführung des Hybridzyklus verbundenen Erhöhung der Brennstoffschadenshäufigkeit (Kapitel 8.3.1) wurde KKB von der HSK aufgefordert, Ansatzpunkte für eine gezielte Verbesserung der in der BESRA ausgewiesenen Brennstoffschadenshäufigkeit aufzuzeigen. In diesem Zusammenhang wurde von KKB u.a. der Einfluss folgender Punkte auf die Brennstoffschadenshäufigkeit diskutiert:

- Erhöhung der Schwelle zwischen dem Transferbecken A und dem Lagerbecken C,
- Ertüchtigung der gesicherten Gleichstromversorgung,
- auf die heutige Situation nicht mehr übertragbare Freischaltungen und
- neue Erkenntnisse aus Versuchen.

Die HSK konnte den Ausführungen von KKB insoweit folgen, dass die Brennstoffschadenshäufigkeit um mindestens 35% reduziert und damit die mit der Einführung des Hybridzyklus verbundene Erhöhung der Brennstoffschadenshäufigkeit mehr als kompensiert wird. Im Hinblick auf eine realistische Abschätzung der Brennstoffschadenshäufigkeit zeigen diese Analysen aus Sicht der HSK die Notwendigkeit auf, in der BESRA die aktuelle Anlagenkonfiguration zu berücksichtigen. Ein weiteres Verbesserungspotential sieht die HSK in der Einbindung der im KKB in den Accident-Management Vorschriften festgehaltenen Massnahmen. Aufgrund der im Vergleich zum Vollastbetrieb langsamer ablaufenden thermohydraulischen Prozesse und der damit in Verbindung stehenden grossen Zeitfenster zwischen Ausfall der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systeme und einem Brennstoffschaden ist die Berücksichtigung dieser Massnahmen in vielen Unfallsequenzen der BESRA möglich. Voraussetzung für die Berücksichtigung der Accident-Management Massnahmen in der BESRA ist allerdings, dass der Übergang von den Notfallvorschriften für den Stillstand zu den Accident-Management Vorschriften eindeutig definiert ist. Unter Berücksichtigung der in den vorhergehenden Kapiteln genannten Notwendigkeit der Aktualisierung der spezifischen Stillstanddaten ergibt sich folgende Forderung:

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 40/8.3.3.2-1: Probabilistische Ereignisablauf- und Systemanalyse

Die im Rahmen der BESRA durchgeführte Ereignisablauf- und Systemanalyse ist in folgenden Punkten zu überarbeiten:

- a) *Das PSA-Modell ist an den neuen Revisionszyklus (Hybridzyklus) anzupassen.*
- b) *Die identifizierten konservativen Annahmen sind unter Berücksichtigung der diesbezüglichen HSK-Stellungnahme zu korrigieren.*
- c) *Die zwischenzeitlich durchgeführten Anlageänderungen und die bestehenden Accident-Management Massnahmen sind zu integrieren.*

Die PSÜ-Pendenz ist von KKB bis Ende 2007 durchzuführen.

Die in der BESRA entwickelten Ereignisbaummodelle bilden aus Sicht der HSK die Anlagenkonfigurationen während des An- und Abfahrens sowie des Stillstands und das Anlageverhalten bei ausleuchtungsüberschreitenden Störfällen plausibel ab. Da die in der BESRA durchgeführten thermohydraulischen

schen Analysen bisher nicht näher untersuchte Anlagenzustände betreffen, wurden diese Analysen anhand eigener Rechnungen von der HSK geprüft, bei denen z.T. komplexere thermohydraulische Modelle verwendet wurden als in der BESRA. Aufgrund dieser Prüfung kommt die HSK zu dem Urteil, dass die in der BESRA verwendeten Erfolgskriterien auf nachvollziehbaren Annahmen und anerkannten Methoden basieren und als konservativ zu beurteilen sind. Die in der BESRA durchgeführten thermohydraulischen Analysen decken die während des Stillstands zu erwartenden Unfallszenarien ab.

8.3.4 Analyse interner systemübergreifender Ereignisse

8.3.4.1 Auswahl auslösender Ereignisse und Anlagenbereiche

Angaben des Gesuchstellers

Ausgehend von der in Kapitel 8.1.4.1 dargestellten und bewerteten Vorgehensweise zur Auswahl auslösender Ereignisse und Anlagenbereiche sind in der BESRA interne Brände und interne Überflutungen als risikorelevante Ereignisse eingestuft worden. Die Brand- und Überflutungsanalysen in der BESRA konzentrieren sich auf 130 Gebäudebereiche.

HSK-Beurteilung

Die HSK erachtet die Begrenzung der Analyse interner systemübergreifender Ereignisse in der BESRA auf die Ereignisse Brand und Überflutung für gerechtfertigt. Die in der BESRA untersuchten Gebäudebereiche unterscheiden sich geringfügig von den in der BERA-2000 Stufe-1 identifizierten Bereichen, da das neu errichtete Notspeisewassergebäude noch nicht in die BESRA einbezogen ist. Die Ergebnisse der in der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführten Brand- und Überflutungsanalysen lassen aus Sicht der HSK erwarten, dass ein Brand oder eine Überflutung innerhalb des Notspeisewassergebäudes während des Stillstands keinen hohen Risikobeitrag liefert. Ungeachtet dessen sind die Auswirkungen eines Brandes oder einer Überflutung innerhalb des Notspeisewassergebäudes entsprechend der *PSÜ-Pendenz PSÜ-P 40/8.3.3.2-1* in der BESRA ergänzend zu untersuchen.

8.3.4.2 Anlageinterne Brände

Angaben des Gesuchstellers

Die probabilistische Brandanalyse in der BESRA besteht aus den in Kapitel 8.1.4.2 dargestellten drei Analyseschritten. Es sind 66 risikorelevante Brandereignisse identifiziert worden, die insgesamt 20 Räume im Containment, Notstandgebäude, Maschinenhaus und in den Nebengebäuden C, D und E sowie die im Freien stehenden Eigenbedarfs-Transformatoren betreffen.

HSK-Beurteilung

Die HSK hat sich anhand der zur Beurteilung der Brandanalyse für den Volllastzustand durchgeführten Anlagenbegehung ein detailliertes Bild von der brandschutztechnischen Situation im Block 2 des KKB gemacht. In diesem Zusammenhang hat sich die HSK davon überzeugt, dass während des Stillstands bestehende Brandschutzvorkehrungen erhalten bleiben bzw. nicht vorübergehend aufgehoben werden. Im Vergleich zum Volllastbetrieb liegen während des Stillstands aufgrund der umfangreichen Wartungs- und Änderungsarbeiten besondere Bedingungen vor. Die internationalen Betriebserfahrungen zeigen auf, dass zum einen von einem erhöhten Brandrisiko auszugehen ist, zum

anderen aber derartig ausgelöste Brandereignisse durch das anwesende Revisionspersonal schnell entdeckt und gelöscht wurden. Diese besonderen Bedingungen während des Stillstands sind aus Sicht der HSK ausreichend über die in der BESRA berücksichtigten generischen und anlagenspezifischen Brandereignisdaten abgedeckt. Zudem wird nach Aussage von KKB der Grossteil der im Stillstand geplanten Wartungs- und Änderungsarbeiten in Betriebszuständen durchgeführt, in denen die Brennelemente in das Lagerbecken ausgelagert sind. Durch diese Vorkehrung werden aus Sicht der HSK die Auswirkungen eines Brandes infolge unsachgemäss durchgeführter Wartungs- und Änderungsarbeiten gezielt reduziert.

Da die grundsätzliche Vorgehensweise in der Brandanalyse der in Kapitel 8.1.4.2 bewerteten Vorgehensweise entspricht, ist die dortige Bewertung der HSK direkt übertragbar. Aus Sicht der HSK erfasst die in der BESRA durchgeführte Brandanalyse die wesentlichen zur brandbedingten Brennstoffschadenshäufigkeit beitragenden Brandszenarien. Im Vergleich zur Brandanalyse für den Vollastbetrieb tragen auch Brände im Sicherheitsgebäude zur Brennstoffschadenshäufigkeit bei. Dominierend ist der brandbedingte Ausfall des innerhalb des Containments befindlichen Restwärmesystems, das vornehmlich im Stillstand eine hohe sicherheitstechnische Bedeutung hat. Der Risikoeinfluss derartiger Brände ist aber mit einem Anteil von ca. 0.3% an der Brennstoffschadenshäufigkeit gering.

8.3.4.3 Anlageinterne Überflutungen

Angaben des Gesuchstellers

Ausgangspunkt einer möglichen Überflutung ist in der BESRA der Integritätsverlust von wasserführenden Systemen (Leitungen oder Behälter). Als Auswirkung ist eine Beschädigung von Ausrüstungen durch den Wasserstrahl am Entstehungsort oder durch eine Überflutung an dem Ort, wo sich das austretende Wasser ansammelt, unterstellt worden. Ausgehend von der ersten qualitativen Auswahl der Anlagenbereiche besteht die in der BESRA durchgeführte probabilistische Überflutungsanalyse aus mehreren, nachfolgend skizzierten Analyseschritten:

- Im ersten Schritt sind die Überflutungseintrittshäufigkeiten für die aus der qualitativen Auswahl resultierenden Anlagenbereiche ermittelt worden. Als Vorinformation sind Überflutungsereignisse aus amerikanischen Kernkraftwerken genutzt worden, die zwischen 1980 und 1992 auftraten. Diese Vorinformationen sind durch anlagenspezifische Erfahrungen aus den Jahren 1980 bis 1994 ergänzt und die raumspezifischen Überflutungseintrittshäufigkeiten unter Berücksichtigung der Verteilung der eine Überflutung auslösenden Systeme innerhalb der in Kapitel 8.3.4.1 genannten Gebäude ermittelt worden.
- Im zweiten Schritt ist eine erste quantitative Abschätzung der Auswirkung einer Überflutung unter folgenden Annahmen durchgeführt worden:
 - Der unterstellte Integritätsverlust des wasserführenden Systems beeinträchtigt dessen Funktion.
 - Der Integritätsverlust wird an der Stelle des jeweiligen Systems unterstellt, die innerhalb des betrachteten Gebäudes am höchsten liegt.
 - Das austretende Wasser sammelt sich entsprechend den möglichen Abflusspfaden an der tiefsten Stelle des Gebäudes.
 - Alle Ausrüstungen in den Räumen, über die das austretende Wasser abläuft bzw. in denen es sich ansammelt, werden als ausgefallen betrachtet.

- Je nach Funktion der betroffenen Ausrüstung wird die schwerwiegendste Auswirkung auf das Anlagenverhalten (keine Funktion oder Fehlfunktion) unterstellt.

Unter Nutzung des für die internen Ereignisse entwickelten Ereignisbaummodells sind die Auswirkung eines jeden Überflutungsereignisses abgeschätzt und die Anzahl der im Detail zu analysierenden Anlagenbereiche anhand eines quantitativen Abschneidekriteriums reduziert worden.

- Im dritten Schritt sind die noch verbleibenden Anlagenbereiche unter weniger konservativen Annahmen analysiert worden. Insbesondere ist die Möglichkeit der Detektion und der Abspernung der Systemleckagen durch die Operateure berücksichtigt worden. Für jeden Anlagenbereich sind mehrere Überflutungsereignisse definiert worden, die durch unterschiedliche Auswirkungen, d.h. einen unterschiedlichen Umfang betroffener Ausrüstungen, charakterisiert sind. Der Einfluss eines jeden Überflutungsereignisses auf die Brennstoffschadenshäufigkeit ist anhand des für die internen Ereignisse entwickelten Ereignisbaummodells bestimmt worden. Dieses ist entsprechend modifiziert worden, so dass z.B. direkt von der Überflutung betroffene Ausrüstungen als ausgefallen angenommen worden sind.

Insgesamt sind in der probabilistischen Überflutungsanalyse der BESRA 19 risikorelevante Überflutungsereignisse identifiziert worden, die das Sicherheitsgebäude (Containment), das Notstandgebäude, das Maschinenhaus und die Nebengebäude C, D und E betreffen. Wesentliche, eine Überflutung auslösende Systeme sind das Reaktorkühlsystem, die Neben- und Zwischenkühlsysteme, das Hauptkühlwassersystem, das Speisewassersystem und das Feuerlöschsystem.

HSK-Beurteilung

Aus Sicht der HSK sind die wesentlichen wasserführenden Systeme, die zu einer risikorelevanten Überflutung führen können, und die wesentlichen Ausbreitungspfade in der Überflutungsanalyse für den Stillstand berücksichtigt. Im Unterschied zu der für den Volllastbetrieb durchgeführten Überflutungsanalyse tragen in der BESRA auch Überflutungsszenarien im Sicherheits- und im Notstandgebäude zur Brennstoffschadenshäufigkeit bei. Die Überflutungsszenarien im Notstandgebäude sind vornehmlich durch stillstandspezifische Wartungsarbeiten ausgelöst bzw. die Konsequenzen der Überflutung werden durch wartungsbedingte Aufhebung von Überflutungsbarrieren, wie z.B. durch die offenstehende Notschleuse zum Containment oder durch entfernte Raumabschottungen, vergrößert. Diese Bedingungen sind nicht auf den Volllastbetrieb übertragbar. Bei einer Überflutung des Containments ist insbesondere der Ausfall des Restwärmesystems während des Stillstands von besonderer Bedeutung. Dieses System hat im Volllastbetrieb eine untergeordnete sicherheitstechnische Bedeutung. Die Unterschiede zu der für den Volllastbetrieb durchgeführten Überflutungsanalyse sind somit plausibel.

In Kapitel 8.1.4.3 wurde bereits betont, dass die Vorgehensweise in der Überflutungsanalyse für den Stillstand gegenüber der Methodik in der BERA-2000 Stufe-1 Vorteile in Bezug auf die Nachvollziehbarkeit aufweist. Die in der BESRA verwendete Methode stellt aus Sicht der HSK eine umfassende Analyse des Risikobeitrags interner Überflutungen sicher. Die von KKB nachträglich durchgeführte anlagenspezifische Betriebsauswertung für die Jahre 1995 bis 2001 weist keine neuen Überflutungsereignisse aus, so dass die bisher in der BESRA verwendeten Eintrittshäufigkeiten als konservativ zu beurteilen sind.

8.3.5 Analyse externer Ereignisse

Angaben des Gesuchstellers

In der BESRA sind die externen Ereignisse Erdbeben, anlagenexterne Überflutung, Verstopfung des Kühlwassereinlaufs und Wind für die quantitative Bestimmung der Brennstoffschadenshäufigkeit ausgewählt worden. Diese Auswahl ist das Resultat einer qualitativen Screeninganalyse, in welcher nebst den in der BERA-2000 Stufe-1 quantifizierten externen Ereignissen auch die stillstandspezifische Gefährdung durch Absturz schwerer Lasten berücksichtigt worden ist.

Die Häufigkeiten für die auslösenden Ereignisse Erdbeben, externe Überflutung und Wind sind aus der BERA-2000 Stufe-1 übernommen worden. Für die Bestimmung der Häufigkeit einer Verstopfung des Kühlwassereinlaufs sind die in der BERA-2000 Stufe-1 berücksichtigten Szenarien unter zugrunde legen der Randbedingungen der verschiedenen Stillstandskonfigurationen neu analysiert worden. So besteht z.B. bei Verstopfung von zwei der drei Kühlwasserkanäle in Stillstandskonfigurationen, in denen im Gegensatz zum Vollastbetrieb der Kühlwasserzulauf zu den Turbinenkondensatoren abgesperrt ist, nicht die Gefahr, dass auch noch der dritte Kanal schnell verstopft, da Durchfluss und Druck geringer sind.

Die Analyse der seismisch bedingten Brennstoffschadenshäufigkeit basiert weitgehend auf dem im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 entwickelten PSA-Modell. In der BESRA sind zusätzliche Beiträge erfasst worden, die auf das Versagen von Kränen im Containment und im Brennelement-Lagergebäude während Konfigurationen mit abgehobenem Reaktordruckbehälterdeckel, beim Entladen oder Beladen des Reaktors oder beim Bewegen von Brennelementen im Brennelement-Lagerbecken zurückzuführen sind.

HSK-Beurteilung

Da die einzelnen Analysen der externen Ereignisse in der BESRA in hohem Masse auf den Annahmen und Modellen der Volllaststudie aufbauen, gilt die HSK-Beurteilung der BERA-2000 Stufe-1 zum grossen Teil auch für die BESRA. Nach der Realisierung der für BERA-2000 Stufe-1 identifizierten Verbesserungsmöglichkeiten wird zu prüfen sein, inwiefern dabei gewonnene Erkenntnisse auch für BESRA relevant sind.

In Bezug auf die Erdbebenanalyse gilt es, wie bereits erwähnt, zu beachten, dass die Erdbebengefährdung für die Standorte der Schweizer Kernanlagen gegenwärtig neu ermittelt wird. Daher wird in Anlehnung an die Forderung in Kapitel 8.1.5.2 folgende Forderung abgeleitet:

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 41/8.3.5-1: Probabilistische Erdbebenanalyse

Die im Rahmen der BESRA durchgeführte Erdbebenanalyse ist so zu überarbeiten und zu aktualisieren, dass sie dem Stand der Technik und der aktuellen Anlagekonfiguration entspricht. Insbesondere sind:

- a) *die Entscheide zur Auswahl der Komponenten und Bauteile (Screening) anhand eines modernen, auf einer umfassenden Anlagenbegehung beruhenden Verfahrens zu treffen,*
- b) *die Fragilityanalysen mit einem modernen Verfahren insgesamt zu aktualisieren.*

Die PSÜ-Pendenz ist von KKB nach Vorliegen des von der HSK akzeptierten Schlussberichtes zur neuen Erdbebengefährdungsstudie (Projekt PEGASOS) innerhalb von zwei Jahren, spätestens jedoch bis Ende 2007 durchzuführen. Das Vorgehen ist mit der HSK abzustimmen.

8.3.6 Ergebnisse und Erkenntnisse

Angaben des Antragsstellers

In der BESRA ist eine mittlere Brennstoffschadenshäufigkeit (Fuel Damage Frequency, FDF) von $1.8E-05$ pro Jahr ausgewiesen worden. Der Stillstand trägt mit ca. 85% (FDF von $1.6E-05$ pro Jahr) und der Schwachlastbetrieb mit ca. 15% (FDF von $2.7E-06$ pro Jahr) hierzu bei. Im Zusammenhang mit der nachträglich erfolgten Aktualisierung der Zuverlässigkeitsdaten von 1995 bis 2001 und deren Implementierung in das bestehende PSA-Modell für den Stillstand hat KKB eine Neuquantifizierung der Stillstand-FDF durchgeführt und weist eine Verringerung der o.g. Stillstand-FDF um ca. 17% aus. Damit ergibt sich eine aktuelle Stillstand-FDF von ca. $1.3E-05$ pro Jahr.

Die BESRA weist aus, dass der Abstellungstyp C (geplanter Revisionsstillstand) zu ca. 78% zur FDF beiträgt. KKB begründet diesen dominanten Beitrag damit, dass basierend auf den Erfahrungen des 18-monatigen Revisionszyklus die Dauer dieses Abstellungstyps um ca. den Faktor 11 grösser ist, als die Gesamtdauer der anderen drei Abstellungstypen. Die Betriebszustände C6, C11, C3, C4 und C13 des Abstellungstyps C (vgl. Tabelle 8.3.1-2) stellen mit einem Beitrag von ca. 63% an der FDF die dominanten Zustände dar. Diese Zustände sind dadurch charakterisiert, dass sich der Brennstoff im Reaktordruckbehälter befindet. Zustände mit Auslagerung des Brennstoffs in die Brennelementbecken oder mit gefluteter Reaktorgrube und Verbindung zwischen Reaktordruckbehälter und Brennelementbecken über den Transferkanal tragen lediglich zu ca. 17% zur FDF bei.

Der Einfluss einzelner Ereigniskategorien und -gruppen auf die FDF ist in der BESRA, getrennt in Stillstand- und Schwachlastbetrieb, untersucht worden. Darüber hinaus ist der Beitrag der auslösenden Ereignisse ausgewiesen. Die Ergebnisse sind in Tabelle 8.3.6-1 dargestellt, wobei lediglich die mindestens mit 1% zur FDF beitragenden Ereignisse berücksichtigt sind.

Die Bedeutung (Importanz) der einzelnen zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systeme und Operateurhandlungen während des Stillstands sowie der Systemfreischaltungen ist in der BESRA ausgewiesen worden. Als Importanzmass ist die so genannte Fussell-Vesely Importanz¹¹ verwendet worden:

- Wesentliche die Stillstand-FDF beeinflussende Operateurhandlungen sind
 - Einleiten einer alternativen Kühlung (Feed-and-Bleed Betrieb und Rezirkulationskühlung) nach Ausfall des Restwärmesystems (ca. 41%),
 - Öffnen des Bypassventils im Rücklauf des Primären Nebenkühlwassersystems PRW (ca. 15%),
 - Einleiten der Sicherheitseinspeisung nach einem Kühlmittelverlust (ca. 5.2%).
- Wesentliche die Stillstand-FDF beeinflussende Notstandssysteme sind
 - Notstand-Sicherheitseinspeisesystem JSI (ca. 22%),
 - Notstand-Brunnenwassersystem LNB (ca. 21%),
 - Notstand-Notstromversorgung (ca. 4.8%).
- Wesentliche die Stillstand-FDF beeinflussende Nicht-Notstandssysteme sind
 - Restwärmesysteme JAC (ca. 29%),

¹¹ siehe Definition in Kapitel 8.1.6

- Notstromversorgung (ca. 19%),
 - Steuerluftsystem QIA (ca. 16%),
 - Hauptkühlwassersystem PRH (ca. 4.2%).
- Wesentliche die Stillstand-FDF beeinflussende Freischaltungen sind
- Freischaltung des Motorventils JSI 850-A in der Ansaugleitung des Borwasservorratsbehälters (ca. 15%),
 - Freischaltung des Batterieladegerätes der 120V Gleichstromversorgung BNB (ca. 3.9%),
 - Freischaltung des Batterieladegerätes der 120V Gleichstromversorgung BNA (ca. 3.2%).

Anhand der dargestellten Untersuchungsergebnisse kommt KKB zu der Schlussfolgerung, dass kein einzelnes auslösendes Ereignis die ausgewiesene FDF dominiert. Die Notstandssysteme stellen eine wichtige Redundanz zum zweisträngigen Restwärmesystem dar und reduzieren damit die FDF wesentlich. Der Einfluss von Freischaltungen während der Revision ist im Block 2 des KKB relativ gering, da der Grossteil der Freischaltungen bei Auslagerung des Reaktorkerns in die Brennelementbecken durchgeführt wird. Nach Aussage von KKB sind aufgrund der im Rahmen der Erstellung der BESRA gewonnenen Erkenntnisse die bestehenden Notfallvorschriften für den Leistungsbetrieb um zwei Vorschriften für den Stillstand ergänzt worden. Des Weiteren sind administrative Vorkehrungen getroffen worden, um zum einen die Wahrscheinlichkeit für ein fehlerhaftes Leerlaufen der Reaktorgrube im gefluteten Zustand zu verringern und zum anderen die Verfügbarkeit der Einspeisung aus dem Borwasservorratsbehälter zu erhöhen. Insgesamt gesehen kommt KKB zu dem Ergebnis, dass im Rahmen der Erstellung der BESRA keine Schwachstellen bezüglich der Anlagenauslegung, der vorhandenen Vorschriften und der Durchführung der Revisionsstillstände identifiziert worden sind.

Ergänzend zur Diskussion der Ergebnisse auf Basis einer mittleren FDF sind in der BESRA Unsicherheitsanalysen durchgeführt und die sich ergebenden Verteilungen der gesamten FDF, der auf den Stillstand- bzw. Schwachlastbetrieb sowie der auf die Ereignisgruppen bezogenen FDF graphisch dargestellt. In Tabelle 8.3.6-2 sind charakteristische Werte dieser Verteilungen in Form des Medianwertes, der 5%-, 50%- und 95%-Fraktile sowie der Streufaktor angegeben.

Tabelle 8.3.6-1: Beitrag von Ereigniskategorien/-gruppen und auslösenden Ereignissen zur Brennstoffschadenshäufigkeit (FDF) im Stillstand- und Schwachlastbetrieb

Stillstand				
Ereigniskategorie/-gruppe	FDF pro Jahr	Anteil in %	Dominante auslösende Ereignisse	Beitrag zur FDF in %
Interne Ereignisse	1.3E-05	72.2		
Kühlmittelverluste	4.5E-06	25.0	Fehlerhaftes Öffnen des Sicherheitsventils KCH 390 während des Betriebs des Restwärmesystems Wasserverlust aus dem Brennelementlagerbecken aufgrund fehlerhaften Öffnens des Isolationsventils im Transferkanal Wasserverlust aus dem Reaktorkühlkreis aufgrund Versagen des Dichtings in der Reaktorgrube Wasserverlust aus dem Reaktorkühlkreis aufgrund eines Lecks im Restwärmekühler JAC 12-B Wasserverlust aus dem Reaktorkühlkreis aufgrund eines Lecks im Restwärmekühler JAC 12-A	7.5 6.5 3.7 3.1 2.5
Transienten	4.5E-06	25.0	Wirbelbildung in der Saugleitung des Restwärmesystems bei Mitte-Loop Betrieb Ausfall des Restwärmesystems Versagen des Wiedererstellens der Restwärmekühlung nach Durchführung des Test RV-B-JSI-H bei Mitte-Loop Betrieb Versagen des Wiedererstellens der Restwärmekühlung nach Durchführung des Test RV-B-CNQ-NA bei Mitte-Loop Betrieb	12.4 5.5 3.4 2.3
Hilfssystemausfälle	4.0E-06	22.2	Ausfall der 120V Gleichstromversorgung der Nicht-Notstandanlage Ausfall des Steuerluftsystems Q1A der Nicht-Notstandanlage Ausfall des Primären Zwischenkühlwassersystems	8.6 6.9 2.2

			Ausfall der 50kV-Versorgung aufgrund Instandhaltung	2.2
Interne system- übergreifende Ereignisse	2.0E-06	11.1		
Brand	1.5E-06	8.6	Schaltanlagenraum 2P215 im Notstandgebäude Kabelverteilerraum 2P304 im Notstandgebäude	1.4 1.0
Überflutung	4.5E-07	2.5		
Externe Ereignis- nisse	7.6E-07	4.2		
Erdbeben	2.8E-07	1.6		
Überflutung	2.4E-08	0		
Anderere Ereignisse	4.6E-07	2.6	Verstopfung des Hauptkühlwassereinlaufs	2.1
Gesamte Still- stand FDF	1.6E-05	85.0		
Schwachlastbetrieb				
Interne Ereignis- nisse	2.7E-06	15.0		
Kühlmittelverluste	2.6E-06	14.4	Mittlerer Kühlmittelverlust Kleiner Kühlmittelverlust Grosser Kühlmittelverlust	6.7 3.6 3.0
Transienten	1.5E-07	0.6		
Gesamte Schwachlast FDF	2.7E-06	15.0		
Gesamte FDF	1.8E-05	100.0		

Tabelle 8.3.6-2 Ergebnisse der in der BESRA durchgeführten Unsicherheitsanalyse

Stillstand					
Ereignisgruppe	Mittelwert	5%-Fraktil	50%-Fraktil	95%-Fraktil	Streufaktor (95%/5%)
Kühlmittelverluste	4.5E-06	7.3E-07	2.3E-06	1.4E-05	19.2
Transienten	4.5E-06	6.5E-07	2.8E-06	1.3E-05	20.0
Hilfssystemausfälle	4.0E-06	1.4E-06	3.3E-06	9.9E-06	7.0
Brand	1.5E-06	1.9E-07	9.6E-07	5.5E-06	28.9
Interne Überflutung	4.5E-07	4.5E-08	2.3E-07	1.4E-06	31.1
Erdbeben	2.8E-07	5.0E-12	5.3E-09	1.2E-06	240000
Externe Überflutung	2.4E-08	1.9E-09	1.2E-08	8.4E-08	44.2
Anderere externe Ereignisse	4.6E-07	1.0E-07	3.2E-07	1.3E-06	13.0
Gesamte Stillstand FDF	1.6E-05	6.0E-06	1.3E-05	3.4E-05	5.7
Schwachlastbetrieb					
Kühlmittelverluste	2.6E-06	7.3E-07	2.1E-06	6.3E-06	8.6
Transienten	1.5E-07	6.9E-09	5.4E-08	5.9E-07	85.5
Gesamte Schwachlast FDF	2.7E-06	8.3E-07	2.2E-06	6.1E-06	7.4
Gesamte FDF	1.8E-05	8.2E-06	1.6E-05	3.6E-05	2.0

HSK-Beurteilung

Die in der BESRA ermittelte FDF zeigt auf, dass insbesondere der Stillstand einen nicht zu vernachlässigbaren Risikoeinfluss besitzt. Auch wenn ein direkter Vergleich mit der im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 ermittelten CDF aus den anfangs in Kapitel 8.3 genannten Gründen nur bedingt sinnvoll ist, dient aus Sicht der HSK die ermittelte CDF als Orientierungswert für die Beurteilung der FDF. Die von KKB in der BESRA ausgewiesene FDF ist um ca. 25% höher als die in der BERA-2000 Stufe-1 ausgewiesene CDF, wobei allerdings zu beachten ist, dass die Modellierung des Stillstands noch zahlreiche konservative Ansätze enthält und einige zwischenzeitlich durchgeführte Anlageänderungen noch nicht berücksichtigt sind (Kapitel 8.3.3.2). Die zwischenzeitlich durchgeführte erste Abschätzung des Einflusses dieser Konservativitäten zeigt auf, dass die FDF für den Block 2 des KKB deutlich reduziert wird. Des Weiteren ist aus Sicht der HSK zu betonen, dass die Erstellung der BESRA zu wichtigen Ergänzungen der Notfallvorschriften geführt hat und mit dem PSA-Modell Änderungen der Stillstandspraxis umfassend bewertet werden können.

Insgesamt gesehen bestätigen aus Sicht der HSK die Ergebnisse der BESRA, dass der Block 2 des KKB ein hohes Sicherheitsniveau für den Stillstand- und Schwachlastbetrieb aufweist und die Nachrüstmassnahmen im Bewertungszeitraum zu einer deutlichen Verbesserung des Sicherheitsniveaus beigetragen haben. Des Weiteren ist festzustellen, dass die im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen zielgerichtet zur Verbesserung punktueller Schwachstellen beigetragen haben, so dass das anlagenspezifische Sicherheitskonzept als ausgewogen zu bewerten ist.

Der in der BESRA ausgewiesene hohe Einfluss von Operateurmassnahmen von ca. 65% auf die Stillstand-FDF ist durch den im Vergleich zum Volllastbetrieb geringeren Automatisierungsgrad bedingt. Diese Erkenntnis wird durch Stillstandsstudien anderer Kernkraftwerke bestätigt. Die dominante Bedeutung der Operateurhandlungen zur Einleitung einer alternativen Kühlung nach Ausfall des Restwärmesystems ist darauf zurückzuführen, dass aufgrund der Anlagenauslegung eine Vielzahl von Optionen für den Einsatz der erforderlichen Systeme bestehen, die alle manuell eingeleitet werden.

In Kapitel 8.3.2 wurde bereits auf die von der HSK durchgeführte Sensitivitätsanalyse hingewiesen, um den Einfluss der von der HSK identifizierten Verbesserungspotentiale bei der Modellierung von Operateurhandlungen auf die Stillstand-FDF abzuschätzen. Das Ergebnis der Neubewertung ist in Tabelle 8.3.6-3 den in der BESRA ermittelten Fehlerwahrscheinlichkeiten für Operateurhandlungen gegenüber gestellt. Die dort aufgeführten Operateurhandlungen beziehen sich auf spezifische Unfallszenarien. Aufgrund der Neubewertung würde sich die bisher in der BESRA ausgewiesene Stillstand-FDF von $1.8E-05$ pro Jahr um mehr als den Faktor 6 erhöhen. Dieser grosse Einfluss auf die FDF ist dadurch bedingt, dass die alternative Kernkühlung als dominanteste Operateurhandlung für mehrere unfallspezifische Szenarien neu bewertet wurde. Die markantesten Bewertungsunterschiede betreffen die Operateurhandlungen OFB1 und OAC5. Diese sind insbesondere durch eine unterschiedliche Bewertung des Schwierigkeitsgrads der Handlungen und der Abhängigkeit von vorhergehenden Handlungen bedingt. Allein die unterschiedliche Bewertung des Schwierigkeitsgrades der Erstellung der Notstand Niederdruck-Rezirkulationskühlung als eine Möglichkeit der alternativen Kernkühlung (Operateurhandlungen OAC4, OAC6 und OAC 14) bedingt eine Erhöhung der Stillstand-FDF um mehr als den Faktor 5. Diese sehr unterschiedliche Bewertung einzelner Operateurhandlungen zeigt die Notwendigkeit auf, über die für den Stillstand neu entwickelten Notfallvorschriften im Detail mit KKB zu diskutieren (*Pendenz PSÜ-P 39/8.3.2.1-1, Kapitel 8.3.2*).

KKB betont in der BESRA, dass aufgrund der im Vergleich zur Vollast-PSA langsamer ablaufenden thermohydraulischen Prozesse und der damit verbundenen grossen Zeitfenster für Operateurhandlungen die Abschätzung von Fehlhandlungen mit grossen Unsicherheiten behaftet ist. Diese Aussage spiegelt sich in der Streubreite der Stillstand-FDF wieder, die im Vergleich zur Streubreite der in der BERA-2000 Stufe-1 ermittelten CDF grösser ist. Der im Vergleich zur BERA-2000 Stufe-1 grössere Streufaktor bei der Abschätzung der Transienten ist vermutlich auf die geringere Anzahl auslösender Ereignisse zurückzuführen.

Die in der BESRA durchgeführte risikotechnische Einordnung von Systemen wurde von der HSK mit der in Kapitel 6.1.1 dargestellten sicherheitstechnischen Klassierung von Systemen verglichen, die auf deterministischen Vorgaben beruht. Beim Steuerluftsystem QIA weicht die deterministische erheblich von der probabilistischen Bewertung ab. Das System ist unklassiert, obwohl es einen hohen Beitrag zur FDF liefert. Vor diesem Hintergrund wird die HSK über die Aufnahme dieses Systems in das KKB-spezifische Alterungsüberwachungsprogramm im Rahmen der noch ausstehenden endgültigen Festlegung des System- und Komponentenumfangs entscheiden.

Tabelle 8.3.6-3: Vergleich der mittleren Fehlerwahrscheinlichkeiten von wichtigen neu bewerteten Operateurhandlungen mit denen in der BESRA

Operateurhandlung	Beschreibung	BESRA	Neubewertung HSK	Erhöhung um Faktor
OAC4	Erstellen einer alternativen Kernkühlung während Mitte-Loop Betrieb nach Ausfall des Restwärmesystems (Technischer Fehler)	1.1E-03	2.8E-02	25.5
OAC5	Erstellen einer alternativen Kernkühlung während Mitte-Loop Betrieb nach Ausfall des Restwärmesystems (Operateurfehler)	1.5E-03	1.7E-01	113.3
OAC6	Erstellen einer alternativen Kernkühlung nach induziertem Leck im Reaktorkühlkreis und Ausfall der Wiederinbetriebnahme des Restwärmesystems	1.2E-03	3.0E-02	25.0
OAC14	Erstellen einer alternativen Kernkühlung während Mitte-Loop Betrieb nach induziertem Leck im Reaktorkühlkreis und Ausfall der Wiederinbetriebnahme des Restwärmesystems	1.2E-03	2.8E-02	23.3
OFB1	Erstellen des Feed-and-Boil Kühlmodus während Mitte-Loop Betrieb nach Ausfall des Restwärmesystems sowie der Rezirkulationskühlung	1.1E-04	4.5E-02	409.1

OHSI5	Einleitung der RDB-Bespeisung (Sicherheitseinspeisung) während Mitte-Loop Betrieb nach induziertem Leck im Reaktorkühlkreis und nicht erfolgter Isolation bevor die Ansaugleitungen des Restwärmesystems freigelegt sind	7.8E-04	4.3E-03	5.5
OILL1	Isolation des induzierten Lecks im Reaktorkühlkreis nachdem die Ansaugleitungen des Restwärmesystems freigelegt sind	8.8E-04	2.1E-02	23.9

8.4 Zusammenfassende Bewertung

Die Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) stellt aus Sicht der HSK eine wertvolle Ergänzung zur deterministisch orientierten Bewertung des Sicherheitskonzepts einer kerntechnischen Anlage dar, mit der sowohl die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes als auch das erreichte Sicherheitsniveau beurteilt werden können. Das mit dem Betrieb einer kerntechnischen Anlage verbundene Risiko wird ausgehend vom unfallauslösenden Ereignis bis zur möglichen Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung detailliert analysiert. Zudem werden Unsicherheiten systematisch in die PSA einbezogen, die mit der Bewertung derartig komplexer Unfallabläufe verbunden sind. In diesem Zusammenhang ist allerdings zu berücksichtigen, dass nicht alle Bereiche der kerntechnischen Sicherheit, wie z.B. der Strahlenschutz oder die Betriebsorganisation, durch die PSA umfassend abgedeckt werden.

Von KKB sind u.a. drei PSA-Studien für den Block 2 als Antragsunterlagen eingereicht worden. Die PSA der Stufe-1 und Stufe-2 für den Vollastbetrieb stellen eine Aktualisierung der im letzten Bewilligungsverfahren eingereichten PSA-Studien dar. Zusätzlich ist, entsprechend einer Ende des Jahres 1990 gestellten Forderung der HSK, eine PSA der Stufe-1 für den Stillstand- und Schwachlastbetrieb erstellt worden. Im Vergleich zum internationalen Stand verfügt KKB damit über weit fortgeschrittene PSA-Modelle in denen das Anlagenverhalten bei schweren Unfällen detailliert abgebildet wird. Die sich international abzeichnende Entwicklung zur Ergänzung der PSA der Stufe-1 für den Stillstand- und Schwachlastbetrieb um eine PSA der Stufe-2 wird von der HSK verfolgt. Insgesamt gesehen würde hierdurch die Vergleichbarkeit der Ergebnisse der Studien für den Vollast- bzw. den Stillstand- und Schwachlastbetrieb verbessert.

Im Gutachten von 1994 forderte die HSK, dass die PSA-Studien für den Block 2 des KKB periodisch dem aktuellen Anlagezustand und den neuen Entwicklungen in der PSA-Methodik anzupassen sind. Des Weiteren sollten dabei auch die Betriebserfahrungen beider Blöcke berücksichtigt werden. Diese Forderung wurde in der Verfügung vom 12. Dezember 1994 als Auflage 3.9 übernommen. Von KKB ist zwischenzeitlich eine Verfahrensvorschrift erstellt und eingeführt worden, in der die Vorgehensweise zukünftiger PSA-Aktualisierungen spezifiziert ist. Aus Sicht der HSK ist mit dieser Verfahrensvorschrift sichergestellt, dass die in der Auflage 3.9 genannten Forderungen erfüllt werden. Vor diesem Hintergrund empfiehlt die HSK, die ursprünglich als betriebsbegleitend definierte Auflage 3.9 nicht mehr in die von KKB beantragte Verlängerung der Betriebsbewilligung zu übernehmen.

Des Weiteren wurden im Gutachten von 1994 gezielte Ergänzungen der PSA der Stufe-1 in Form der Pendenz P47 gefordert. Diese sind bei der Aktualisierung der PSA der Stufe-1 vollumfänglich berücksichtigt worden. Mit Schreiben vom Mai 2000 hat die HSK die Pendenz P47 geschlossen.

Nachfolgend werden die Erkenntnisse aus der Überprüfung der eingereichten PSA-Studien zusammenfassend dargestellt. Hierbei wird unterschieden zwischen den methodischen Aspekten bei der Modellierung des Anlagen- und Containmentverhaltens bei schweren Unfällen, den bezüglich der sicherheitstechnischen Auslegung und der Betriebsbewährung des Blocks 2 des KKB erzielten Ergebnissen sowie den zusätzlichen Anforderungen an die Dokumentation der PSA-Studien.

PSA-Methodik

- Die in der PSA der Stufe-1 für den Volllastbetrieb- bzw. den Stillstand- und Schwachlastbetrieb durchgeführte Datenanalyse entspricht dem Stand der Technik. Die analysierten Abstellungstypen und Betriebszustände basieren auf einer detaillierten Auswertung der zurückliegenden Betriebserfahrung der Blöcke 1 und 2 des KKB und bilden die Stillstandspraxis im KKB realistisch und umfassend ab. Für die Ermittlung der in den PSA-Modellen verwendeten Zuverlässigkeitsparameter ist die Betriebserfahrung beider Blöcke des KKB umfassend berücksichtigt. Punktuelle Ergänzungen bzw. zusätzliche Überprüfungen sind bei der Analyse abhängiger Ausfälle (sog. Common-Cause Failure) und der der Datenerfassung zugrunde liegenden Definition der Komponentenkollektive erforderlich. Vor dem Hintergrund des im Jahr 2000 für den Block 2 eingeführten Hybridzyklus (alternierender jährlicher Wechsel zwischen einem Kurzstillstand und einer Revisionsabstellung) sind die spezifischen Daten der Stillstandspraxis zu aktualisieren.
- Die in der PSA der Stufe-1 für den Volllastbetrieb- bzw. den Stillstand- und Schwachlastbetrieb durchgeführte Analyse der Operateurhandlungen umfasst die nach dem Stand der Technik zu berücksichtigenden Handlungskategorien. Die meisten der zur Unfallbeherrschung identifizierten Operateurhandlungen sind in Störfall- und Notfallvorschriften festgehalten. Die angewendeten Analyse-Methoden sind international anerkannt. Allerdings wird die Bewertung einiger Operateurhandlungen als zu optimistisch bewertet, da Inkonsistenzen in den bestehenden Notfallvorschriften und der Anwendung der sog. SLIM-Methode festgestellt wurden, die zu beheben sind. Zudem wird der Schwierigkeitsgrad einzelner Operateurhandlungen, die für die Unfallbeherrschung im Stillstand erforderlich sind, unterschiedlich bewertet. Das in der PSA der Stufe-1 für den Volllastbetrieb- bzw. den Stillstand- und Schwachlastbetrieb berücksichtigte Ereignisspektrum deckt die risikorelevanten auslösenden Ereignisse weitgehend ab. Das Risiko von Kühlmittelverlusten ausserhalb des Containments ist noch ergänzend abzuschätzen. Die Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse sind korrekt ermittelt.
- Die in der PSA der Stufe-1 für den Volllastbetrieb durchgeführte Ereignisablauf- und Systemanalyse berücksichtigt die aktuelle Anlagenkonfiguration des Blocks 2 des KKB weitgehend. Aufgrund des früheren Einreichungstermins ist diese Aussage nur eingeschränkt auf die PSA der Stufe-1 für den Stillstand- und Schwachlastbetrieb übertragbar. Hier bedarf es einer Anpassung des PSA-Modells. Das Anlagenverhalten bei Unfällen ist korrekt abgebildet und die den Analysen zugrunde liegenden Erfolgskriterien für die zur Unfallbeherrschung erforderlichen Systeme sind durch zahlreiche Analysen belegt. In der Volllast-PSA sind einige wenige Modellannahmen noch nachvollziehbarer zu belegen. Die PSA der Stufe-1 für den Stillstand- und Schwachlastbetrieb beinhaltet noch zahlreiche konservative Modellannahmen, die realistischer anzusetzen sind.
- In den im Rahmen der PSA der Stufe-1 für den Volllastbetrieb- bzw. den Stillstand- und Schwachlastbetrieb durchgeführten Analysen interner Brände und Überflutungen sind die aktu-

ellen Anlagegegebenheiten erfasst und die risikorelevanten Anlagenbereiche identifiziert worden. Das Spektrum der analysierten Brand- und Überflutungsszenarien ist umfassend und das Anlagenverhalten plausibel abgebildet worden. Die angewandte Methodik der Brand- als auch der Überflutungsanalyse entspricht weitgehend dem Stand der Technik.

- Die Erdbebenanalyse in der PSA der Stufe-1 für den Volllastbetrieb- bzw. den Stillstand- und Schwachlastbetrieb ist dank einer im internationalen Vergleich relativ frühen Entstehungsgeschichte weit entwickelt. Allerdings genügen wichtige Teile der Studie, wie etwa die Auswahl relevanter Komponenten (Screening) oder die Ermittlung der seismisch bedingten Komponentenversagenswahrscheinlichkeiten (Fragilityanalysen), heute nicht mehr ganz dem Stand der Technik. Die Erdbebenanalyse ist deshalb anhand eines modernen Verfahrens zu aktualisieren, wobei auch die Resultate der von den Betreibern der Schweizer Kernkraftwerke gegenwärtig durchgeführten Neuermittlung der Erdbebengefährdung zu berücksichtigen sind.
- Die in der PSA der Stufe-1 für den Volllastbetrieb- bzw. den Stillstand- und Schwachlastbetrieb enthaltene Analyse externer Überflutungen ist im Vergleich zur ursprünglichen Analyse in wesentlichen Punkten überarbeitet worden. So stehen z.B. bedingt durch aktualisierte Flutwellenuntersuchungen des Bundesamtes für Wasser und Geologie nicht mehr der Bruch eines oder mehrerer Dämme als auslösende Ereignisse für externe Überflutungen im Vordergrund, sondern Szenarien mit Versagen eines Stauwehrs. Von KKB zusätzlich zu berücksichtigen sind die Folgen eines sequentiellen Versagens von hintereinander angeordneten Talsperren ("Domino-Effekt") und von extremem lokalem Niederschlag.
- In der PSA der Stufe-2 für den Volllastbetrieb sind die nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik in Folge eines schweren Unfalls zu erwartenden Phänomene umfassend analysiert worden. Die Bewertung der Auswirkungen der Phänomene auf die Containmentintegrität wird durch die HSK-eigenen Untersuchungen im Wesentlichen bestätigt. Die unverändert aus der ursprünglichen PSA der Stufe-2 übernommenen Untersuchungen zur Druckfestigkeit des Primärcontainments werden als noch gültig bewertet.
- In der PSA der Stufe-2 für den Volllastbetrieb ist das Containmentverhalten des Blocks 2 des KKB bei einem schweren Unfall korrekt und umfassend abgebildet worden. Die Abbildung basiert auf umfangreichen Analysen für ausgewählte Unfallabläufe, die mit einem anerkannten Rechenprogramm durchgeführt wurden. Im Vergleich zur ursprünglichen PSA der Stufe-2 sind zusätzlich Accident-Management Massnahmen, die entsprechend den Notfallvorschriften durchzuführen sind bzw. den neu eingeführten Unfallbegrenzungs-Richtlinien durchgeführt werden können, sowie die neu eingebauten passiven katalytischen Rekombinatoren zur Begrenzung der Folgen von Wasserstoff-Verbrennungen im PSA-Modell berücksichtigt.
- Die Quelltermanalyse in der PSA der Stufe-2 für den Volllastbetrieb ist mit einem anerkannten und dem heutigen Stand der Technik entsprechenden Rechenprogramm durchgeführt worden. In Anbetracht der bestehenden Unsicherheiten in der Bewertung der Transportvorgänge stimmen die ermittelten Freisetzungen der radioaktiven Stoffe relativ gut mit denen überein, die anhand HSK-eigener Rechnungen mit einem anderen qualifizierten Programm erzielt wurden.

PSA-Ergebnisse

- Aus der Auswertung der langjährigen Betriebserfahrung beider Blöcke des KKB ist keine Erhöhung der Ausfallanfälligkeit risikorelevanter Komponententypen der Nicht-Notstandssysteme erkennbar. Die Zuverlässigkeit wichtiger Komponenten der Nicht-Notstandssysteme und der seit mehr als zehn Jahren betriebenen Notstand-Komponenten weicht im KKB nicht wesentlich voneinander ab. Die Auswertung der Betriebserfahrung beider Blöcke des KKB über die gesamte zurückliegende Betriebszeit bestätigt, dass sich die Betriebszuverlässigkeit des KKB kontinuierlich verbessert hat.
- Das Betriebspersonal wird im Block 2 des KKB durch umfangreiche schriftliche Anweisungen bei der Beherrschung von Störfällen und Unfällen unterstützt. Im Zusammenhang mit der Erstellung der Stillstand-PSA ist der Umfang der Notfallvorschriften gezielt erweitert worden. Der Einstieg in die Notfallvorschriften und der Übergang zu anderen Vorschriften sind eindeutig dargestellt und die zu ergreifenden Handlungen sind detailliert beschrieben worden. Bezüglich der Notfallvorschriften sind einige Verbesserungspotentiale festgestellt worden, die sowohl inhaltliche Korrekturen in den bestehenden Vorschriften als auch ggf. die Neuerstellung von Vorschriften betreffen. Ferner ist in einer Vorschrift eine regelmässige Überprüfung der Dächer der sicherheitsrelevanten Gebäude zur Verhinderung einer Verstopfung der Dachwasserabläufe festzulegen.
- Der Block 2 des KKB weist im internationalen Vergleich ein hohes Sicherheitsniveau für den Volllastbetrieb auf. Unter Berücksichtigung der nachträglich erfolgten Aktualisierung der Zuverlässigkeitsdaten von 1995 bis 2001 beträgt die mittlere Kernschadenshäufigkeit $6.9E-06$ pro Jahr (Core Damage Frequency, CDF). Diese liegt deutlich unter dem von der amerikanischen Aufsichtsbehörde (NRC) und der Internationalen Atomenergie Agentur (IAEA) empfohlenen Richtwert von $1.0E-04$ pro Jahr für in Betrieb befindliche Kernkraftwerke. Die aktuelle CDF hat sich gegenüber der in der ursprünglichen PSA der Stufe-1 ausgewiesenen CDF ca. um den Faktor 1.6 verringert. Dies ist insbesondere auf die Nachrüstung eines weiteren Systems zur Bespeisung der Dampferzeuger (Notspeisewassersystem) sowie die positive Betriebserfahrung zurückzuführen. Durch die noch nicht in der Volllast-PSA berücksichtigte Ertüchtigung der Gleichstromversorgung der Nicht-Notstandsanlage ist zu erwarten, dass die CDF des Blocks 2 des KKB weiter verringert wird.
- Die mittlere Häufigkeit für einen Brennstoffschaden in den Brennelement-Lagerbecken beträgt für den Block 2 des KKB im Volllastbetrieb ca. $3.3E-06$ pro Jahr und wird durch stärkere Erdbeben oberhalb einer Spitzenbodenbeschleunigung von 0.15 g (grösser als das Sicherheitserdbeben) bestimmt. Im Hinblick auf die Einschätzung der Auswirkungen starker Erdbeben auf die Brennelement-Lagerbecken sind von KKB noch detailliertere Analysen durchzuführen.
- Die mittlere Brennstoffschadenshäufigkeit (Fuel Damage Frequency, FDF) für den Block 2 des KKB beträgt unter Berücksichtigung der nachträglich erfolgten Aktualisierung der Zuverlässigkeitsdaten von 1995 bis 2001 $1.6E-05$ pro Jahr. Der Stillstand trägt mit ca. 81% und der Schwachlastbetrieb mit ca. 19% hierzu bei. Aufgrund einer ersten Abschätzung des Einflusses der in der Stillstand-PSA enthaltenen Konservativitäten ist zu erwarten, dass die FDF für den Block 2 des KKB deutlich reduziert wird. Allerdings ist zu beachten, dass noch massgebliche Unterschiede bei der Bewertung der Operateurhandlungen bestehen, die die FDF entscheidend beeinflussen können. Ein direkter Vergleich von FDF und CDF ist nur bedingt möglich, da die Konsequenzen bei Beschädigung des Brennstoffs im Stillstand- und Schwachlastbetrieb nicht direkt mit den zu erwartenden Konsequenzen im Volllastbetrieb vergleichbar sind. So hängen der zeitliche Verlauf der Unfallsequenzen sowie das physikalische Verhalten des Brennstoffs von

den während des Stillstand- und Schwachlastbetriebs berücksichtigten Betriebszuständen ab. Diese unterscheiden sich z.B. entscheidend bezüglich der Nachzerfallsleistung vom Volllastbetrieb, so dass der Prozess von der Kernabdeckung bis zum Kernschmelzen langsamer abläuft.

- Aufgrund der zielgerichteten Nachrüstungen in der Vergangenheit ist das Sicherheitskonzept des Blocks 2 des KKB sowohl für den Leistungsbetrieb wie auch für den Stillstand- und Schwachlastbetrieb als ausgewogen zu bewerten. Weder ein auslösendes Ereignis noch eine Ereignisgruppe dominiert die CDF bzw. die FDF. Der relativ hohe Einfluss von Operateurhandlungen auf die CDF ist für ein Kernkraftwerk amerikanischer Auslegung charakteristisch. Im Volllastbetrieb haben die Systeme der Notstand- und der Nicht-Notstandanlage annähernd gleiche sicherheitstechnische Bedeutung. Dies ist durch den ca. 50%-igen Beitrag der externen Ereignisse an der CDF begründet, bei denen ein Grossteil der Nicht-Notstandssysteme mit hoher Wahrscheinlichkeit nicht verfügbar ist. Im Stillstand haben die Nicht-Notstandssysteme eine grössere sicherheitstechnische Bedeutung, da der Einfluss externer Ereignisse deutlich geringer ist als im Volllastbetrieb. Die Notstandssysteme stellen eine alternative Kühlmöglichkeit dar, wobei allerdings kein geschlossener Kühlkreislauf mehr gewährleistet ist.
- Die mittlere Häufigkeit einer frühen und hohen Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung (Large Early Release Frequency, LERF) infolge eines schweren Unfalls beträgt für den Block 2 des KKB $4.0E-07$ pro Jahr (ca. 7% der Anlageschadenzustände). Diese Häufigkeit ist ca. um einen Faktor 30 geringer, als der von der Internationalen Atomenergie Organisation (IAEA) empfohlene Richtwert von $1.0E-05$ pro Jahr für in Betrieb befindliche Kernkraftwerke. Die LERF ist durch eine bezogen auf das Kerninventar mindestens 1%-ige Freisetzung von Caesium und eine Freisetzungszeit kleiner als 10 Stunden charakterisiert. Im Vergleich zur ursprünglichen PSA der Stufe-2 hat sich die Häufigkeit für eine frühe und hohe Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung um den Faktor 10 verringert. Diese Reduktion ist auf mehrere Faktoren zurückzuführen, wie zusätzliche Massnahmen zur Verhinderung eines Kernschadens sowie zur Begrenzung der Folgen eines schweren Unfalls als auch systemtechnische Verbesserungen (z.B. Containmentisolation) und neue Erkenntnisse bezüglich geringerer Belastungen des Containments in der frühen Unfallphase.
- Bei den Anlagezuständen mit einer frühen und hohen Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung handelt es sich um frühes Containmentversagen infolge der bei der Kernzerstörung freiwerdenden Energien und um Unfälle, bei denen das Containment umgangen wird (z.B. infolge eines Dampferzeuger-Heizrohrbruchs). Ein frühes Containmentversagen trägt lediglich mit ca. 10% zur LERF bei. Dieses Ergebnis bestätigt die Robustheit des Containments des Blocks 2.
- Die Häufigkeiten für ein spätes Containmentversagen oder ein Durchschmelzen des Containment-Fundamentes sind aufgrund der Möglichkeit des Einsatzes der gefilterten Druckentlastung des Containments bzw. aufgrund der vielfältigen Einspeisemöglichkeiten in das Containment vernachlässigbar.

PSA-Dokumentation

Insgesamt gesehen sind die eingereichten PSA-Studien umfangreich und nachvollziehbar dokumentiert. Ungeachtet dessen hat die HSK im Rahmen der Überprüfung der PSA-Studien Zusatzinformationen angefordert, die u.a. zusätzliche Analysen seitens KKB erforderlich machten. In diesem Zusammenhang sind z.B. zu nennen:

- Vertiefte bzw. neue Analysen für die auslösenden Ereignisse Turbinenavarie, Wind sowie Absturz von Helikoptern und Kleinflugzeugen während des Vollastbetriebs,
- Ausführliche Darlegungen der Risikobeiträge folgender auslösender Ereignisse während des Stillstands
 - Absturz schwerer Lasten,
 - Versagen des Dichtrings in der gefluteten Reaktorgrube,
 - Versagen der Stopfen in den Hauptkühlmittelleitungen während Wirbelstromprüfungen an den Dampferzeugern,
 - Versagen provisorischer Dichtungen im Reaktordruckbehälterboden nach der Demontage der Kerninstrumentierung.

Die angesprochenen Modellerweiterungen, -verfeinerungen und -korrekturen sind noch nicht Bestandteil der Dokumentation der vorliegenden PSA-Studien. Vor dem Hintergrund der vermehrten Anwendung der PSA-Modelle erachtet die HSK eine geschlossene PSA-Dokumentation als auch eine entsprechende Anpassung der PSA-Modelle für erforderlich.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 42/8.4-1: Aktualisierung der Dokumentation der PSA-Studien

KKB hat bis Ende 2005 eine Liste vorzulegen, die festhält, welche der zusätzlich im Rahmen des Begutachtungsprozesses eingereichten Informationen und Analysen in die PSA-Studien integriert werden. Nach Abstimmung mit der HSK sind die Dokumentation der PSA-Studien sowie die PSA-Modelle bis Ende 2007 zu aktualisieren und zu ergänzen.

9 Notfallschutz

9.1 Allgemeines

Das Ziel des Notfallschutzes ist ein angemessener Schutz des Personals und der Bevölkerung vor den Auswirkungen von Radioaktivität bei Stör- und Unfällen.

Zum Schutz der Bevölkerung werden Behörden und Bevölkerung in der Umgebung von Kernanlagen (innerhalb der Zonen 1+2) über die möglichen Gefahren der Radioaktivität und über Schutzmassnahmen im Voraus informiert. Zudem wird sichergestellt, dass in einem Ereignisfall die Behörden rechtzeitig gewarnt werden und die Bevölkerung alarmiert und über Radio angewiesen wird, Schutzmassnahmen zu ergreifen, bevor erhöhte Radioaktivität aus der Anlage austritt.

Die Verantwortlichkeiten und die Aufgaben des Betreibers sind in Verordnungen und Konzepten des Bundes festgelegt und in der Notfalldokumentation des Kraftwerks festgeschrieben. Sie werden regelmässig im Rahmen von Übungen und anderen Inspektionen überprüft.

9.2 Anlageinterner Notfallschutz

Der Betreiber ist verantwortlich für das rechtzeitige Erkennen eines Störfalls, das Ergreifen von Gegenmassnahmen in der Anlage und für die zeitgerechte Meldung an die Behörden respektive an die Nationale Alarmzentrale (NAZ). Mit einer Notfallorganisation, unterstützt durch Infrastruktureinrichtungen und Handlungsvorgaben in Form einer Notfalldokumentation, werden die Aufgaben des Notfallschutzes wahrgenommen.

Angaben des Gesuchstellers

Für die Sicherstellung der Notfallbereitschaft hat KKB im Bewertungszeitraum einen Beauftragten für die Notfallvorsorge ernannt. Dieser plant alle wesentlichen Massnahmen zur Erreichung resp. zum Erhalt der Notfallbereitschaft und nimmt in diesem Gebiet auch die Kontakte zu den Aufsichtsbehörden von Bund und Kanton wahr. Daneben stellt KKB intern mit einem interdisziplinär zusammengestellten Arbeitsteam (NOVO-Team) ein koordiniertes Vorgehen auf dem Notfallgebiet sicher. Eine GSKL-Arbeitsgruppe Notfallvorsorge sorgt für den entsprechenden Erfahrungsaustausch zwischen den schweizerischen Kernkraftwerken und arbeitet gemeinsame Grundlagen aus.

Die KKB-Notfallorganisation besteht aus der Notfalleitung mit Notfallstab, den Notfallequipen, Einsatzelementen der Abteilungen sowie dem Info-Team. Dem Notfallstab steht eine administrative Unterstützung zur Seite.

Für die Beherrschung von Störfällen und Unfällen arbeitet die Notfallorganisation anhand einer Notfalldokumentation. Es werden ereignis-, symptom- und schutzzielorientierte Vorschriften eingesetzt. Die werksintern zu treffenden Massnahmen wurden aufgrund der Erfahrungen aus Notfallübungen und den geänderten gesetzlichen Vorgaben mehrmals angepasst.

Das Verhalten des Personals bei Notfällen, die Festlegung der Notfallarten sowie Aufgaben, Verantwortlichkeiten und Kompetenzen im Notfall sind in der Notfalldokumentation festgelegt. Die Notfalldokumentation besteht insgesamt aus 17 Teilen, wovon die Teile 1, 2 und 3 hier von besonderer Bedeutung sind:

- Teil 1 enthält das Notfallreglement und die Notfallanweisungen.

Das Notfallreglement regelt die Organisation und die Verantwortlichkeiten der Notfallleitung und -organe. Das Notfallreglement als übergeordnetes Reglement wird durch die HSK freigegeben.

Die Notfallanweisungen ergänzen das Notfallreglement. Sie regeln im Einzelnen die übergeordneten Aufgaben und Pflichten der Notfallorgane. Dazu gehören insbesondere die Meldeverpflichtungen gegenüber der Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität

- Teil 2 enthält die Notfall-Alarmierung (Alarm Ordner).

Im Alarm-Ordner wird festgelegt, welches Alarmierungsmittel beim jeweiligen Notfall einzusetzen ist. Als Alarmierungsmittel stehen zur Verfügung:

- Sirenen für die Alarmierung im Kraftwerksareal,
- Lautsprecheranlage,
- Sirenen für die "Rasche Alarmierung der Bevölkerung" (RABE) der Zone 1,
- Personensuchanlage,
- Spezielles System zur Mobilisation mittels stationären Telefons (SMT), mobiles Telefon und Pager (TPS).

- Teil 3 enthält Notfallvorschriften, "Accident Management Vorschriften" und Unfallbegrenzungs-Richtlinien.

- die Notfallvorschriften regeln detailliert die Aufgaben und Handlungen des Betriebspersonals bei einem "Technischen Notfall" in der Anlage.
- die Accident Management Vorschriften dienen als Ergänzung zu den Notfallvorschriften zur Vermeidung eines schweren Unfalls.
- sollte trotz den vorbeugenden, über die Accident Management Vorschriften eingeleiteten Massnahmen ein schwerer Unfall eintreten, so verfügen die Schichtgruppe und der Notfallstab über so genannte "Unfallbegrenzungs-Richtlinien". Diese dienen zur Einleitung von Massnahmen zur Linderung der Auswirkungen eines schweren Unfalls in der Umgebung.

- Die übrigen Teile der Notfalldokumentation enthalten Unterlagen wie Sicherheitsbericht, Technische Spezifikationen, Strahlenschutz-Handbuch, sowie Gebäude- und Systempläne.

Zur Gewährleistung der Arbeitsfähigkeit der Notfallorganisation bestehen im Notstandsgebäude Führungseinrichtungen, welche auch bei schweren Unfällen mit erhöhter Umgebungsstrahlung einen Einsatz erlauben.

HSK-Beurteilung

Im Bereich des anlageinternen Notfallschutzes sind im Berichtszeitraum folgende Anpassungen von Bedeutung:

- Mit den dem RABE-System zugrunde liegenden Kriterien kann eine Gefährdung der Bevölkerung im Voraus erkannt und damit rechtzeitig reagiert werden. Die RABE-Kriterien wurden bei allen KKW gestützt auf eine Empfehlung im OSART-Bericht für das KKW Gösigen auf Anforderung der HSK neu überdacht. Es stellte sich heraus, dass im KKB keine Anpassung notwendig war.
- Mit der Ernennung eines Beauftragten für die Notfallvorsorge 1995 wurde die Aufrechterhaltung der Notfallbereitschaft effizienter gestaltet. Der Beauftragte ist verantwortlich für die Aktualisie-

rung der Notfalldokumentation, die Sicherstellung der Aus- und Weiterbildung zur Notfallbereitschaft, die Planung, Durchführung und Auswertung der Notfallübungen und den Kontakt zu externen Organisationen, wie die Eidgenössische Kommission für ABC-Schutz (KomABC).

- Mit der Ernennung des permanenten Arbeitsteams für die Notfallvorsorge (NOVO-Team) 1996 wurde ein koordiniertes Vorgehen auf dem Gebiet der Notfallvorsorge institutionalisiert.
- Mit der Ernennung der GSKL Arbeitsgruppe Notfallvorsorge 2001 wurde überdies sichergestellt, dass in allen schweizerischen KKW ein einheitliches Führungsmodell angewendet wird und ein gegenseitiger Erfahrungsaustausch betreffend Notfallvorsorge stattfindet.
- Für die zeitgerechte, inhaltliche und sprachliche richtige Information der Öffentlichkeit wurde überdies ein Info-Team eingerichtet.
- Mittels einer POST LOCA Studie (vgl. Kap. 6.13.3), welche 1999 abgeschlossen wurde, konnte gezeigt werden, dass der Zugang zu und der Aufenthalt in den Kommandorräumen und in den geschützten Räumen des Notstandgebäudes nach einem Unfall gewährleistet ist. Zudem ergab die Studie bei notwendigen Accident Management Massnahmen wichtige Hinweise für das Ergreifen von Strahlenschutzmassnahmen vor Ort.
- Mit der Installation der gefilterten Druckentlastung des Containments (1992 für KKB 2 und 1993 für KKB 1, vgl. Kap. 6.13.2) kann bei einem Unfall das Risiko für eine langfristige Bodenkontamination in der Umgebung stark reduziert werden. Die Installation dieses Systems (SIDRENT) hatte gleichzeitig umfangreiche Änderungen in der Notfalldokumentation zur Folge.
- Für Störfälle, die rasch ablaufen, jedoch zu einer geringen, auf die Zone 1 beschränkten Gefährdung führen, sind neu Regelungen bezüglich der Alarmierung der Bevölkerung in die Notfalldokumentation aufgenommen worden.
- Daneben wurden für das systematische Notfallmanagement bei schweren Unfällen spezielle technische Entscheidungshilfen (engl. Severe Accident Management Guidance, SAMG) erarbeitet, welche neueste Erkenntnisse aus der Unfallforschung berücksichtigen.

Zur Wahrnehmung der Verpflichtungen im Bereich des Notfallschutzes hat KKB im Bewertungszeitraum umfassende Anstrengungen unternommen. Mit einer eingespielten Notfallorganisation, etablierten Führungsprozessen und adäquaten Infrastruktureinrichtungen ist KKB einem verantwortungsvollen Betrieb einer Kernanlage gerecht zur Beherrschung resp. Linderung von Störfällen gut vorbereitet.

Obwohl sehr umfassende Notfalldokumentationen vorliegen, fehlen vorbereitete Umrechnungsunterlagen, die eine Abschätzung der ins Primärcontainment freigesetzten Aktivität aufgrund der Dosisleistungsmessung der RABE-Monitore erlauben. Eine Bewertung des zur Freisetzung möglichen Aktivitätsinventars im Containment ist zur Abschätzung des radiologischen Gefährdungspotentials für die Umwelt wichtig.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 43/9.2-1: Die HSK verlangt bis Ende 2004 die Aufnahme einer Umrechnungsanleitung in die Notfalldokumentation, die eine Abschätzung der freigesetzten Aktivität im Primärcontainment aufgrund der Anzeigen der RABE-Monitore und des Monitors RE-46 für verschiedene Zeiten nach Kritikalitätssende für die Störfalltypen Auslegungs-LOCA und auslegungsüberschreitender Unfall mit Kernschmelzen erlaubt.

9.3 Anlageexterner Notfallschutz

Mit dem anlageexternen Notfallschutz wird sichergestellt, dass die Kantone und Gemeinden der Zone 1 und 2 ihre Aufgaben im Notfall kennen und diese auch zweckmässig umsetzen können. Der anlageexterne Notfallschutz liegt nicht in der Verantwortung des Kernkraftwerks Beznau. Die Darlegung an dieser Stelle erfolgt, weil der anlageexterne Notfallschutz für die Betriebsbewilligung von Bedeutung ist.

Für die Vorbereitung des Notfallschutzes in der Umgebung von Beznau erarbeitete die Eidgenössische Kommission für ABC-Schutz (KomABC) Konzepte und Grundlagen zuhanden der Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (EOR) des Bundes. Beurteilung und Anordnung von Massnahmen im Ereignisfall liegen in der Verantwortung dieser Einsatzorganisation. Der Bund und die Kantone sind verantwortlich für die Alarmierung der Gemeindeorgane und der Bevölkerung sowie für die Anordnung von Schutzmassnahmen.

Angaben des Gesuchstellers für den externen Notfallschutz

Die Beurteilung des anlageexternen Notfallschutzes stützt sich auf das "Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernkraftwerke" der KOMAC von 1998, auf die Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (VEOR)¹¹⁰ sowie auf die Verordnung über den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen (Notfallschutzverordnung)¹¹¹. Gemäss der VEOR sind die Betreiber verpflichtet, mit den Organen des Bundes (HSK, NAZ etc.) und der Kantone zusammenzuarbeiten.

HSK-Beurteilung

Vorbereitung und Durchführung von Schutzmassnahmen für die Bevölkerung erfordern eine enge Zusammenarbeit zwischen Bund, Kantonen und Gemeinden. Die HSK überprüft insbesondere im Rahmen von Notfallübungen, dass der Betreiber bei einem Störfall eine mögliche Gefährdung der Bevölkerung auf Basis der RABE-Kriterien rechtzeitig erkennt und die erforderlichen Meldungen erstattet. Diese für den Bevölkerungsschutz wichtigen Meldungen erfolgten in den bisherigen Übungen immer zeitgerecht.

Die Bevölkerung der Zone 1 kann mittels stationären und mobilen Sirenen alarmiert werden. Die stationären Sirenen der Zone 1 können vom KKB ferngesteuert ausgelöst werden. Eine Auslösung durch die Zivilschutzorganisationen der Region ist ebenfalls möglich. Eine zentrale Auslösung durch den Kanton wird im Rahmen des Bevölkerungsschutzes realisiert werden.

Es wird erwartet, dass der Kanton in der Lage ist, eine Warnmeldung der NAZ innerhalb einer Stunde nach Erhalt an alle Gemeinden der Zone 2 weiterzugeben. Die Gemeinden der Zone 2 müssen in der Lage sein, spätestens eine Stunde nach Erhalt der "Warnung" die Alarmierungsbereitschaft zu erstellen. Die benötigte Zeit zur Erstellung der Alarmierungsbereitschaft wird durch die NAZ in den so genannten RAPID-Übungen regelmässig getestet. Die Überprüfung im Jahre 2000 hat z.B. ergeben, dass im Kanton Aargau 90% der Gemeinden innerhalb einer Stunde alarmierungsbereit waren.

Das 1993 in Betrieb genommene Messnetz zur automatischen Erfassung der Dosisleistung in der Umgebung der Kernkraftwerke, das sogenannte "MADUK"-System, liefert den für den Notfallschutz verantwortlichen Stellen eine permanente Übersicht über die radiologische Situation (Dosisleistung und Dosis) im Bereich der Zone 1. Ebenso ist das parallel zu "MADUK" in Betrieb genommene System zur Übertragung der relevanten Anlageparameter "ANPA" zur HSK zu nennen. Mit dieser Übertragung wird der Informationsstand sehr effizient aktuell gehalten.

Durch die konsequente Weiterentwicklung der Kommunikation im Bereich der elektronischen Lagerdarstellung (ELD) ist künftig eine wesentliche Verbesserung im Orientierungs- und Informationsbereich zu erwarten.

9.4 Notfallübungen

Notfallübungen haben die Aufgabe, die Ausbildung und die Zusammenarbeit der Notfallorgane zu fördern und die Notfallbereitschaft unter möglichst realistischen Bedingungen zu üben und periodisch zu überprüfen.

Angaben des Gesuchstellers

KKB hat sich bei der Beurteilung der Notfallübungen auf die eigenen Übungsberichte und diejenigen der HSK abgestützt.

Im Berichtszeitraum wurden im KKB acht von der HSK resp. vom Bundesamt für Energie beurteilte, offizielle Notfallübungen sowie zahlreiche interne Übungen durchgeführt. Letztere dienten hauptsächlich der Einzelschulung der verschiedenen Notfallequipen, der Ausbildung des Gesamtnotfallstabes und einzelner Sektionen des Stabes.

Die Gesamtnotfallübung ERATO im Jahre 1994 hat die Notwendigkeit einer verbesserten Vorbereitung für Störfälle ohne oder mit nur kurzer Vorphase gezeigt und führte bei allen KKW zur Erstellung von neuen Notfalleinweisungen für "schnelle Störfälle".

Neuerungen wie spezielle Vorgehensweisen zur Linderung schwerer Unfälle (SAMG), sind konsequent in die Übungen einbezogen worden. Ebenso hat der Einsatz des KKB-Simulators einen positiven Beitrag zur Gestaltung von realitätsnahen Übungen geliefert.

Der wichtige Bereich der Informationsvermittlung gegen innen und aussen ist in der Beurteilungsperiode intensiv beübt und ausgebaut worden. Während die interne Informationsführung einen hohen Stand erreicht hat, ist für an externe Empfänger gerichtete Informationen noch Verbesserungspotential vorhanden (z.B. die Schaffung eines gemeinsamen Informationszentrums der EOR).

Neu führt KKB seit 1997 jährlich Alarmierungsübungen durch. Dabei zeigte sich, dass die Notfallorganisation des KKB bisher immer innert weniger als 1 Stunde einsatzbereit war.

Die Übungen zeigten aus Sicht des KKB durchwegs einen hohen Stand der KKB-Notfallbereitschaft. Dies wird zurückgeführt auf

- eine zweckmässige Organisation mit gutem Ausbildungsstand,
- geeignete Führungsprozesse und Führungseinrichtungen,
- die Bereitschaft, Verbesserungsmöglichkeiten zu erkennen und umzusetzen.

HSK-Beurteilung

Die Vorbereitung, Durchführung und Auswertung von Notfallübungen richtete sich bis zum 1. Januar 1998 nach den Vorgaben in der HSK-E-03¹¹², die ab dem 1. Januar 1998 durch die Richtlinie HSK-R-45 abgelöst wurde. Es wird in der Regel einmal pro Jahr und Kraftwerk eine Notfallübung mit Behördenbeobachtung durchgeführt.

Bei den im Bewertungszeitraum durchgeführten offiziellen Notfallübungen handelte es sich um zwei Sicherheitsnotfallübungen sowie sechs technische Notfallübungen. Zwei der vorgesehenen offiziellen

Notfallübungen sind auf Grund einer speziellen Situation im entsprechenden Übungsjahr auf Gesuch von KKB und mit Zustimmung der HSK nicht durchgeführt worden (1992: Verschiebung wegen der nicht zeitgerechten Verfügbarkeit des im neuen Notstandgebäude errichteten Ersatznotfallraumes. 1997: ausgedehnte, mehrtägige Stabsarbeit mit Einsatz mehrerer Notfallequipen und Einsatzelementen wegen einer Greenpeace-Aktion, welche temporär von der HSK beobachtet worden ist – dieser reale Notfalleinsatz wurde 1997 als Ersatz für die Notfallübung von der HSK anerkannt).

Die HSK-Beurteilung der Notfallübungen erfolgt primär anhand der eigenen Inspektionsberichte und bezieht sich nur auf die technischen Notfallübungen. Neben den grösstenteils positiven Übungsergebnissen haben in Detailpunkten einzelne Optimierungsmöglichkeiten aufgezeigt werden können.

KKB hat die in der Beurteilungsperiode vorgesehenen Notfallübungen mit zwei bewilligten Ausnahmen durchgeführt und die dabei gesetzten Ziele erreicht. Die HSK erachtet daher die KKB-Notfallorganisation als gut geeignet, um in Notfallsituationen in der Anlage so zu handeln, dass die radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung verhindert oder gelindert werden können. Die HSK-Beurteilung stimmt deshalb mit der Selbstbeurteilung von KKB überein.

9.5 Notfallmanagement bei schweren Unfällen

Sicherheitstechnische Aufgaben

Wie alle schweizerischen KKW verfügt auch das KKB über ein umfassendes System von Stör- und Notfallvorschriften, die primär für den Auslegungsbereich der Anlage vorgesehen sind, teilweise aber auch zur Begrenzung der Konsequenzen von auslegungsüberschreitenden Störfällen, eingeschlossenen Kernschmelzunfälle, geeignet sind. Für das systematische Notfallmanagement dieser Störfälle ist jedoch der Einsatz speziell vorbereiteter technischer Entscheidungshilfen (engl. Severe Accident Management Guidance, SAMG) notwendig. SAMG erweitert das bestehende Vorschriftenwerk auf Unfälle mit einem stark beschädigten Kern. Dabei werden neueste Erkenntnisse aus der Forschung berücksichtigt. Die sicherheitstechnische Aufgabe von SAMG besteht in der Minimierung der Konsequenzen eines Kernschmelzunfalls. Innerhalb des gestaffelten Sicherheitskonzepts für Kernkraftwerke¹¹³ ("defense-in-depth") greifen die technischen Entscheidungshilfen als Massnahme der vierten Ebene.

Angaben des Gesuchstellers

1998 entschied sich der Betreiber des KKB, der Entwicklung der werkspezifischen SAMG die Methodik der generischen Westinghouse Ownersgroup (WOG) SAMG¹¹⁴ zugrunde zu legen. Charakteristisch für die WOG-SAMG ist die symptomorientierte Vorgehensweise, bei der auf der Grundlage von gemessenen Anlagenparametern Strategien zur Unfallbekämpfung abgeleitet werden. Der Vorteil dieser Vorgehensweise besteht darin, dass eine genaue (und unter den Bedingungen eines schweren Unfalls häufig sehr schwierige) Diagnose des Anlagenschadenzustands nicht erforderlich ist. Im Rahmen eines SAMG-Projektes wurde bei KKB die Anpassung der WOG-SAMG auf KKB-Verhältnisse vollzogen. Hierbei wurde auch die Schnittstelle zu den Stör- und Notfallvorschriften angepasst. SAMG wurde im KKB am 1. Juli 2001 in Kraft gesetzt. Die Zweckmässigkeit des neuen Vorschriftenwerks wurde der HSK anlässlich zweier Notfallübungen mit auslegungsüberschreitenden Störfallszenarien demonstriert.

Die für beide Kraftwerksblöcke gültigen KKB-SAMG bestehen aus folgenden Dokumenten:

- Unfallbegrenzungsrichtlinien für die Schicht (UR-B)
- Unfallbegrenzungsrichtlinien für den Notfallstab (UR-R-TOP, UR-R-SCG, UR-R-SAG)
- Accident-Managementvorschriften (AM-R)

Die Unfallbegrenzungsrichtlinien UR-B enthalten Massnahmen, mit welchen die Betriebsmannschaft im Hauptkommandoraum (oder im Notleitstand, je nach Lage) auf Unfälle reagieren kann, bei denen der Reaktorkern möglicherweise beschädigt ist. Die Betriebsmannschaft erhält damit die Möglichkeit, rasch und situationsadäquat auf einen Kernschmelzunfall zu reagieren, auch wenn der Notfallstab zum Zeitpunkt des Kernschadens die Notfalleitung noch nicht übernommen hat. Zudem wird die Arbeit der Betriebsmannschaft auf das spätere Vorgehen der Notfalleitung abgestimmt.

Der Einstieg des handlungsfähigen Notfallstabs in die SAMG erfolgt über die Einstiegsvorschrift UR-R-TOP, von wo aus alle weiteren Vorschriften aufgerufen werden. Der Einstieg erfolgt dann, wenn die Anlage mit den Notfallvorschriften nicht mehr zu beherrschen ist und auch keine Aussicht besteht, dass sich dies kurzfristig ändern könnte. In den bestehenden Notfallvorschriften befinden sich entsprechende Hinweise. Quantitatives Einstiegs-kriterium ist das Überschreiten einer Kernaustritts-temperatur von 650°C. Die Unfallbegrenzungs-Richtlinie UR-R-TOP ist das zentrale Dokument der KKB-SAMG. Es enthält zwei Entscheidungshilfen in der Form von Entscheidungsdiagrammen:

- Gefährdungs-Statusbaum (GSB)
- Unfall-Diagnoseplan (UDP)

Anhand des GSB wird überprüft, ob eine unmittelbare Gefährdung einer Barriere zur Zurückhaltung radioaktiver Stoffe (im folgenden als "Spaltproduktbarriere" bezeichnet) vorliegt. Ist dies der Fall, wird als Gegenmassnahme eine entsprechende Unfallbegrenzungsrichtlinie UR-R-SCG aufgerufen. Mit dem UDP wird überprüft, ob ein Zustand besteht, aus welchem sich eine Gefährdung der Spaltproduktbarrieren ergeben könnte. Wenn dies der Fall ist, wird eine entsprechende Unfallbegrenzungsrichtlinie UR-R-SAG aufgerufen. Die beiden Entscheidungshilfen GSB und UDP werden zeitlich parallel bearbeitet und gegebenenfalls wiederholt durchlaufen, bis der SAMG-Einsatz beendet wird. Massnahmen zur Wahrung der Spaltproduktbarrieren (d.h. gemäss GSB) haben dabei unbedingt Vorrang gegenüber Massnahmen gemäss UDP.

Die Unfallbegrenzungs-Richtlinien für den Notfallstab bilden die wesentliche Arbeitsgrundlage für den KKB-Notfallstab. Für die Anwendung der SAMG wird im KKB zudem ein sogenannter "Teilstab AM" gebildet. Dieser hat die Aufgabe, anhand der SAMG Vorschläge für eine optimale Strategie auszuarbeiten und diese dem Notfalleiter zu unterbreiten. Die Unfallbegrenzungs-Richtlinien haben den Charakter von Wegleitungen, d.h. sie unterstützen den Notfallstab und den Teilstab AM beim Erarbeiten einer Strategie und bei der Anordnung und Umsetzung von Massnahmen, ohne diese jedoch verbindlich festzuschreiben. Grafische Entscheidungshilfen mit vorkalkulierten Informationen für die schnelle Bestimmung von Entscheidungsparametern ergänzen die UR-R-SAG/SCG.

Die Accident-Management-Vorschriften AM-R enthalten Ausführungsvorschriften, die entweder durch die Notfallvorschriften oder die Unfallbegrenzungs-Richtlinien (UR-R-SAG/SCG) aufgerufen oder durch die Notfalleitung direkt angeordnet werden. Die Aufträge werden von der Schicht und dem Personal vor Ort ausgeführt. Die AM-R-Beilagen enthalten die für die Ausführung der Vorschrift benötigten Pläne, Anlagenschemata und Bilder von Örtlichkeiten und Geräten. Bei den AM-R handelt es sich durchwegs um Massnahmen, die bereits vor der Einführung von SAMG für die Bewältigung

schwerer Unfälle als Teil der Stör- und Notfallvorschriften im KKB existierten. Im Zuge der systematischen Einführung von SAMG wurden sie in diese integriert.

HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des KKB-Notfallmanagements bei schweren Unfällen erfolgt im Wesentlichen anhand der detaillierten Überprüfung, die sich an den in einer HSK-Aktennotiz¹¹⁵ formulierten Anforderungen an die Entwicklung und Einführung von SAMG orientiert. Neben der eigentlichen SAMG-Dokumentation wurde von der HSK insbesondere auch die technische Hintergrunddokumentation überprüft.

Die HSK gelangt zu der Auffassung, dass der Betreiber des KKB umfassende, zweckmässige und dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende SAMG für den Volllastbetrieb entwickelt und implementiert hat. Die KKB-SAMG beruhen auf der international anerkannten und weit verbreiteten Methodik der generischen WOG-SAMG, die unter Beibehaltung des grundsätzlichen Aufbaus und der Systematik entsprechend KKB-spezifischer Anlageeigenschaften modifiziert wurden. Die Schnittstellen der bestehenden KKB-Notfallvorschriften zu den SAMG wurden dabei durch Festlegung geeigneter Ausstiegsriterien angepasst. Die KKB-Entscheidungshilfen berücksichtigen neueste Erkenntnisse aus Untersuchungen zu schweren Unfällen und sind aufgrund ihres klar strukturierten Aufbaus auch unter den schwierigen Bedingungen eines Kernschmelzunfalls einfach handhabbar. Im Rahmen zweier Notfallübungen konnte KKB die Zweckmässigkeit der SAMG demonstrieren.

Um die in der HSK-Aktennotiz¹¹⁵ dargelegten Anforderungen vollständig zu erfüllen, müssen die KKB-SAMG jedoch zusätzlich auf den Stillstandbetrieb erweitert werden, da die Entscheidungshilfen für Volllast nur in eingeschränkter Form zum Unfallmanagement bei diesem Betriebsmodus geeignet sind. Die HSK erachtet eine entsprechende Erweiterung als erforderlich, da zu erwarten ist, dass das systematische Accident-Management bei Stillstand einen wesentlichen (positiven) Einfluss auf das Anlagenrisiko haben wird. Es sei in diesem Zusammenhang darauf hingewiesen, dass die Entwicklung von Stillstand-SAMG über den internationalen Stand der Technik hinausgeht. Nur sehr wenige Anlagen weltweit verfügen über eine solche "Guidance", d.h. KKB übernimmt eine gewisse Vorreiterrolle. KKB hat der HSK bereits die geplanten Entwicklungsschritte aufgezeigt.

Die KKB-SAMG (Volllastbetrieb) können punktuell im Zusammenhang mit der Unfallbegrenzungsrichtlinie "UR-R-CA6" ("Einsatzgrenzen für Containment-Druckbegrenzungs-systeme") verbessert werden. Die angesprochene Richtlinie reflektiert in der aktuellen Fassung nicht vollständig die neuesten – im Rahmen des PAR-Freigabeverfahrens gewonnenen – Erkenntnisse zur Problematik der Containmentgefährdung durch Wasserstoff- und Kohlenmonoxidverbrennung bei einem schweren Unfall und sollte daher aufdatiert werden. Im Wesentlichen lässt sich – zusammenfassend – aus den neuen Unfallanalysen ableiten, dass der optimierte Einsatz der Containmentsysteme (Sprüh-system, Umluftkühler, gefilterte Druckentlastung) detaillierte Informationen zur Gaszusammensetzung im Containment erfordert. Dieser Erkenntnis trägt die "UR-R-CA6" zu wenig Rechnung. Eine kurze Erläuterung des Sachverhalts findet sich auch im Kap. 6.13.1.2.

Es ergibt sich daher folgende PSÜ-Massnahme:

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 44/9.5-1:

- a) *KKB hat die werkspezifischen SAMG bis Mitte 2005 auf den Stillstandbetrieb zu erweitern.*
- b) *Die Unfallbegrenzungsrichtlinie "UR-R-CA6" ("Einsatzgrenzen für Containment-Druckbegrenzungssysteme") ist unter Berücksichtigung der im Rahmen des PAR-Freigabeverfahrens eingereichten Unfallanalysen zu überarbeiten. Ferner ist von KKB darzulegen, welche Möglichkeiten zur direkten oder indirekten Bestimmung der Gaszusammensetzung im Containment unter Schwerunfallbedingungen existieren. Die Arbeiten sind bis zum 30.06.2004 durchzuführen.*

10 Gesamtbewertung und Pendenzen

10.1 Gesamtbewertung des Gesuchstellers

10.1.1 Erfüllung der Schutzziele nach der Richtlinie HSK-R-48

KKB hat die Gesamtbewertung des aktuellen Sicherheitsstatus des Kernkraftwerks Beznau gemäss der Richtlinie HSK-R-48 in erster Linie schutzzielorientiert durchgeführt und aufgezeigt, dass die Schutzziele "Kontrolle der Reaktivität", "Kühlung der Brennelemente", "Einschluss der radioaktiven Stoffe" und "Begrenzung der Strahlenexposition" im Normalbetrieb und bei Auslegungsstörfällen eingehalten werden. Für die Darlegung der Einhaltung dieser Schutzziele macht KKB die nachfolgenden Feststellungen.

Schutzziel 1: Kontrolle der Reaktivität

Die Reaktorschnellabschaltung wird durch das Reaktorschutzsystem oder durch das diversitäre und unabhängige Notstandschutzsystem ausgelöst. Nach dem Einfallen der Steuerstäbe ist der Reaktor entsprechend den Vorgaben der Auslegung im heissen Zustand unterkritisch abgestellt, d.h. die zur Leistungserzeugung notwendige nukleare Kettenreaktion ist unterbrochen. Um die Anlage in den kalten, abgestellten Zustand überzuführen und um dem später einsetzenden Reaktivitätsanstieg aufgrund des Xenon-Zerfalls entgegen zu wirken, wird durch das Chemie- und Volumenregelsystem mittels Einspeisung von mit Bor angereichertem Kühlmittel zusätzlich Reaktivität abgebaut.

Im Störfall kann mit den Notborierpumpen und/oder einer Pumpe des Chemie- und Volumenregelsystems hochboriertes Kühlmittel aus den Borsäuretanks bzw. aus dem Borwasservorratsbehälter in den Primärkreislauf eingespeist werden, um die Unterkritikalität zu gewährleisten. Steht die Notborierung nicht zur Verfügung, kann mittels der Notstandsperrwasserpumpe hochboriertes Kühlmittel eingespeist werden. Zusätzlich können die Pumpen des dreifach redundanten Sicherheitseinspeisesystems nach Absenken des Reaktordrucks boriertes Kühlmittel aus dem Borwasservorratsbehälter in den Primärkreislauf fördern. Die Druckspeicher enthalten boriertes Kühlmittel, das im Falle eines Kühlmittelverluststörfalls beim Einspeisen auch die Unterkritikalität im Kern sicherstellt.

Die frischen und die abgebrannten Brennelemente werden im Trockenlager bzw. in den Brennelementlagerbecken mit nachgewiesener Unterkritikalität gelagert, d.h. hier kann eine nukleare Leistungserzeugung ausgeschlossen werden.

Schutzziel 2: Kühlung der Brennelemente

Die Kühlung der Brennelemente erfolgt im Normalbetrieb durch Zwangsumwälzung des Hauptkühlmittels, indem die von den Brennstäben erzeugte Wärme aufgenommen und in den Dampferzeugern an die Sekundärseite zur Dampfproduktion abgegeben wird. Die Sekundärseite wird durch das Speisewassersystem versorgt. Beim abgestelltem Reaktor bzw. Ausfall der Speisewasserversorgung erfolgt die Bespeisung der Dampferzeuger durch das Hilfsspeisewassersystem, das Notstand-Speisewassersystem oder das nachgerüstete Notspeisewassersystem. Die Nachwärme wird in den Kondensatoren abgeführt. Bei Ausfall der Kondensatoren wird die in den Dampferzeugern anfallende Nachwärme über die Abblase- oder Sicherheitsventile der Dampferzeuger an die Umgebung abgegeben. Wenn infolge tiefer Reaktorkühlmittel-Temperatur (ca. 120–140 °C) der Wärmetransport über

die Dampferzeuger nicht mehr signifikant ist, wird die Kühlung der Brennelemente primärseitig über das Restwärmesystem gewährleistet.

Steht die Sekundärseite zur Nachwärmeabfuhr nicht zur Verfügung, kann durch primärseitiges "Feed and Bleed", d.h. Druckentlastung über die Druckhalter-Sicherheits- und -Isolierventile und Bespeisen des Primärkreislaufs durch das Sicherheitseinspeisesystem, die Nachwärme direkt in das Containment abgegeben und abgeführt werden.

Im Falle eines Kühlmittelverluststörfalls wird die Kühlung der Brennelemente durch Einspeisung von Kühlmittel in den Primärkreislauf und durch Rezirkulation aus dem Containmentsumpf langfristig gewährleistet. Hierfür steht das Sicherheitseinspeisesystem mit Borwasservorratstank, dreifach redundanten Einspeisepumpen, Druckspeichern sowie dreifach redundanten Rezirkulationspumpen zur Verfügung. Das vergrösserte Mehrfachgitter des Rezirkulationssumpfs wurde bereits vor dem Berichtszeitraum und vor dem Ereignis in Barsebäck im KKB installiert. Die im Nachgang zum Ereignis in Barsebäck durchgeführten Überprüfungen haben gezeigt, dass dank der vergrösserten Mehrfachgitter (gestufte Maschenweite) deren vollständige Verstopfung im Falle eines Kühlmittelverlusts ausgeschlossen werden kann und eine ausreichende Kernkühlung gewährleistet bleibt.

Für die Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken steht das Brennelementlagerkühl- und Reinigungssystem zur Kühlung der gelagerten Brennelemente während des Leistungsbetriebes sowie während der Revisionsstillstände mit ausreichender Kapazität zur Verfügung. Mit der Nachrüstung des alternativen Brennelementlagerkühlsystems konnte die Kühlung der Lagerbecken hinsichtlich Verfügbarkeit verbessert werden.

Schutzziel 3: Einschluss radioaktiver Stoffe

KKB 2 wurde seit 1984 ohne Brennstabschäden betrieben und zeigt damit hinsichtlich Integrität der Brennstabhülle ein hervorragendes Ergebnis.

Die seismische Requalifikation und die Ertüchtigungen bezüglich der mechanischen Folgen bei Brüchen hochenergetischer Leitungen sowie der Leck-vor-Bruch-Nachweis für die Hauptkühlmittleitungen und die Gehäuse der Hauptkühlmittelpumpen sind Massnahmen, um die Integrität der druckführenden Umschliessung zu gewährleisten. Im Beurteilungszeitraum sind an der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlkreislaufs keine unzulässigen Leckagen aufgetreten. Mit dem Austausch der Dampferzeuger wurde das Problem von Leckagen an den Dampferzeugerheizrohren gelöst. Kleine Leckagen wurden an den Abschlusskappen von zwei Reservedurchführungen des Reaktordruckbehälterdeckels festgestellt und behoben. Im Rahmen der Wiederholungsprüfprogramme werden am Reaktordruckbehälter, am Reaktordruckbehälterdeckel und an den Hauptkühlmittleitungen zerstörungsfreie Wiederholungsprüfungen durchgeführt. Es sind keine unzulässigen Anzeichen beobachtet worden. Der Nachweis der Integrität des Primärkreislaufs wurde 1995 und 1999 nach dem Austausch der Dampferzeuger durch Druckproben erbracht. Dabei wurde der Primärkreis mit einem Druck beaufschlagt, der dem 1,25-fachen des Auslegungsdrucks entspricht.

Das Containment-Umluftkühlssystem, das Containmentsprühsystem und das H₂-Abbausystem dienen im KKB dem Schutz der Integrität des Containments bei Störfällen. Die Containmentisolation und die Ringraumunterdruckhaltung haben bei Störfällen die Aufgabe, den Austritt radioaktiver Stoffe an die Umgebung zu verhindern.

An den Dichtungen der Hauptschleusen traten im Beurteilungszeitraum mehrfach Leckagen auf, die durch Austausch der Dichtungen behoben werden konnten. Die Durchdringungen des Primärcontainments werden periodisch individuell auf Dichtheit geprüft. Die Summe der Leckraten lag unter dem zulässigen Wert.

Die Dichtheit des Containmentsystems wurde letztmals 1999 durch einen integralen Leckratentest nachgewiesen. Die gemessene Leckrate betrug ein Sechstel des zulässigen Wertes.

Schutzziel 4: Begrenzung der Strahlenexposition

KKB berichtete, dass der radiologische Zustand der Anlage generell sehr gut ist. Die Strahlenpegel sind in den oft begangenen Gebieten und den Anlageräumen seit 1992 auf einem nahezu unverändert niedrigen Niveau geblieben. Die kontrollierte Zone war stets in einem radiologisch sauberen Zustand.

Die für die radiologische Überwachung der Anlage eingesetzten Messgeräte entsprechen dem Stand der Technik. Das Qualitätssicherungsprogramm für die eingesetzten Strahlenmessgeräte erfüllt die Anforderungen nach der Richtlinie HSK-R-47. Das Routineüberwachungsprogramm ist zweckmässig und hat sich nach den Erfahrungen der letzten zehn Jahre bewährt.

Auf Grund von wirkungsvollen ALARA-Massnahmen konnten die Kollektivdosen seit 1990 sowohl für die Stillstandsarbeiten als auch für den Betrieb deutlich gesenkt werden (Kap. 5.6.3). Die durchschnittliche Individualdosis im Beurteilungszeitraum betrug ca. 1 mSv pro Jahr, die höchsten Individualdosen lagen seit 1994 nie über 15 mSv pro Jahr und somit unter dem Grenzwert für beruflich strahlenexponiertes Personal nach Strahlenschutzverordnung (StSV). Die Dosimetriestelle des KKB erfüllt die Anforderungen der StSV, der Dosimetrieverordnung und der einschlägigen HSK-Richtlinien.

Die mit der Abluft und dem Abwasser erfolgten Aktivitätsabgaben waren im Beurteilungszeitraum gering. Die im Abgabereglement und in der Betriebsbewilligung des KKB festgelegten Abgabegrenzwerte wurden nur zu einem kleinen Teil ausgeschöpft.

Das Messprogramm in der Umgebung des KKB erfüllt die Vorgaben des Abgabereglements. Durch den Betrieb des KKB traten keine Überschreitungen von Immissionsgrenzwerten und keine signifikante Erhöhung der Dosen in der Umgebung auf.

Gemäss den Störfallanalysen werden die relevanten Dosisgrenzwerte für das Personal und die Bevölkerung in der Umgebung bei Auslegungstörfällen eingehalten.

10.1.2 Bewertung der Sicherheitskultur durch den Gesuchsteller

Gemäss der Richtlinie HSK-R-48 hat der Gesuchsteller nebst der Erfüllung der Schutzziele mittels technischer und organisatorischer Einrichtungen auch aufzuzeigen, wie die Sicherheitskultur im Werk aufgebaut und gelebt wird. Spezifisch für Kernkraftwerke versteht man unter Sicherheitskultur die Gesamtheit von Eigenschaften und Grundeinstellungen, die in einer Organisation und beim Einzelnen dazu führen, dass mit Priorität den Anliegen der nuklearen Sicherheit die nötige Aufmerksamkeit geschenkt wird (Kap. 4.6).

Das KKB kommt zum Schluss, dass in den für die Sicherheitskultur besonders relevanten Bereichen Vorgaben vorhanden sind, welche die Anforderungen an Elemente eines Sicherheits-Management-Systems weitgehend erfüllen, obwohl kein explizites Sicherheits-Management-System formuliert ist. Dieses ist implizit im Qualitäts-Management-System und im Umwelt-Management-System enthalten. Mit der geplanten Verbindung von Qualitäts-Management-System, Umwelt-Management-System und Arbeitssicherheits-Management-System zu einem Integrierten Management-System wird nach Einschätzung des KKB belastbarer überprüfbar sein, dass das Management-System die Anforderungen an ein Sicherheits-Management-System erfüllt. Die Belegschaft des KKB befindet sich bezüglich einer sicherheitsbewussten und sicherheitsgerichteten Denk- und Handlungsweise auf dem richtigen

Wege, wobei die Anstrengungen zur Förderung des Sicherheitsbewusstseins kontinuierlich weitergeführt werden.

10.1.3 Nachrüstungen, Verbesserungen und Erneuerungen

Die Modernisierungen der Anlage in der Vergangenheit dokumentieren, dass das KKB laufend an den Stand von Wissenschaft und Technik angepasst wurde. Der Sicherheitsstatus der Anlage hat sich damit seit der Inbetriebnahme deutlich verbessert. Für die letzten 10 Jahre sind die folgenden Nachrüstungen und Verbesserungen und Erneuerungen zu nennen:

- Inbetriebnahme des Notstandsystems (NANO-Projekt),
- verschiedene seismische Verstärkungen an Bauwerken und Systemen,
- Austausch der Dampferzeuger im Jahre 1999 zusammen mit Teilen der Hauptkühlmitteleitungen,
- Ersatz der Hochdruckturbinen mit besserem Wirkungsgrad,
- räumliche Trennung der elektrischen von den hydraulischen Systemen im Bereich Schaltanlage,
- Neuausrüstung des Kommandoraums einschliesslich ANIS und COMPRO,
- Ersatz des Reaktorschutz- und des Safeguard-Systems, bei welchem die Prüfbarkeit der Sicherheitsleittechnik signifikant verbessert wurde (Auflage A4 der Betriebsbewilligung² von 1994, Kap. 2.1.1),
- Bau des Notspeisewassersystems zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Bespeisung der Dampferzeuger in Stör- und Notfällen (Auflage A5 der Betriebsbewilligung² von 1994, Kap. 2.1.1),
- Verbesserung der Notstromversorgung ab Hydrowerk (Auflage A6 der Betriebsbewilligung² von 1994, Kap. 2.1.1),
- Strangweise Zuordnung der elektrischen Verbraucher und Eliminierung von Querverbindungen und Verknüpfungen in der Eigenbedarfsanlage (Auflage A6 der Betriebsbewilligung² von 1994, Kap. 2.1.1).

10.1.4 Ausblick auf die Betriebsperiode bis zur nächsten Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2012

Zur vorausschauenden Bewertung des zukünftigen Sicherheitsstatus macht KKB die folgenden Aussagen:

- Die Anlage ist in einem einwandfreien Zustand. Die Systeme haben sich im Betrieb bewährt. Die Anlage ist während der Berichtsperiode in wichtigen Bereichen modernisiert worden. Das Alterungsüberwachungsprogramm, die Instandhaltung und die Wiederholungsprüfungen gewährleisten einen sicheren Betrieb der Anlage auch in der Zukunft.
- KKB verfolgt den Stand von Wissenschaft und Technik durch Auswertung der Fachliteratur, Teilnahme an Fachkonferenzen, Mitarbeit in nationalen und internationalen Organisationen, Erfahrungsaustausch mit anderen Betreibern und Vergleiche mit anderen Anlagen der gleichen oder ähnlichen Bauart. Das Nachrüsten und die Erneuerungen der Sicherheitssysteme und Ausrüstungen haben die Anlage weitgehend dem Stand der Technik angeglichen.
- In der Berichtsperiode wurden zahlreiche Funktions- und Know-how-Träger durch jüngere Kräfte ersetzt, die durch spezielle Ausbildungsprogramme auf ihre Tätigkeit vorbereitet wurden. Die personellen Voraussetzungen für einen sicheren Weiterbetrieb der Anlage sind damit gegeben.

10.2 Beurteilung der HSK

Der sichere und störungsarme Betrieb eines Kernkraftwerks ist ein wesentliches Element des gestaffelten Sicherheitskonzeptes. Beim gestaffelten Sicherheitskonzept wird versucht, ein Vorkommnis auf die jeweilige Sicherheitsebene Normalbetrieb, Betriebsstörung, Zwischenfall/Unfall zu begrenzen und zu beherrschen. Bei auslegungsüberschreitenden Störfällen sind die Auswirkungen zu begrenzen. Mit dem gestaffelten Sicherheitskonzept kann eine hohe Sicherheitsvorsorge erreicht werden, wenn nachweislich auf jeder Ebene die notwendigen Massnahmen ergriffen werden. In welcher Weise diese Massnahmen im KKB umgesetzt sind, wird in der nachfolgenden Gesamtbeurteilung der HSK dargestellt. Aus der Betriebserfahrung der Gesamtanlage und der einzelnen Systeme und Komponenten können wichtige Rückschlüsse auf die Erfüllung der beiden ersten Sicherheitsebenen, die Ebenen des Normalbetriebs und der Betriebsstörungen, gezogen werden. Zwischenfall/Unfall sowie auslegungsüberschreitende Störfälle sind Gegenstand von deterministischen bzw. probabilistischen Störfallanalysen.

Nicht nur technische und organisatorische Massnahmen auf allen Sicherheitsebenen sind für den sicheren Betrieb eine notwendige Voraussetzung, sondern auch deren gelebte Umsetzung im Sinne einer Sicherheitskultur. Deshalb ist ein wirksames Sicherheits-Management – definiert als Gesamtheit aller organisatorischen Massnahmen zur Förderung einer starken Sicherheitskultur und Erreichung eines hohen Sicherheitsniveaus – eine zentrale Anforderung.

10.2.1 Sicherheitskultur und Sicherheitsmanagement

Die vom KKB verfolgte Strategie, Sicherheit im Rahmen eines Integrierten Management-Systems zu gewährleisten, entspricht dem Ansatz von INSAG-13, Sicherheit nicht von anderen Geschäftstätigkeiten getrennt zu behandeln. Sicherheit ist im Kraftwerksreglement des KKB als prioritäres Ziel verankert und hat insbesondere in der Ausbildung des Personals und in Weisungen und Vorschriften eine zentrale Bedeutung. Damit ist der in der Richtlinie HSK-R-48 unter Punkt 5.4 geforderte Nachweis erbracht, dass der Sicherheit Priorität unter allen betrieblichen Zielsetzungen eingeräumt wird.

Die zur Etablierung einer geeigneten Sicherheitskultur erforderlichen Sicherheits-Management-Elemente sind im KKB vorhanden. Durch das Qualitäts-Management-System, Umwelt-Management-System, Arbeitssicherheits-Management-System und das im Aufbau begriffene Integrierte Management-System wird die korrekte Umsetzung und ständige Verbesserung aller sicherheitsrelevanten Prozesse sichergestellt.

Die HSK beurteilt die im KKB eingesetzte Sicherheits-Management-Strategie als gut und den internationalen Empfehlungen entsprechend. Das im Aufbau begriffene Integrierte Management-System verspricht, dass auch in Zukunft die Sicherheit auf allen organisatorischen Ebenen die erforderliche Priorität hat.

10.2.2 Betriebserfahrung der Gesamtanlage

KKB konnte anhand der Betriebserfahrung im Berichtszeitraum zeigen, dass für die ersten beiden Sicherheitsebenen genügende Vorsorge getroffen ist. Im Berichtszeitraum ereigneten sich nur Vorkommnisse von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung oder von sicherheitstechnischem Interesse. Der sichere Betrieb der Anlage wird auch durch die geringe Anzahl an Reaktorschnellabschaltungen (weniger als eine pro Jahr) bestätigt, wobei eine sinkende Tendenz feststellbar ist.

Die Anforderungen der Technischen Spezifikationen wurden im Berichtszeitraum bis auf zwei Ausnahmen erfüllt. Aus sicherheitstechnischer Sicht kann die Betriebsführung von der HSK als gut beurteilt werden.

Die radiologische Situation in der Anlage hat sich im Bewertungszeitraum signifikant verbessert. Dank den Optimierungsmassnahmen des Strahlenschutzes und konsequenter Anwendung des ALARA-Prinzips, aber auch aufgrund verkürzter Revisionsdauern, konnten die Individual- und Kollektivdosen deutlich gesenkt werden. Die gesunkenen Werte belegen die wirkungsvolle Arbeit des KKB-Strahlenschutzes und die Erfüllung des entsprechenden Artikels in der StSV, der eine Optimierung des Strahlenschutzes verlangt. Dennoch ist durch die Anpassung an den aktuellen Stand der Technik eine weitere Optimierung des Strahlenschutzes in einzelnen Arbeitsgebieten möglich.

Bei der Bewertung der Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt muss zunächst festgehalten werden, dass sämtliche bewilligten Abgabelimiten in der Beurteilungsperiode eingehalten wurden. Ein Vergleich der Abwasserabgaben des KKB mit den Werten anderer europäischer DWR zeigt jedoch, dass die flüssigen Abgaben des KKB über dem Mittelwert der anderen Anlagen liegen. Hier sind noch Anstrengungen erforderlich, um die Abgabe radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser mindestens auf den eben genannten Mittelwert zu reduzieren.

Bei den Abgaben radioaktiver Stoffe mit der Abluft kann festgehalten werden, dass die Aktivitätsabgaben auf tiefem Niveau lagen und dass die tatsächlichen Abgaben in der Regel unterhalb 1-2% der Jahresabgabelimiten liegen.

Bei der Bewertung der Betriebserfahrungen des KKB 2 während des Berichtszeitraums kommt die HSK zum Schluss, dass der sichere Anlagenbetrieb jederzeit gewährleistet war und der Sicherheit der Anlage immer Priorität eingeräumt wurde. Dem KKB kann eine umsichtige Betriebsführung bescheinigt werden, die zu einer sehr guten Verfügbarkeit der Anlage mit wenigen störungsbedingten Abschaltungen geführt hat.

10.2.3 Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude, Systeme und Komponenten

Die sicherheitsrelevanten Gebäude, Systeme und Komponenten haben im Berichtszeitraum ihre Funktionen zuverlässig erfüllt und entsprechen den Anforderungen für den sicheren Betrieb der Anlage. In einzelnen Bereichen hat die HSK Handlungsbedarf erkannt und Verbesserungspotential identifiziert um sicherzustellen, dass dies auch für die nächste Beurteilungsperiode gewährleistet ist.

Die Sicherheitssysteme zeigten im Berichtszeitraum eine gute Verfügbarkeit. Die HSK bewertet das Funktions- und Wiederholungsprüfprogramm sowie die vorbeugenden und störungsbedingten Instandhaltungsmassnahmen im KKB als den Anforderungen entsprechend. Bei Prüfungen wurden wenige Befunde von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung festgestellt.

Die HSK stellt fest, dass die Konzepte zum Blitz- und Brandschutz sowie das Konzept der Interventions- und Fluchtwege die gültigen Anforderungen erfüllen.

Durch Anlagenänderungen an den Sicherheitssystemen konnte das Sicherheitsniveau der Anlage deutlich verbessert werden. Mit gezielten Anlagenänderungen (Tabelle 3.3-1) wurde KKB 2 in weiten Bereichen auf dem Stand der Technik gehalten. Diese Anlagenänderungen bestanden zum Teil im Ersatz bestehender Komponenten, in der Verbesserung von bestehenden Systemen, im Austausch oder in der Nachrüstung ganzer Systeme.

Die Auflagen aus der bestehenden Betriebsbewilligung und die Pendenzen aus dem HSK-Gutachten von 1994 konnten im Berichtszeitraum abgeschlossen oder erfüllt werden (Kap. 2). Teilweise ist KKB über die Forderungen der HSK hinausgegangen und hat dabei Teile oder ganze Systeme modernisiert.

10.2.4 Alterung

Die Alterungsüberwachung wird im KKB in ausreichendem Umfang durchgeführt. Die Gebäude, Systeme und Komponenten mit sicherheitstechnischer Bedeutung befinden sich insgesamt in einem guten Zustand.

Mit dem eingeführten Alterungsüberwachungsprogramm wird sichergestellt, dass alle alterungsbedingten Degradationsmechanismen systematisch erfasst und überwacht werden, und dass gegebenenfalls gezielte Massnahmen ergriffen werden, damit die Sicherheit zu jeder Zeit gewährleistet ist. Im Rahmen der Instandhaltung und Alterungsüberwachung werden sicherheitstechnisch wichtige Komponenten systematisch gewartet, zerstörungsfrei geprüft und im Hinblick auf Alterungsprozesse bewertet, welche die Funktionsfähigkeit der Komponenten beeinträchtigen könnten. Daraus resultierende Konsequenzen, beispielsweise auf Prüfumfang, sowie auf Prüf- und Instandhaltungsintervalle, werden von KKB gezogen und begründen auch das gute Betriebsergebnis, das sich in einer hohen Verfügbarkeit der Anlage ausdrückt.

Im KKB 2 wurde 1971 der Probetrieb aufgenommen; der kommerzielle Betrieb begann 1972. Die Auslegung der Anlage wurde auf der Grundlage einer Betriebsdauer von vierzig Jahren durchgeführt; zum Nachweis der Einhaltung der Auslegungsgrenzen wird von KKB eine Buchhaltung geführt, die auch einen Vergleich der aufgetretenen Störfälle, Transienten (z.B. An- und Abfahren der Anlage) und Lastfälle zur Auslegungsbasis ermöglicht. Dieser Vergleich zeigt, dass die bisher effektiv aufgetretenen Belastungen deutlich geringer sind als die der Auslegung für einen 40-jährigen Betrieb zugrunde gelegten Annahmen. Für sicherheitstechnisch wichtige Ausrüstungen führten die bisher effektiv aufgetretenen Belastungen zu einer resultierenden Ermüdungsausnutzung von kleiner als 30%.

Ein weiterer Bestandteil der Alterungsüberwachung ist das Bestrahlungsprobenprogramm. Die Ergebnisse dieses Programms lassen bezüglich der Versprödung des Reaktordruckbehälters keine Einschränkungen für einen sicheren Weiterbetrieb erkennen.

Der Nachweis für einen Betrieb über 40 Jahre hinaus dürfte deshalb ohne weiteres möglich sein, muss aber formal noch geführt werden. So wurde z.B. der Nachweis für die Anforderungen zum Leck-vor-Bruch-Kriterium des gesamten Primärkreislaufs bisher von der HSK für eine Betriebsdauer von 40 Jahren anerkannt.

10.2.5 Verhalten der Anlage bei Auslegungsstörfällen

Die Analysen zum Verhalten der Anlage bei Auslegungsstörfällen zeigen, dass die Einhaltung der Schutzziele Reaktorabschaltung, Kühlung der Brennelemente, Einschluss der radioaktiven Stoffe und Begrenzung der Strahlenexposition gewährleistet ist.

Die im Sicherheitsbericht von KKB 2 dokumentierten Störfallanalysen des Reaktorlieferanten basieren auf früheren Rechenmethoden, die sich als sehr konservativ erwiesen haben. Auch berücksichtigen diese Störfallanalysen in mehreren Fällen nicht mehr die tatsächliche Anlagenkonfiguration und die aktuelle Brennstoffeinsatzstrategie. Im Bewertungszeitraum wurden vom Brennelement-Lieferanten ergänzende Analysen durchgeführt, welche die vorstehend genannten Defizite weitgehend beheben.

Die Ergebnisse der radiologischen Störfallanalysen (Tab. 7.9.2-17) zeigen auf, dass die Auswirkungen in der Umgebung – unter Berücksichtigung der dargelegten Massnahmen und Änderungen – bei allen untersuchten Störfällen unterhalb den in der Richtlinie HSK-R-11 festgelegten Dosiswerten bleiben.

Zusammenfassend stellt die HSK fest, dass das Sicherheitskonzept in Beznau zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle geeignet ist. Damit ist auch gezeigt, dass die dazu benötigte Störfallinstrumentierung angemessen ist und dass die Grenzwerte für die Auslösung von Schutzfunktionen adäquat festgelegt sind.

10.2.6 Auslegungsüberschreitende Störfälle

Mit der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) hat sich eine Analysemethodik etabliert, die eine umfassende quantitative Bewertung des Risikos schwerer Unfälle erlaubt. Die PSA stellt aus Sicht der HSK eine wertvolle Ergänzung zur deterministisch orientierten Bewertung des Sicherheitskonzepts einer kerntechnischen Anlage dar.

Die von KKB eingereichten PSA-Studien der Stufe-1 zeigen, dass der Block 2 des KKB ein im internationalen Vergleich hohes Sicherheitsniveau sowohl für den Volllastbetrieb als auch für den Stillstand und Schwachlastbetrieb aufweist. Unter Berücksichtigung der nachträglich erfolgten Aktualisierung der Zuverlässigkeitsdaten von 1995 bis 2001 beträgt die für den Volllastbetrieb ausgewiesene mittlere Kernschadenshäufigkeit $6.9E-06$ pro Jahr (Core Damage Frequency, CDF, Kap. 8.1) und die für den Stillstand- und Schwachlastbetrieb ausgewiesene mittlere Brennstoffschadenshäufigkeit $1.6E-05$ pro Jahr (Fuel Damage Frequency, FDF, Kap. 8.3). Die CDF liegt deutlich unter dem von der amerikanischen Aufsichtsbehörde (NRC) und der Internationalen Atomenergie Agentur (IAEA) empfohlenen Richtwert von $1.0E-04$ pro Jahr für bestehende Kernkraftwerke. Für die FDF gibt es bis heute noch keinen international empfohlenen Richtwert, da die Durchführung einer PSA der Stufe-1 für den Stillstand- und Schwachlastbetrieb noch nicht so verbreitet ist wie die Durchführung der PSA der Stufe-1 für den Volllastbetrieb.

Die aktuelle CDF hat sich gegenüber dem in der ursprünglichen PSA-Studie ausgewiesenen Wert ca. um den Faktor 1.6 verringert. Diese Verringerung ist insbesondere auf die Nachrüstung eines weiteren Systems zur Bespeisung der Dampferzeuger (Notspeisewassersystem) sowie auf die positive Betriebserfahrung beider Blöcke des KKB zurückzuführen. Durch die noch nicht in den PSA-Studien für den Volllastbetrieb und den Stillstand und Schwachlastbetrieb berücksichtigte Ertüchtigung der Gleichstromversorgung der Nicht-Notstandanlage ist die Sicherheit des Blocks 2 des KKB weiter erhöht worden, resp. die CDF und FDF dürften sich weiter reduzieren.

Aufgrund der zielgerichteten Nachrüstungen in der Vergangenheit ist das Sicherheitskonzept des Blocks 2 des KKB sowohl für den Leistungsbetrieb als auch für den Stillstand- und Schwachlastbetrieb als ausgewogen zu bewerten. Weder ein auslösendes Ereignis noch eine Ereignisgruppe dominiert die CDF bzw. die FDF. Der relativ hohe Einfluss von Operateurhandlungen auf die Risikokenngrößen ist für ein Kernkraftwerk amerikanischer Auslegung charakteristisch. Die Sicherheitssysteme der Notstand- und der Nicht-Notstandanlage haben annähernd gleiche sicherheitstechnische Bedeutung, wobei insgesamt gesehen der Notstand-Stromversorgung die höchste Bedeutung zukommt.

Die in der PSA-Studie der Stufe-2 für den Volllastbetrieb ausgewiesene mittlere Häufigkeit einer frühen und hohen Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung (Large Early Release Frequency, LERF, Kap. 8.2) infolge eines schweren Unfalls beträgt für den Block 2 des KKB $4.0E-07$ pro Jahr. Diese Häufigkeit ist wesentlich geringer, als der von der Internationalen Atomenergie Organisation (IAEA) empfohlene Richtwert von $1.0E-05$ pro Jahr. Im Vergleich zur ursprünglichen PSA der Stufe-2 hat sich die Häufigkeit für eine frühe und hohe Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung um den Faktor 10 verringert. Diese Reduktion ist auf mehrere Faktoren zurückzuführen, wie z.B. zusätzliche Massnahmen zur Verhinderung eines Kernschadens bzw. zur Begrenzung der Folgen eines schweren Unfalls als auch systemtechnische Verbesserungen (z.B. Containmentisolation) sowie neue Erkenntnisse bezüglich geringerer Belastungen des Containments in der frühen Unfallphase (insbesondere durch Wasserstoff-Verbrennungen und direkter Containment-Aufheizung).

10.2.7 Notfallschutz

Im Bewertungszeitraum hat KKB mit der Einsetzung des NOVO Teams, mit dem Abschluss der POST-LOCA-Studie sowie mit weiteren Massnahmen wie der periodischen Anpassung der Notfalldokumentation (insbesondere mit der Regelung des Ablaufes "schnelle Störfälle") und der Entwicklung und Einführung der technischen Entscheidungshilfen für das Notfallmanagement bei schweren Unfällen (SAMG) eine Verbesserung der Notfallbereitschaft erreicht. Die Notfallorganisation des KKB besitzt damit die Voraussetzungen, Störfälle in der Anlage weitestgehend zu beherrschen und die rechtzeitige Alarmierung der externen Stellen zu gewährleisten.

Im Bereich des anlageexternen Notfallschutzes wird mit einer raschen Einsatzbereitschaft der Führungsstäbe bei den betroffenen Kantonen und Gemeinden sowie deren Ausbildung dafür gesorgt, dass die Umsetzung der angeordneten Massnahmen zeitgerecht erfolgen kann. Eine zentrale Fernsteuerung der Sirenen auf Stufe Kanton, wie sie mit der neuen Alarmierungsverordnung verlangt wird, wird zukünftig eine weitere Verbesserung der Notfallbereitschaft ergeben.

10.2.8 Schlussfolgerung

Die HSK ist gemäss Verordnung betreffend die Aufsicht über die Kernanlagen (SR 732.22, Stand 14.03.1983) die Aufsichtsbehörde des Bundes in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz von Kernanlagen. Damit obliegt ihr die Erstellung eines Gutachtens zum Antrag der Nordostschweizerischen Kraftwerke AG auf Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung für KKB 2. Die HSK hat im vorliegenden Gutachten die Betriebsführung und die Sicherheit des KKB 2 auf der Grundlage der Ergebnisse der von KKB vorgelegten Periodischen Sicherheitsüberprüfung beurteilt.

Zusammenfassend stellt die HSK fest, dass im Kernkraftwerk Beznau ein hohes Mass an technischer und organisatorischer Sicherheitsvorsorge getroffen ist, dass die Anlage während der vergangenen 10 Jahre zuverlässig betrieben wurde, und dass die Anlage in dieser Zeit durch Nachrüstungen wesentlich modernisiert und verbessert wurde. Mit dem eingeführten Alterungsüberwachungsprogramm

wird sichergestellt, dass die alterungsbedingten Degradationsmechanismen systematisch erfasst und überwacht werden, und dass gegebenenfalls gezielte Massnahmen ergriffen werden, damit die Sicherheit des Blocks 2 des KKB jederzeit gewährleistet ist. Durch das Qualitäts-Management-System, Umwelt-Management-System, Arbeitssicherheits-Management-System und das im Aufbau begriffene Integrierte Management-System wird die korrekte Umsetzung und ständige Verbesserung aller sicherheitsrelevanten Prozesse sichergestellt. KKB hat aufgezeigt, dass damit auch der Sicherheit Priorität unter allen betrieblichen Zielsetzungen eingeräumt wird.

Die Beurteilung der Periodischen Sicherheitsüberprüfung durch die HSK hat gezeigt, dass in der Vergangenheit von KKB alle Nachrüstmassnahmen unabhängig von der Genehmigungssituation der Blöcke 1 und 2 durchgeführt wurden. Diese Nachrüstungen tragen massgeblich dazu bei, dass die Überprüfung der HSK keine bedeutenden Sicherheitsdefizite aufzeigt. Die dennoch in diesem Gutachten geforderten Verbesserungsmassnahmen betreffen z. T. Nachweise, die von KKB zu erbringen sind um den hohen Sicherheitsstand aufzuzeigen und gegebenenfalls zu Nachrüstungen führen können. Andere Verbesserungsmassnahmen tragen entweder zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung bei oder dienen der Anpassung an die Erfahrung und den Stand der Technik. Die Gründe für die Massnahmen sind in dem vorliegenden Gutachten ausführlich dargelegt. Der sichere Betrieb von KKB 2 ist trotz dieser Massnahmen nicht in Frage gestellt. Die HSK wird die in Kap. 10.4. aufgeführten Verbesserungsmassnahmen im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit als PSÜ-Pendenzen verfolgen.

Die HSK stellt fest, dass aufgrund ihrer vorhergehend dargestellten Beurteilung keine sicherheitstechnischen Tatsachen gefunden wurden, die einer Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung für KKB 2 entgegenstehen.

Aus Sicht der HSK erfüllt KKB 2 die Voraussetzungen für einen sicheren Weiterbetrieb.

10.3 Auflagen

Die Auflagen aus der bestehenden Betriebsbewilligung aus dem HSK-Gutachten von 1994 konnten im Berichtszeitraum abgeschlossen oder erfüllt werden (Kap. 2). Die befristete Bewilligung des Betriebs von KKB 2 endet am 31.12.2004. Damit erlöschen für KKB 2 auch die periodisch zu erfüllenden Auflagen 3.1, 3.2, 3.9 und 3.11 aus der bestehenden Betriebsbewilligung. Für die neue Betriebsbewilligung empfiehlt die HSK, die periodisch zu erfüllenden Auflagen bis auf die Auflage 3.9 zu übernehmen. Die Vorgehensweise der in Auflage 3.9 geforderten periodischen Aktualisierung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse ist von KKB zwischenzeitlich in einer Verfahrensvorschrift spezifiziert worden. Aus Sicht der HSK ist mit dieser Verfahrensvorschrift sichergestellt, dass die Auflage auch in Zukunft erfüllt wird.

Aufgrund der vorliegenden sicherheitstechnischen Begutachtung empfiehlt die HSK zusätzliche Auflagen, die für den weiteren Betrieb des KKB 2 von besonderer Bedeutung sind.

Die HSK schlägt somit folgende Auflagen für die neue Betriebsbewilligung vor:

Auflage PSÜ-A 1/10.3-1: Thermische Leistung des Reaktors

Die thermische Leistung des Reaktors darf im stationären Betrieb den Wert von 1130 MW nicht überschreiten. (Auflage 3.1 aus der Betriebsbewilligung von 1994)

Auflage PSÜ-A 2/10.3-2: Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt

Bei der Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt aus beiden Blöcken des KKB müssen folgende Grenzwerte eingehalten werden. (Auflage 3.2 aus der Betriebsbewilligung von 1994)

a) Abgaben an die Atmosphäre

Nuklidgruppe	Jahresabgabelimite [Bq/a]	Kurzzeitabgabelimite
Edelgase (bezogen auf CA= $2 \cdot 10^5$ Bq/m ³)	$1 \cdot 10^{15}$	$4 \cdot 10^{13}$ Bq/Tag
Iod-131	$4 \cdot 10^9$	$9 \cdot 10^8$ Bq/Woche
Aerosole mit $T_{1/2} > 8$ Tage (γ , β , ohne Iod)	$6 \cdot 10^9$	$7 \cdot 10^8$ Bq/Woche

b) Abgaben mit dem Abwasser

	Jahresabgabelimite [Bq/a]	Kurzzeitabgabelimite
Abwässer ohne Tritium bezogen auf LE= $2 \cdot 10^2$ Bq/kg	$4 \cdot 10^{11}$	
Tritium im Abwasser	$7 \cdot 10^{13}$	
Maximale Konzentration im Abwasser bei der Abgabe		100 LE

Auflage PSÜ-A 3/10.3-3: Sicherheitsbericht

Der Sicherheitsbericht ist jährlich auf seine Richtigkeit zu überprüfen und in Zeitabständen von höchstens 4 Jahren zu revidieren. (Auflage 3.11 aus der Betriebsbewilligung von 1994)

Auflage PSÜ-A 4/4.2.5-1: Full-Scope-Replica-Simulator

Das KKB hat bis Ende 2007 für die Ausbildung des Betriebspersonals einen KKB-spezifischen Full-Scope-Replica-Simulator zur Verfügung zu stellen. Bei der Auslegung und Standortwahl ist zu berücksichtigen, dass dieser Simulator im Rahmen der Möglichkeiten des Softwaremodells auch für Notfallübungen und Lizenzprüfungen einsetzbar sein soll.

Auflage PSÜ-A 5/5.7.1-1: Abgaben radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser

Das KKB muss seine Anstrengungen fortsetzen, um die Abgaben radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser deutlich zu reduzieren. Als Ziel ist eine Reduktion der flüssigen Abgaben bis zum Jahr 2007 auf mindestens den Medianwert der europäischen Druckwasserreaktoren anzustreben. Dazu ist der HSK ein jährlicher Fortschrittsbericht zu liefern.

Auflage PSÜ-A 6/6.5.1-1: Leckageüberwachung des Primärkreises

KKB hat bis Ende 2004 den Nachweis zu erbringen, dass mit den bestehenden Mitteln Leckagen von Primärkühlmittel, insbesondere im Bereich der für Borsäurekorrosion empfindlichen Komponenten, auch wesentlich unterhalb der Limite der Technischen Spezifikationen rechtzeitig erkannt, lokalisiert und bewertet werden können. Sollte dieser Nachweis nicht möglich sein, ist bis zum gleichen Zeitpunkt ein Konzept zur Ertüchtigung der Leckageüberwachung vorzulegen.

Auflage PSÜ-A 7/6.17-1: Verlängerte Betriebsdauer

KKB hat rechtzeitig vor Ablauf der 40-jährigen Betriebsdauer, d.h. bis Ende 2010 die Nachweise zu erbringen, dass die Auslegungsgrenzen der sicherheitstechnisch relevanten Anlageteile auch in einer verlängerten Betriebsdauer nicht erreicht werden. Andernfalls sind rechtzeitig Nachrüstmassnahmen durchzuführen.

Auflage PSÜ-A 8/8.1.5.2-1: Probabilistische Erdbebenanalyse

Die im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführte Erdbebenanalyse ist so zu überarbeiten und zu aktualisieren, dass sie dem Stand der Technik und der aktuellen Anlagekonfiguration entspricht. Insbesondere sind:

- a) die Entscheide zur Auswahl der Komponenten und Bauteile (Screening) anhand eines modernen, auf einer umfassenden Anlagenbegehung beruhenden Verfahrens zu treffen.
- b) die Fragilityanalysen mit einem modernen Verfahren insgesamt zu aktualisieren.

Diese Überarbeitung, bei der die von der HSK akzeptierten Ergebnisse der neuen Erdbebengefährdungsstudie (Projekt PEGASOS) zu berücksichtigen sind, ist spätestens bis Ende 2007 durchzuführen. Das Vorgehen ist mit der HSK abzustimmen.

10.4 PSÜ-Pendenzen

10.4.1 PSÜ-Pendenzen aus dem Bereich Organisation und Personal

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 1/4.3-1: Die HSK fordert, dass das KKB bei neuen oder geänderten Vorschriften prüft, ob eine systematische Validierung notwendig ist. Die diesbezügliche Entscheidung soll dokumentiert und bei negativer Entscheidung (d. h. wenn keine Validierung für nötig befunden wird) begründet werden. Zudem soll diese Prüfung in den Änderungsprozess im Rahmen des Qualitätsmanagementsystems bis Ende 2004 aufgenommen werden.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 2/4.3-2: Die HSK fordert, dass das KKB bis Ende 2005 ein Konzept vorlegt, wie sich die Benutzungsfreundlichkeit der Technischen Spezifikationen so verbessern lässt, dass das Betriebspersonal diese schnell und zweifelsfrei interpretieren kann. Im Rahmen der Konzeptarbeit soll eine systematische Analyse des Ist-Zustandes vorgenommen werden, unter Berücksichtigung von Ergonomie und Gebrauchstauglichkeit. Aufgrund der Ergebnisse sind die Verbesserungsziele und das Vorgehen bei der Entwicklung, Verifikation und Validierung der neuen Technischen Spezifikationen festzulegen. Der Ist-Zustand und die geplanten Veränderungen sind hinsichtlich ihrer Bedeutung für die nukleare Sicherheit zu bewerten. Nach Vorliegen dieses Konzepts wird die HSK Anforderungen an das weitere Vorgehen festlegen

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 3/4.5-1: Um nachzuweisen, dass das Qualitätsmanagement-System (QMS) des KKB den geltenden kernkraftwerksspezifischen QM-Vorgaben entspricht, hat das KKB bis Ende 2005 einen detaillierten Vergleich seines QMS mit den Anforderungen gemäss IAEA Nr.50-C/SG-Q durchzuführen. Das QMS ist mit jeder einzelnen Anforderung aus dem Code, dem Guide Q6 (Procurement) und dem Guide Q13 (Operation) der IAEA Safety Series Nr.50-C/SG-Q (Version 1996) detailliert zu vergleichen. Es sind jeweils die konkreten Arbeitsanweisungen anzugeben, mit denen eine Anforderung behandelt wird. Abweichungen sind zu begründen.

10.4.2 PSÜ-Pendenzen aus dem Bereich Betriebserfahrung der Gesamtanlage

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 4/5.5.1-1: KKB hat bis Ende 2004 zu beurteilen, ob das gegenwärtige Wiederholungsprüfprogramm für alle Typen von Stossbremsen voll geeignet ist, die Funktion der Stossbremsen im Anforderungsfall zu gewährleisten und Blockierungen zu verhindern. Ansonsten sind geeignete Prüfungen in das Wiederholungsprüfprogramm aufzunehmen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 5/5.5.1-2: Die Einteilung der Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Prüfkategorien 2.1 und 2.2 (gemäss NE-14, Rev. 5) ist bis spätestens Ende März 2006 für alle Wiederholungsprüfprogramme unter Verwendung der bis Ende 2005 vorliegenden Erkenntnisse aus den Alterungsüberwachungsprogrammen zu überprüfen und, wenn erforderlich, zu revidieren. Der HSK ist bis Mitte 2006 über die Ergebnisse der Überprüfung schriftlich zu berichten.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 6/5.5.1-3: Die Schweissnaht mit Backing-Ring im JSI-System ist in die Kategorie 2.2 einzustufen, wobei eine volumetrische Prüfung der Naht gefordert ist.

Es ist zu überprüfen, ob die Rohrleitungsabschnitte des primären Nebenkühlwassersystems im Bereich der Containmentdurchführungen wegen Korrosion in Kategorie 2.2 einzustufen sind.

Beide Aktionen sind bis Mitte 2004 zu erledigen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 7/5.6.8-1: Das KKB muss der HSK bis Ende 2005 ein umfassendes Konzept zur Überwachung der radiologischen Situation in der kontrollierten Zone vorlegen. Ausgehend von den Anforderungen der HSK-Richtlinie R-07 bezüglich des operationellen Strahlenschutzes sind Schutzziele zu definieren, deren Einhaltung durch Messeinrichtungen zu überwachen ist. In angemessener Weise zu betrachten sind die Dosisleistung und Kontamination in Räumen sowie Edelgas-, Jod- und Aerosolaktivitätskonzentrationen in der Raumluft einschliesslich ihrer Anzeige, Registrierung und Alarmierung vor Ort und an einer ständig besetzten Stelle wie z.B. dem Kommandoraum. Verbesserungen sind zu identifizieren und deren Umsetzung nach der Freigabe des Konzepts durch die HSK in die Wege zu leiten.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 8/5.6.9-1: Das KKB muss bis Mitte 2005 ein praktikables messtechnisches Konzept für eine kontinuierliche und registrierende Überwachung der Aktivitätskonzentration in der Atemluft während der Brennelementhandhabungen im Sicherheitsgebäude und im Lager für bestrahlte Brennelemente darlegen. Verbesserungen sind zu identifizieren und deren Umsetzung nach der Freigabe des Konzepts durch die HSK in die Wege zu leiten.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 9/5.7.1-1: Die HSK verlangt, dass spätestens ab Anfang 2005 die Strontium-Messungen in der Abluft und die α -Messungen im Abwasser vom KKB gemäss dem Abgabereglement durchgeführt werden.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 10/5.8.2-1: KKB muss das Rückstandslager bis Mitte 2005 für Erdbeben der Häufigkeit $1 \cdot 10^{-4}/a$ requalifizieren und im Rahmen dieser Requalifikation auch auf die radiologischen Folgen eines Erdbebens dieser Häufigkeit eingehen.

10.4.3 PSÜ-Pendenzen aus dem Bereich sicherheitstechnisch wichtige Gebäude, Systeme und Komponenten

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 11/6.5.2-1: Schadensbefunde an RDB-Deckel- und Bodendurchführungen in ausländischen Anlagen in jüngster Zeit haben wichtige Erfahrungen vermittelt. Die Wiederholungsprüfprogramme für die RDB-Deckel- und Bodendurchführungen sind unter Berücksichtigung vorliegender weltweiter Erfahrungen dem Stand der Technik anzupassen. KKB wird aufgefordert, der HSK bis Ende 2004 einen Vorschlag zu unterbreiten.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 12/6.5.2-2: KKB hat den Nachweis zu erbringen, dass die von Westinghouse berechnete Deckeltemperatur mit einem für diesen Zweck validierten Verfahren bestimmt wurde. Dabei ist die Validierung des Verfahrens der HSK bis Mitte 2004 darzulegen. Sollte dies nicht möglich sein, ist eine repräsentative Betriebstemperatur des RDB-Deckels mittels Temperaturmessungen an verschiedenen Orten des Deckels zu bestimmen, um die Angabe von 302°C zu verifizieren.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 13/6.5.3-1: Im KKB liegen Prüfergebnisse von KKB 1 zu zerstörungsfreien und zerstörenden Prüfungen an Teilen der Hauptkühlmittelleitung vor, die der HSK bis Mitte 2004 darzulegen sind (Übersicht der Messungen, Bewertung). Kann aufgrund der vorhandenen Prüfergebnisse kein ausreichender Nachweis erbracht werden, um den rissfreien Zustand der Schweißnähte in austenitischen Gussteilen der Hauptkühlmittelleitungen zu verifizieren, sind an Teilen, die beim Dampferzeugeraustausch herausgetrennt wurden und die für in der Leitung verbliebene Teile repräsentativ sind, zerstörungsfreie und zerstörende Prüfungen in Bezug auf Rissbildung durchzuführen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 14/6.5.3-2: KKB hat bis Mitte 2004 darzulegen, inwieweit die Erkenntnisse der geführten LvB-Nachweise in eine Modifikation der Auslegungsbasis eingeflossen sind. Insbesondere sind dabei die Effekte von fluiddynamischen Lasten auf den Reaktorkern sowie die Standfestigkeit und Strukturintegrität der Komponenten des Primärkreislaufs anzusprechen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 15/6.6.4-1: Der Prüfumfang der Typ-C-Tests ist auf alle Leitungen auszudehnen, die in das Reaktorkühlsystem münden, sowie die Leitungen des Druckhalter-Entlastungstanks und des Sicherheitsgebäude-Entwässerungstanks sind zu berücksichtigen. KKB reicht bis Ende 2004 ein Konzept bei der HSK ein.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 16/6.6.4-2: In den Technischen Spezifikationen Beznau sind eindeutige und vollständige Angaben über den Prüfumfang, Prüffrequenz und Prüfdruck der Typ-C-Tests festzuschreiben. Sie sind diesbezüglich bis Ende 2004 zu überarbeiten.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 17/6.6.4-3: Der Prüfdruck und die Prüffrequenz der Typ-B-Tests sind bis zum 30.06.2004 zu präzisieren und an 10 CFR 50 App. J anzupassen sowie in den Technischen Spezifikationen festzuhalten. Bei Abweichungen zum 10 CFR 50 App J sind diese im Detail zu begründen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 18/6.6.4-4: Die Primärcontainment-Durchdringungen der Probenahmeleitungen vom Druckhalter-Entlastungstank (A2) und vom Sicherheitsgebäude-Entwässerungstank (A3) zum Gasanalysator sind so auszuführen, dass das Einzelfehlerkriterium erfüllt wird. Die entsprechenden Arbeiten sind spätestens in der Revision 2005 durchzuführen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 19/6.6.4-5: Die Primärcontainment-Durchdringungen der Probenahmeleitungen (G2) zur radiologischen Überwachung der Primärcontainmentluft, welche auch zur Zeit zur Überwachung und Lokalisierung von Primärwasserleckagen eingesetzt werden, sind so auszuführen, dass sie das Einzelfehlerkriterium erfüllen und dem Stand der Technik entsprechen. Für den Fall, dass die genannten Leitungen für beide Zwecke nicht mehr genutzt werden, sind sie zurückzubauen. Die entsprechenden Arbeiten sind spätestens in der Revision 2006 durchzuführen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 20/6.10.4-1: Bei der von KKB mittelfristig geplanten Qualifizierung der Ultraschallhandprüfung für ferritische Rohrleitungsschweissnähte sind Testkörper zu verwenden, mit denen die bekannten Prüferschwernisse, die an den Frischdampf- und Speisewasserleitungen des KKB bestehen, (z. B. Wurzeldurchhang, Kantenversatz, Counterbores) realistisch nachgebildet werden.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 21/6.11-1: KKB hat die baulichen Brandschutzmassnahmen in der Primäranlage zu überprüfen und der HSK bis Ende 2005 ein Konzept über die erforderlichen Nachrüstmassnahmen vorzulegen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 22/6.11-2: KKB hat die sieben Löschanlagen der Primäranlage in den Nebengebäuden einer Gesamtüberprüfung zu unterziehen und legt der HSK ein Konzept für eine Generalüberholung bis Ende 2005 vor.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 23/6.14-1: KKB muss bis Ende 2004 der HSK einen Ergebnisbericht zur Ursachenforschung für die gestiegenen Abgasvolumina vorlegen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 24/6.15-1: Das Probenahme- und Messsystem zur Überwachung der Primärcontainmentluft ist bis Ende 2006 zu ertüchtigen. Bei der technischen Umsetzung sind auch das Einzelfehlerkriterium für die Primärcontainment-Isolation einzuhalten, Durchdringungen mit kleinem Durchmesser zu nutzen und die Anforderungen gemäss Richtlinie HSK-R-47 insbesondere hinsichtlich der Strömungsgeschwindigkeit zu beachten.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 25/6.15-2: Die hinsichtlich Medium und Umgebungsbedingungen bei Störfällen relevanten Auslegungsbedingungen des Monitors RM-92 sind bis Ende 2004 zu überprüfen. Gegebenenfalls ist der Monitor zu ertüchtigen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 26/6.15-3: Zur Strahlenmesstechnik ist die Dokumentation bis Ende 2005 zusammenfassend zu verbessern bzw. zu ergänzen. Dabei sind folgende Punkte zu beachten:

- c) technische Beschreibung, vollständige technische Daten sowie Einsatz- und Umgebungsbedingungen, Kalibrierzertifikate einschliesslich einer Darlegung der Rückverfolgbarkeit auf Referenznormale, Messbereiche und Nachweisgrenzen, Ableitung und Begründung der Grenzwerte und aktueller Standortplan.
- d) Methoden zur Bilanzierung der Abgaben radioaktiver Stoffe einschliesslich der erreichten Nachweisgrenzen mit der Kaminfortluft und dem Abwasser.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 27/6.15-4: In den Technischen Spezifikationen sind bis Ende 2004 die Prüfintervalle der Strahlenmessgeräte gemäss Richtlinie HSK-R-47 anzupassen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 28/6.15-5: Die Richtlinie HSK-R-47 ist bis Ende 2004 vollständig umzusetzen. Der experimentelle Nachweis, dass die Verluste für Aerosole und Partikel zwischen den Eintrittsöffnungen der Probenahmesonden und den Filtern der Messgeräte kleiner 50 % sind, ist für die Aerosolmesssysteme RE-96 und RE-98 im Notstandgebäude, die noch nicht geprüften mobilen Aerosolmonitore und für die Kaminfortluftüberwachung zu erbringen. Bei der Kaminüberwachung ist auch für Jod ein Nachweis zu liefern. Falls die geforderten Nachweise zu den Gesamtübertragungsraten nicht erbracht werden können, sind konstruktive Verbesserungen vorzunehmen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 29/6.16.1-1: Das KKB muss bis Ende 2004 den Status der grünen Bodenmarkierung als Orientierungshilfe geklärt und bereinigt haben. Das Ausgangskonzept muss auf das Fluchtwegekonzept widerspruchsfrei abgestimmt werden.

10.4.4 PSÜ-Pendenzen zum Verhalten der Anlage bei Auslegungsstörfällen

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 30/7.4.1-1: Bis Ende 2004 sind die Störfallvorschriften für Kühlmittelverluststörfälle so zu überarbeiten, dass im Falle kleiner Lecks mit dem Abkühlen resp. Druckabsenken des Primärkreislaufs möglichst rasch begonnen und die maximal zulässige Abkühlrate angestrebt wird.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 31/7.9.2.6-1: KKB hat die Abluftanlagen des Brennelementlagers mit Aktivkohlefiltern nachzurüsten. Das Konzept ist der HSK bis zum Oktober 2004 einzureichen. Diese Aktivkohlefilter sind während den Brennelement-Handhabungen in Betrieb zu halten.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 32/7.10-1: Die Störfallanalysen im Sicherheitsbericht von KKB 2 sind unter Berücksichtigung bereits vorliegender Analysen des Brennelement-Lieferanten bis Ende 2005 (nächste Revision des Sicherheitsberichts) zu aktualisieren. Mögliche Inkonsistenzen bei den Analysen in Bezug auf die aktuelle Anlagenkonfiguration (z.B. neue Dampferzeuger) sowie die Langzeitstrategie für den Brennstoffeinsatz sind im Sicherheitsbericht zu bereinigen. Bei neu durchzuführenden Analysen sind dem heutigen Stand entsprechende Rechenmethoden anzuwenden. Zusätzlich sind bei der Aktualisierung des Sicherheitsberichtes auch die in Kapitel 6 und Kapitel 7 genannten Punkte zu berücksichtigen. Das Vorgehen ist mit der HSK abzustimmen.

10.4.5 PSÜ-Pendenzen aus dem Bereich Auslegungsüberschreitende Störfälle

PSA der Stufe-1 für den Vollastbetrieb

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 33/ 8.1.1-1: Analyse der Komponenten-Zuverlässigkeit

Die im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführte Analyse der Komponenten-Zuverlässigkeit ist in folgenden Punkten zu vervollständigen:

- a) Die Bildung von Komponentenkollektiven, die Komponenten aus unterschiedlichen Systemen enthalten (Motorarmaturen, pneumatisch gesteuerte Ventile, Rückschlagklappen und Magnetventile), ist anhand der Darlegung der technischen Merkmale sowie der systemspezifischen Betriebsbedingungen und Prüfanforderungen zu begründen.

- b) Die für die Komponenten der (analogen) Messwerterfassung im KKB erfassten Ausfälle sind in die PSA-spezifische Datenauswertung einzubeziehen.
- c) Für die Komponententypen "Dampferzeuger-Sicherheitsventile", "Batterien und zugehörige Ladegeräte" sowie "Rückschlagventile" sind CCF-Zuverlässigkeitsdaten zu ermitteln und im PSA-Modell zu integrieren.
- d) Es ist aufzuzeigen, dass der verwendete generische Datensatz für die Ermittlung der Wahrscheinlichkeit von CCF die internationale Betriebserfahrung widerspiegelt. Andernfalls ist dieser zu aktualisieren.

Der Punkt a) der PSÜ-Pendenz ist von KKB bis Ende 2004 durchzuführen. Die Punkte b) bis d) sind bis Ende 2007 durchzuführen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 34/8.1.2-1: Probabilistische Analyse von Operateurhandlungen

Aus der Überprüfung der im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführten Analyse von Operateurhandlungen ergeben sich folgende zu verbessernde Punkte:

- a) Es ist zu überprüfen, inwieweit die bestehenden Vorschriften aufgrund der von der HSK identifizierten Verbesserungsmöglichkeiten zu ändern und/oder zu ergänzen sind.
- b) Im Hinblick auf die Unterstützung des Betriebspersonals ist von KKB zu überprüfen, inwieweit die analysierten und bisher nicht schriftlich fixierten Operateurhandlungen in die Vorschriften aufzunehmen sind.
- c) Zur Kalibrierung des aus der qualitativen Bewertung der Operateurhandlungen abgeleiteten, handlungsspezifischen Versagenhäufigkeitsindex sind Fehlerwahrscheinlichkeiten zu verwenden, die mit einer anerkannten Methode ermittelt sind und die werkspezifische Aspekte berücksichtigen.
- d) Das für die Bewertung von Abhängigkeiten zwischen Operateurhandlungen verwendete Verfahren ist eindeutig zu beschreiben und systematisch anzuwenden.

Die Punkte a) und b) der PSÜ-Pendenz sind von KKB bis Mitte 2004 durchzuführen. Die Punkte c) und d) sind bis Ende 2006 durchzuführen, wobei das Vorgehen mit der HSK abzustimmen ist.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 35/8.1.3.1-1: Analyse auslösender interner Ereignisse

Die im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführte Analyse der auslösenden internen Ereignisse ist in folgendem Punkt zu ergänzen:

Von KKB ist die Leckage oder der Bruch der Ablass- und der Sperrwasserrücklaufleitung des Chemie- und Volumenregelsystems KCH ausserhalb des Containments als direktes auslösendes Ereignis unter Berücksichtigung der Erkennungs- und Abspermmöglichkeiten zu untersuchen und das damit verbundene Risiko auszuweisen.

Die PSÜ-Pendenz ist von KKB bis Ende 2004 durchzuführen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 36/8.1.3.2-1: Probabilistische Ereignisablauf- und Systemanalyse

Die im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführte Ereignisablauf- und Systemanalyse ist in folgenden Punkten zu überarbeiten:

- a) *Es ist der Nachweis für die Annahme zu erbringen, dass die Notspeisewasserpumpe LSE in Verbindung mit weiteren notwendigen Verbrauchern durch die beiden Flutdieselgeneratoren versorgt werden kann. Andernfalls sind entsprechende Modelländerungen vorzunehmen.*
- b) *Es ist zu überprüfen, inwieweit die Wahrscheinlichkeit für das Versagen des Reaktordruckbehälters infolge einer Unterkühlungstransiente auf Basis einer Wahrscheinlichkeits-Verteilung für Risse abgeschätzt werden kann, ohne die Detektionsmöglichkeit durch das im KKB verwendete Prüfverfahren zu kreditieren.*

Der Punkt a) der PSÜ-Pendenz ist von KKB bis Ende 2004 durchzuführen. Der Punkt b) ist bis Ende 2006 durchzuführen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 37/8.1.5.4-1: Probabilistische Analyse externer Überflutungen

Aus der Überprüfung der im Rahmen der BERA-2000 Stufe-1 durchgeführten Analyse externer Überflutungen ergeben sich folgende zu verbessernde Punkte:

- a) *In einer Vorschrift ist eine regelmässige Überprüfung der Dächer der sicherheitsrelevanten Gebäude zur Verhinderung einer Verstopfung der Dachwasserabläufe festzulegen.*
- b) *Zusätzlich zu den bereits betrachteten Überflutungsszenarien sind die Folgen eines sequentiellen Versagens von hintereinander angeordneten Talsperren ("Domino-Effekt") und von extremem lokalem Niederschlag zu berücksichtigen.*

Der Punkt a) der PSÜ-Pendenz ist von KKB bis Ende 2004 durchzuführen. Der Punkt b) ist bis Ende 2005 durchzuführen.

PSA der Stufe-2 für den Vollastbetrieb

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 38/8.2.4-1: Containment-Ereignisablaufanalyse

Die im Rahmen der BERA-2002 Stufe-2 durchgeführte Containment-Ereignisablaufanalyse ist in folgendem Punkt zu ergänzen:

Es ist nachvollziehbar nachzuweisen, dass die für die Accident-Management-Massnahmen zur Verhinderung eines Kernschadens angesetzte Karenzzeit von zwei Stunden (Zeit zwischen Reaktorschnellabschaltung und Erreichen der Freilegung der aktiven Zone des Reaktorkerns) bei den ausgewählten Unfallsequenzen vorhanden ist.

Die PSÜ-Pendenz ist von KKB bis Ende 2004 durchzuführen.

PSA der Stufe-1 für den Stillstand- und Schwachlastbetrieb

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 39/8.3.2.1-1: Probabilistische Analyse von Operateurhandlungen

Aus der Überprüfung der im Rahmen der BESRA durchgeführten Analyse von Operateurhandlungen ergeben sich folgende Massnahmen:

- a. *Es ist zu überprüfen, inwieweit die bestehenden Vorschriften für den Stillstand aufgrund der von der HSK identifizierten Verbesserungsmöglichkeiten zu ändern und/oder zu ergänzen sind.*

- b. *Es ist eine systematische Analyse der Abhängigkeiten zwischen aufeinander folgenden Operateurhandlungen durchzuführen. Das dazu verwendete Verfahren soll konsistent sein mit dem Verfahren, welches bei der diesbezüglich ebenfalls zu revidierenden Volllast-PSA angewendet wird. Das PSA-Modell ist entsprechend anzupassen.*
- c. *Die Fehlerwahrscheinlichkeiten für die SLIM-Kalibrierung sind ausschliesslich mit einer anerkannten, auf werkspezifischen Analysen basierenden Methode zu quantifizieren.*
- d. *Es ist für die Sicherheitseinspeisesysteme, das Chemie- und Volumenregelsystem, das Steuerluftsystem und das sekundäre Nebenkühlwassersystem zu untersuchen, inwieweit Operateurhandlungen der Kategorie A zu einer Beeinträchtigung der Systemfunktion führen können. Sofern dies der Fall ist, sind diese Operateurhandlungen zu quantifizieren.*
- e. *Die Dokumentation der Analyse von Operateurhandlungen ist zu aktualisieren. Dabei sind insbesondere die zahlreichen Verweise auf die Volllast-PSA zu überarbeiten. Zudem sind die Fussell-Vesely und die Risk Achievement Worth Importanzkennliste für die Schwachlast-PSA zu dokumentieren, so dass die Bedeutung der Operateurhandlungen ersichtlich ist.*

Der Punkt a) der PSÜ-Pendenz ist von KKB bis Mitte 2004 durchzuführen. Die Punkte b) bis e) sind bis Ende 2007 durchzuführen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 40/8.3.3.2-1: Probabilistische Ereignisablauf- und Systemanalyse

Die im Rahmen der BESRA durchgeführte Ereignisablauf- und Systemanalyse ist in folgenden Punkten zu überarbeiten:

- a) *Das PSA-Modell ist an den neuen Revisionszyklus (Hybridzyklus) anzupassen.*
- b) *Die identifizierten konservativen Annahmen sind unter Berücksichtigung der diesbezüglichen HSK-Stellungnahme zu korrigieren.*
- c) *Die zwischenzeitlich durchgeführten Anlageänderungen und die bestehenden Accident-Management Massnahmen sind zu integrieren.*

Die PSÜ-Pendenz ist von KKB bis Ende 2007 durchzuführen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 41/8.3.5-1: Probabilistische Erdbebenanalyse

Die im Rahmen der BESRA durchgeführte Erdbebenanalyse ist so zu überarbeiten und zu aktualisieren, dass sie dem Stand der Technik und der aktuellen Anlagekonfiguration entspricht. Insbesondere sind:

- a) *die Entscheide zur Auswahl der Komponenten und Bauteile (Screening) anhand eines modernen, auf einer umfassenden Anlagenbegehung beruhenden Verfahrens zu treffen,*
- b) *die Fragilityanalysen mit einem modernen Verfahren insgesamt zu aktualisieren.*

Die PSÜ-Pendenz ist von KKB nach Vorliegen des von der HSK akzeptierten Schlussberichtes zur neuen Erdbebengefährdungsstudie (Projekt PEGASO) innerhalb von zwei Jahren, spätestens jedoch bis Ende 2007 durchzuführen. Das Vorgehen ist mit der HSK abzustimmen.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 42/8.4-1: Aktualisierung der Dokumentation der PSA-Studien

KKB hat bis Ende 2005 eine Liste vorzulegen, die festhält, welche der zusätzlich im Rahmen des Begutachtungsprozesses eingereichten Informationen und Analysen in die PSA-Studien integriert werden. Nach Abstimmung mit der HSK sind die Dokumentation der PSA-Studien sowie die PSA-Modelle bis Ende 2007 zu aktualisieren und zu ergänzen.

10.4.6 PSÜ-Pendenzen aus dem Bereich Notfallschutz

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 43/9.2-1: Die HSK verlangt bis Ende 2004 die Aufnahme einer Umrechnungsanleitung in die Notfalldokumentation, die eine Abschätzung der freigesetzten Aktivität im Primärcontainment aufgrund der Anzeigen der RABE-Monitore und des Monitors RE-46 für verschiedene Zeiten nach Kritikalitätssende für die Störfalltypen Auslegungs-LOCA und auslegungsüberschreitender Unfall mit Kernschmelzen erlaubt.

PSÜ-Pendenz PSÜ-P 44/9.5-1:

- a) KKB hat die werkspezifischen SAMG bis Mitte 2005 auf den Stillstandbetrieb zu erweitern.
- b) Die Unfallbegrenzungsrichtlinie "UR-R-CA6" ("Einsatzgrenzen für Containment-Druckbegrenzungssysteme") ist unter Berücksichtigung der im Rahmen des PAR-Freigabeverfahrens eingereichten Unfallanalysen zu überarbeiten. Ferner ist von KKB darzulegen, welche Möglichkeiten zur direkten oder indirekten Bestimmung der Gaszusammensetzung im Containment unter Schwerunfallbedingungen existieren. Die Arbeiten sind bis Mitte 2004 durchzuführen.

Würenlingen, den 1. März 2004

HAUPTABTEILUNG FÜR DIE
SICHERHEIT DER KERNANLAGEN



U. Schmocker

Direktor

Anhang A: Abkürzungen

AFMS	Advanced Flux Mapping System
ALARA	As Low as Reasonably Achievable ("So niedrig wie vernünftigerweise erreichbar")
AM	Accident Management
ANIS	Anlage-Informationssystem
ANPA	Anlage-Parameter Periodische Übermittlung von Anlage-Parametern an MADUK
ANS	American Nuclear Society
ANSI	American Nuclear Standards Institute
ARBUR	Arbeitsplätze für das Ressort Radioaktive Rückstände KBU-R
ASSET	Assessment of Safety Significant Events Team(s) IAEA
ASTM	American Society for Testing and Materials
ATWS	Anticipated Transient without Scram Transiente mit postuliertem Versagen der Reaktorschnellabschaltung
AURA	Aufbereitung radioaktiver Abwässer (im KKB)
AÜP	Alterungsüberwachungsprogramm
AVT	All Volatile Treatment (Konditionierung mit flüchtigen Alkalisierungsmitteln)
AWARE	Alarmsystem mit Filterung und Priorisierung der Alarmmeldungen. "AWARE" ist keine Abkürzung (aware, engl. für aufmerksam, etwas gewahr werden).
AZ	Anlagenzustand gemäss Technischen Spezifikationen
BE	Brennelemente
BEB	Betriebserfahrungsbericht des KKB
BERA	Beznau Probabilistic Risk Assessment
BESRA	Beznau Probabilistic Shutdown Risk Assessment
BFE	Bundesamt für Energie BFE
BFL	Notstromschiene
BOTA	Borwasservorrattank
BRANCO	Projekt zur Durchführung von Massnahmen zur Verbesserung des Brandschutzes im Containment
BRAVER	Projekt zum Verbessern der Brandschutzeinrichtungen an den Motoren der Reaktorhauptpumpen

BREWA	Projekt Alternative Brennstofflagerbecken-Kühlung
BW	Brennelementwechsel
CA	Siehe Definition Seite 5-39
CAOC	Constant Axial Offset Control
CCF	Common Cause Failure
CDF	Core Damage Frequency
CFR	Code of Federal Regulation
COMPRO	Computerized Procedures
DCH	Direct Containment Heating
DE	Dampferzeuger
DH	Druckhalter, Druckhaltung
DIS	Direct Ion Storage Dosimeter
DISI	Direktionssitzung
DNBR	Departure from Nucleate Boiling Ratio Verhältnis der kritischen zur lokalen Wärmestromdichte
DRMS	Digital Radiation Monitoring System
EAWAG	Eidgenössische Anstalt für Wasserversorgung, Abwasserreinigung und Gewässerschutz, Dübendorf
EB	Eigenbedarf
EDV	Elektronische Datenverarbeitung
ELD	Elektronische Lagedarstellung
EK	Erdbebenklasse (nach Richtlinie HSK-R-06)
EMV	Elektromagnetische Verträglichkeit
ENIQ	European Network for Inspection Qualification
EOP	Prozeduren zur Störfallbeherrschung
EOR	Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität
EPD	Elektronische Dosimeter
EPRI	Electric Power Research Institute (Palo Alto, CA., USA)
ERGES	Ertüchtigung der gesicherten Speisewasserversorgung. (Projekt und zugehöriges Freigabeverfahren, bei welchem das Not- speisewassersystem implementiert wurde.)
ESFAS	Engineered safety features actuation system

ESTER	Erneuerung Schutz, Trafos und Erregung (Projekt für den Ersatz des elektrischen Schutzes, der Eigenbedarfstransformatoren und der Erreger-einrichtungen)
ETHZ	Eidgenössische Technische Hochschule Zürich
EVA	Ereignisse von aussen
FD	Frischdampf
FDF	Fuel Damage Frequency
FLI	Failure Likelihood Index (Versagenshäufigkeitsindex)
Fq	Heisskanalfaktor
GARDEL	Siehe Seite S. 6-21
GB K	Geschäftsbereich "Kernenergie" der NOK
GMA	Gefahrenmeldeanlage
GSB	Gefährdungs-Statusbaum
GSKL	Gruppe der schweizerischen Kernkraftwerksleiter
1 gpm	1 US gallon per minute (= 3,785 Liter pro Minute)
HD	Hochdruck
HEP	Human Error Probability
HF	Human Factor (siehe Seite 2-10)
HKB	Hydraulisches Kraftwerk Beznau (Wasserkraftwerk)
HKL	Hauptkühlmittelleitung
HKR	Hauptkommandoraum
HPES	Human Performance Enhancement System
HSK	Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen
IAEA	International Atomic Energy Agency
ICRP	International Commission on Radiological Protection
INA	Instrumentierungs-Nachrüstung (Projekt zur Nachrüstung der Drucktransmitter und Messleitungen)
INES	International Nuclear Event Scale
INPO	Institute of Nuclear Power Operators
INSAG	International Nuclear Safety Advisory Group (IAEA)
IOKO	s.S. 5-48
IRA	Institut Universitaire de Radiophysique Appliquée

IRS	Incident Reporting System (OECD-NEA, IAEA)
ISK	Interne Sicherheitskommission im KKB
ISO	International Organization for Standardization
ISRAM	Informationssystem für radioaktive Materialien
KB	Geschäftseinheit "Kernkraftwerk Beznau" des GB K
KBA	Abteilung Administration
KBB	Abteilung Betrieb
KBD	Abteilung Dienste
KBE	Abteilung Elektrotechnik
KBG	Abteilung Gebäudetechnik
KBM	Abteilung Maschinentechnik
KBN	Planungsabteilung NANO
KBR	Abteilung Reaktor und Sicherheit
KBU	Abteilung Überwachung
KIGA	Kantonales Amt für Industrie, Gewerbe und Arbeit
KKB	Kernkraftwerk Beznau
KKW	Kernkraftwerk
KIGA	Kantonales Amt für Industrie, Gewerbe und Arbeit
KN	Geschäftseinheit "Kernbrennstoffe" des GB K
KomABC	Eidg. Kommission für ABC-Schutz (Name ab 2002)
KOMAC	Eidg. Kommission für AC-Schutz (Name bis 2001)
KSA	Kommission für die Sicherheit der Kernanlagen
LCO	Begrenzende Betriebsbedingung (Limited Condition of Operation)
LERF	Die Kenngrösse LERF ergibt sich aus der Summe der Häufigkeiten der Freisetzungskategorien, deren Caesium-Freisetzung grösser als 1% (1.0E-02) des Kerninventars ist und bei denen eine Freisetzung innerhalb der ersten 10 Stunden nach Eintritt des Unfalls zu erwarten ist
LOCA	Kühlmittelverluststörfall (Loss of Coolant Accident)
LSE	Notspeisewassersystem
LvB	Leck-vor-Bruch
MADUK	Messnetz zur automatischen Dosisleistungsüberwachung in der Umgebung von Kernkraftwerken
MCC	Motor Control Center
MOV	Motorangetriebenes Ventil (motor operated valve)

MSK	Erdbebenskala von Medvedev, Sponheuer, Karnik
MWe	Megawatt elektrisch (Masseinheit für elektrische Leistung)
NANO	Nachrüstung Notstandsystem (inklusive Notstromversorgung). (Projekt und zugehöriges Bewilligungsverfahren, bei welchem das Notstandgebäude mit den entsprechenden Sicherheitsausrüstungen vor allem zum Schutz gegen Einwirkungen von Aussen nachgerüstet wurde.)
NAZ	Nationale Alarmzentrale
ND	Niederdruck
NEA	Nuclear Energy Agency
NIS	(1) Projekt zum Ersatz der Quell- und Zwischenbereichsmessung durch das Weitbereichsmesssystem, (2) Abkürzung für die Gesamtheit der Neutronenflussinstrumentierung ausserhalb des Reaktorkerns (Weitbereichsmessung und Leistungsmessung)
NLS	Notstandleitstand im Notstandgebäude
NOK	Nordostschweizerische Kraftwerke AG
NRC	United States Nuclear Regulatory Commission Nukleare Sicherheitsbehörde der USA
NS	Notstand
NSS	Notstandschutzsystem (Leittechnik im Notstandgebäude zur Ausführung von Sicherheitsfunktionen, insbesondere bei Einwirkungen von aussen.)
OBE	Betriebserdbeben (operating basis earthquake)
OECD	Organisation for Economic Cooperation and Development
OMS	Überdrucktransienten-Schutzsystem / Overpressure Mitigation System. (Leittechnik zur Ansteuerung der Druckentlastungsventile. Zusammen mit den Druckentlastungsventilen bildet das OMS das System zur Verhinderung eines unzulässigen Überdruckes im Reaktorkühlkreislauf.)
OSART	Operational Safety Assessment Review Team der IAEA
OSPAR	Oslo-Paris-Abkommen
PAR	Passiver autokatalytischer Rekombinator
PORVs	Power Operated Relief Valves
PRIGA	Primärgarderobe
PEGASOS	Probabilistische Erdbeben-Gefährdungsanalyse der KKW Standorte der Schweiz

PRESSURE	Projekt Ersatz Reaktorschutz- und Regelsystem. (Projekt und zugehöriges Freigabeverfahren, bei welchem das neue Reaktorschutz- und Regelsystem implementiert wurde.)
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
PTS	Pressurised Thermal Shock
QM	Qualitätsmanagement
QMB	Beauftragter für das Qualitätsmanagement
QMS	Qualitätsmanagement-System
QS	Qualitätssicherung
RABE	Rasches Alarmsystem für die Bevölkerung
RAOC	Relaxed Axial Offset Control
RASA	RASA Raumabschottungen in der Sekundäranlage (Projekt zur Durchführung der Schottungen zwischen Eigenbedarfs-Anlage und Hilfsspeisewasserpumpen)
RCS	Steuerelementantriebs-Steuerung
RDB	Reaktordruckbehälter
REFUNA	Regionales Fernwärmenetz unteres Aaretal
RELF	Cesium Release Frequency
REQUA	Seismisches Requalifizierungsprojekt
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RHP	Reaktorhauptpumpe
RIA	Reactivity-Initiated Accident Reaktivitätsstörfall
RKS	Reaktorkühlsystem
RPI	Steuerelement-Positionsanzeigesystem
RR	Ringraum
RSS	Reaktorschutz- und Regelsystem
RW	Siehe Seite 5-40
SABRA	Projekt zur Verbesserung der Brandschutzmassnahmen in der Sekundäranlage
SAFE	Selbstkritisch denken und handeln, Aufgaben verstehen, Fehler erkennen und aus ihnen lernen und Erfahrungen kommunizieren und umsetzen

SAM	Severe Accident Management
SAMG	Severe Accident Management Guidelines
SE	Sicherheitseinspeisung
SF6	Schwefel-Hexa-Fluorid
SIDRENT	Sicherheitsgebäudes-Druckentlastung (Gefilterte Druckentlastung des Containments)
SK	Sicherheitsklasse (nach Richtlinie HSK-R-06)
SOL	Sicherheit durch Organisationales Lernen
SPDS	Safety Parameter Display System
SSB	Sicherheitsstatusbericht des KKB
SSE	Safe Shutdown Earthquake (Sicherheitserdbeben)
StSV	Strahlenschutzverordnung
SUeR	Sektion zur Ueberwachung der Radioaktivität (BAG)
Sv	Sievert (Masseinheit für Äquivalentdosis)
SVTI	Schweizerischer Verein für Technische Inspektionen
TLD	Thermolumineszenzdosimeter
SVTI	Schweizerischen Vereins für Technische Inspektionen
TRAWO	Projekt zur Erstellung der Erdgashochdruckleitung von Zuzgen AG nach Winterthur-Ohringen
UDP	Unfall-Diagnoseplan
UN	United Nations
UNSCEAR	UN Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation
USNRC	U.S. Nuclear Regulatory Commission
USV	Unterbruchslose Stromversorgung
UVEK	Eidgenössisches Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation
VAT	Volumen-Ausgleichstank
VEOR	Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität
VITAL	Erneuerung der gesicherten Stromversorgung
WANO	World Association of Nuclear Operators
WARA	Projekt zur Verbesserung der Wärmeabfuhr aus den Relais- und Apparurräumen der Halonzone 1 bis 5
WOG	Westinghouse Owners Group

ZEUS	Blitzschutzmassnahmen für die Leittechnikverbindungen zwischen dem Notstandgebäude und leittechnischen Einrichtungen anderer Gebäude
ZWIBEZ	Zwischenlager für Radioaktive Abfälle in Beznau
ZZL	Zentrales Zwischenlager Würenlingen

Anhang B: Liste der HSK Richtlinien(aktuelle Liste ist unter www.hsk.psi.ch einsehbar)

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Datum der für das Gutachten berücksichtigten Ausgabe
HSK-R-04/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Projektierung von Bauwerken	Dezember 1990
HSK-R-05/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, mechanische Ausrüstungen	Oktober 1990
HSK-R-06/d	Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	Mai 1985
HSK-R-07/d	Richtlinien für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes	Juni 1995
HSK-R-08/d	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung	Mai 1976
HSK-R-11/d	Ziele für den Schutz von Personen vor ionisierender Strahlung im Bereich von Kernkraftwerken	Mai 1980
HSK-R-12/d	Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes	Oktober 1997
HSK-R-13/d	Inaktivfreigabe von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen (Freimessrichtlinie)	November 2001 Entwurf
HSK-R-14/d	Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle	Dezember 1988
HSK-R-15/d	Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken	Dezember 1999
HSK-R-16/d	Seismische Anlageninstrumentierung	Februar 1980
HSK-R-17/d	Organisation und Personal von Kernkraftwerken	August 1986
HSK-R-18/d	Aufsichtsverfahren bei Reparaturen, Änderungen und Ersatz von mechanischen Ausrüstungen in Kernanlagen	Dezember 2000
HSK-R-21/d	Schutzziele für die Endlagerung radioaktiver Abfälle	November 1993
HSK-R-23/d	Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernanlagen	Dezember 1993
HSK-R-25/d	Berichterstattung des Paul Scherrer Institutes sowie der Kernanlagen des Bundes und der Kantone	Juni 1998

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Datum der für das Gutachten berücksichtigten Ausgabe
HSK-R-27/d	Auswahl, Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals von Kernkraftwerken	Mai 1992
HSK-R-30/d	Aufsichtsverfahren beim Bau und Betrieb von Kernanlagen	Juli 1992
HSK-R-31/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, E1 klassierte elektrische Ausrüstungen	Januar 1994
HSK-R-32/d	Richtlinie für die meteorologischen Messungen an Standorten von Kernanlagen	September 1993
HSK-R-35/d	Aufsichtsverfahren bei Bau und Änderungen von Kernkraftwerken, Systemtechnik	Mai 1996
HSK-R-37/d	Anerkennung von Strahlenschutz-Ausbildungen und – Fortbildungen im Aufsichtsbereich der HSK	Juli 2001
HSK-R-39/d	Erfassung der Strahlenquellen und Werkstoffprüfer im Kernanlagenareal	Januar 1990
HSK-R-40/d	Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderung für die Auslegung	März 1993
HSK-R-41/d	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	Juli 1997
HSK-R-42/d	Zuständigkeiten für die Entscheide über besondere Massnahmen bei einem schweren Unfall in einer Kernanlage	Februar 2000
HSK-R-45/d	Planung und Durchführung von Notfallübungen in den schweizerischen Kernkraftwerken	Juli 1997
HSK-R-47/d	Prüfungen von Strahlenmessgeräten	Oktober 1999
HSK-R-48/d	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	November 2001
HSK-R-49/d	Sicherheitstechnische Anforderungen an die Sicherung von Kernanlagen	März 2001
HSK-R-100/d	Anlagezustände eines Kernkraftwerks	Juni 1987
HSK-R-101/d	Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren	Mai 1987
HSK-R-102/d	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die	Dezember 1986

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Datum der für das Gutachten berücksichtigten Ausgabe
	Folgen von Flugzeugabsturz	
HSK-R-103/d	Anlageinterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle	November 1989

Referenzen

- ¹ NOK-Brief, Gesuch um Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk Beznau II, 18. Dezember 1991
- ² Bewilligung des Schweizer Bundesrat zum Gesuch der Nordostschweizerischen Kraftwerke AG (NOK) vom 18. Dezember 1991 um Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk Beznau II gemäss dem Antrag des Eidgenössischen Verkehrs- und Energiewirtschaftsdepartementes (EVED) vom 01. Dezember 1994., 12. Dezember 1994
- ³ NOK Brief, Betriebsbewilligung Kernkraftwerk Beznau 2 (KKB 2), Gesuch um Aufhebung der Befristung, 17. November 2000
- ⁴ BFE-Brief, Betriebsbewilligung für das KKB II, 23. August 1999
- ⁵ BFE-Brief, Betriebsbewilligung für das KKB II: Gesuch um Aufhebung der Befristung, 21. Dezember 2000
- ⁶ HSK 10/152 Gutachten zum Gesuch der Nordostschweizerischen Kraftwerke AG um eine Bau- und Betriebsbewilligung für ein Zwischenlager für Radioaktiver Abfälle (Projekt ZWIBEZ) auf dem Areal des Kernkraftwerkes Beznau, Mai 1990
- ⁷ Bewilligung des Schweizer Bundesrat zum Gesuch der der Nordostschweizer Kraftwerke AG (NOK) vom 16. Februar 1988 um Erteilung einer Bewilligung für Erstellung, Inbetriebnahme und Betrieb eines Zwischenlagers für radioaktive Abfälle im Kernkraftwerk-Areal Beznau, 22. Mai 1991
- ⁸ Sicherheitsbericht 2001 des KKB 2, Rev. 3, 30. September 2001
- ⁹ KKB 511D51, Beznau Probabilistische Sicherheitsanalyse, Hauptbericht, Januar 2002
- ¹⁰ SR 732.0, Bundesgesetz über die friedliche Verwendung der Atomenergie (Atomgesetz) vom 23. Dezember 1959 (Stand 26. November 2002)
- ¹¹ SR 814.50, Strahlenschutzgesetz vom 22. März 1991
- ¹² SR 814.501, Strahlenschutzverordnung vom 22. Juni 1994 (StSV, Stand 28. Dezember 2001)
- ¹³ IAEA Safety Standards Series, Requirement NS-R-2: Safety of Nuclear Power Plants: Operation, Vienna 2000
- ¹⁴ American Nuclear Society ANSI/ANS-3.5-1998: Nuclear Power Plant Simulators for Use in Operator Training and Examination, La Grange Park (Illinois, USA), 1998
- ¹⁵ IAEA Safety Series No. 50-C/SG-Q, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and other Nuclear Installations, Vienna, 1996
- ¹⁶ IAEA Safety Reports Series No. 22, Quality Standards: Comparison between IAEA 50-C/SG-Q and ISO 9001:2000, Vienna, 2002
- ¹⁷ IAEA Safety Series No. 75-INSAG-4: Safety Culture, Vienna, 1991
- ¹⁸ IAEA Safety Series No. INSAG-13: Management of Operational Safety in Nuclear Power Plants, Vienna, 1999
- ¹⁹ KSA 15/206, Stellungnahme zur Erfüllung der Auflage des Bundesrates vom 12.12.1994 bezüglich Sicherheitskultur im KKB II, 1999

- 20 INES: The International Nuclear Event Scale, User's Manual, Revised and Extended Edition 1992
Vienna 1992
- 21 HSK-Gutachten 15/130, Gutachten zum Gesuch um Erteilung der unbefristeten Betriebsbewilligung für
das Kernkraftwerk Beznau II, April 1994
- 22 Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung
in der Umgebung des Kernkraftwerks Beznau (KKB) (Abgabe- und Umgebungsüberwachungsreglement),
HSK 10/260
- 23 Sources and effects of ionising radiation, UNSCEAR 2000 Report, Volume 1, Sources
- 24 Bericht der Schweiz an die OSPAR Kommission über die Abgaben radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen:
IMPLEMENTATION REPORT 2000, HSK-AN-3918, 10. Januar 2001
- 25 KTA 1503.1: Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe, Teil 1:
Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei bestimmungsgemäsem Betrieb,
Fassung Juni 2002
- 26 KTA 1504: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser, Fassung Juni 1994
- 27 Gewässerschutzverordnung (GSchW), SR 814.201, 28. Oktober 1998
- 28 Verordnung des UVEK über die Genehmigung internationaler Beschlüsse und Empfehlungen,
SR 814.201.81, 10. Januar 2000
- 29 PARCOM-Empfehlung 91/4 über radioaktive Ableitungen, Bezugsquelle: BUWAL, 3003 Bern
- 30 Umweltradioaktivität und Strahlendosis in der Schweiz, jährlicher Bericht des BAG, Bezugsquelle: Sektion
Überwachung der Radioaktivität, Chemin de Musée 3, 1700 Fribourg.
- 31 Verordnung über das Rahmenbewilligungsverfahren für Atomanlagen mit Standortbewilligung (Atomver-
ordnung, AtV), SR 732.11, 11. Juli 1979
- 32 Gutachten zum Gesuch der Nordostschweizerischen Kraftwerke AG um eine Bau- und Betriebsbewilligung
für ein Zwischenlager für radioaktive Abfälle (Projekt ZWIBEZ) auf dem Areal des Kernkraftwerkes Beznau,
HSK 10/135, Mai 1990
- 33 Full Power Probabilistic Assessment (BERA), KKB 511 D 127 Rev. 2, Dezember 1999
- 34 Verordnung vom 18. Januar 1984 über Begriffsbestimmungen und Bewilligungen auf dem Gebiet der
Atomenergie (Atomverordnung, AtV) SR 732.11
- 35 Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse (SDR), SR 741.621,
17. April 1985
- 36 Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter mit der Eisenbahn (RSD), SR 742.401.6,
3. Dezember 1996
- 37 Lufttransportreglement vom 3. Oktober 1952 (LTrR), SR 748.411
- 38 Europäisches Übereinkommen über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse/Bahn: ADR/RID
- 39 IAEA Safety Standards Series No. TS-R-1: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material,
1996 Edition (Revised), bis 30. Juni 2001 IAEA Safety Series No. 6: Regulations for the Safe Transport of
Radioactive Material, Edition 1985 (as Amended 1990).

- 40 HSK-AN-3504: Stellungnahme zu den Kontaminationen beim Transport abgebrannter Brennelemente, März 1999
- 41 IAEA Safety Standards Series, Safety Guide No. NS-G-1.6, Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants, November 2003
- 42 KKW Beznau, Zwischenlager für radioaktive Abfälle, Sicherheitsbericht, KKB 751 D 0001 und 0002, September 1987
- 43 IAEA Safety Standards Series, Safety Guide NS-G-2.2: Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants, November 2000
- 44 IAEA Safety Standards Series, Requirement NS-R-1: Safety of Nuclear Power Plants: Design, September 2000
- 45 NRC Standard Review Plan NUREG-0800, Rev. 2, July 1981: Chap. 9.1.1 "New Fuel Storage" and Chap. 9.1.2 "Spent Fuel Storage"
- 46 NRC Regulatory Guide 1.13, Draft, December 1981: Spent Fuel Storage Facility Design Basis
- 47 NUREG-0452: Standard Technical Specifications for Westinghouse Pressurized Reactors, Rev. 4, November 1981
- 48 NUREG-0700: Human-System Interface Design Review Guidelines, Rev. 2, March 2002
- 49 NUREG-0711: Human Factors Engineering Program Review Model, Rev. 1, March 2002
- 50 IEEE Software Engineering Standards
- 51 IEC 960: Functional design criteria for a safety parameter display system for nuclear power stations
- 52 US-Regulatory Guide 1.97: Instrumentation for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants to Assess Plant and Environs Conditions During and Following an Accident
- 53 KTA 3502 "Störfallinstrumentierung", sicherheitstechnische Regel des Kerntechnischen Ausschusses
- 54 OSART-Überprüfung im Jahre 1995 (NENS/OSART/95/86)
- 55 KTA 3902 "Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken"
- 56 KTA 3903 "Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken"
- 57 KKB 696 D 0018, Brandschutzkonzept der Kernkraftwerksanlagen, Kernkraftwerk Beznau, vom 26.6.2002
- 58 KTA 2206, Sicherheitstechnische Regel des KTA Auslegung von Kernkraftwerken gegen Blitzeinwirkungen, Fassung 6/00
- 59 KKB Technische Mitteilung TM-509-01/2001, Strahlenbelastung an Arbeitsplätzen bei schweren Störfällen, BR- und KSA-Auflage, HSK Pendenza P50, MSU-Punkt 2.3.6, Post-LOCA-Studie, vom 1.2.1999
- 60 HSK-Empfehlung E-04, Steuerstellen und Notfallräume von Kernkraftwerken: Anforderungen betreffend Ausführungen und Ausrüstungen für Accident Management, vom Januar 1993
- 61 KTA 3603 Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken; Fassung 6/91

- 62 DIN 25476 Primärkühlmittel-Reinigungsanlagen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren; Ausgabe 1987-04
- 63 DIN 25416 Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken; Ausgabe 1996-04
- 64 DIN 25477, Entwurf 9/89 Probeentnahmesysteme in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren
- 65 KTA 3605 Behandlung radioaktiv kontaminierter Gase in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren; Fassung vom Juni 1989
- 66 Ergänzungsbericht AN-511-U03001 vom 26. März 2003, "PSÜ-KKB 2002: Antworten auf Nachforderungen der HSK zum Kapitel 7 des BEB, lfd. Nr. 1"
- 67 KTA 1501: Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken, Juni 1991
- 68 KTA 1502.1: Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken, Teil 1: Kernkraftwerk mit Leichtwasserreaktor, Juni 1986
- 69 Verordnung über die Personendosimetrie (Dosimetrieverordnung), SR 814.501.42, 7. Oktober 1999
- 70 NRC Regulatory Guide 1.97: Instrumentation for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants to Assess Plant and Environs Conditions During and Following an Accident, Mai 1983
- 71 HSK-Empfehlung E-04: Steuerstellen und Notfallräume von Kernkraftwerken: Anforderungen betreffend Ausführung und Ausrüstung von Accident Management, Dezember 1989
- 72 KTA 1503.2: Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener Stoffe, Teil 2: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei Störfällen, Juni 1999
- 73 DIN 25423-2: Probenahme bei der Radioaktivitätsüberwachung der Luft – Teil 2, August 2000
- 74 NRC Regulatory guide 1.45, Reactor coolant pressure boundary leakage detection systems, May 1973
- 75 Gutachten HSK 15/130 vom April 1994
- 76 IAEA Safety Standards Series, Requirement NS-R-1: Safety of Nuclear Power Plants: Design, September 2000
- 77 IAEA Report INSAG-12: Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, Vienna 1999
- 78 IAEA Report INSAG-10: Defense in Depth in Nuclear Safety, 1998
- 79 NRC Regulatory Guide 1.70: Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants, LWR edition, Rev. 3, Table 15-1: Representative Initiating Events, November 1978
- 80 Bericht der OECD Nuclear Energy Agency NEA/CSNI/R(99)25: Fuel Safety Criteria; Technical Review, 20 July 2000
- 81 Evaluation of Irradiated Fuel During RIA Simulation Tests, EPRI-Bericht TR-106387, August 1996
- 82 NRC Regulatory Guide 1.77: Assumptions Used for Evaluating a Control Rod Ejection Accident for Pressurized Water Reactors, May 1974
- 83 NRC Standard Review Plan NUREG-0800, Chapter 4.2: Fuel System Design, Rev. 2, July 1981

- 84 OECD Nuclear Energy Agency NEA/CSNI/R(99)25: Fuel Safety Criteria; Technical Review, July 2000
- 85 Nuclear Safety Vol. 37, No. 4, pg. 271: A Regulatory Assessment of Test Data for Reactivity-Initiated Accidents, December 1996
- 86 Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, §50.46: Acceptance Criteria for Emergency Core Cooling Systems for Light Water Nuclear Power Reactors, NRC, January 1974
- 87 Stellungnahme der HSK zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlichen Flugzeugabsturz, HSK-AN-4626, März 2003
- 88 NRC Regulatory Guide 1.183: Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors, July 2000
- 89 Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV, Bundesanzeiger Nr. 245a (31.12.1983)
- 90 D. C. Kocher, Dose-Rate Conversion Factors for External Exposure to Photons and Electrons, NUREG/CR-1918 (July 1981)
- 91 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP-60 (Pergamon Press 1990)
- 92 Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP-68 (Pergamon Press 1994)
- 93 Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients, ICRP-72 (Pergamon Press 1995)
- 94 Dutton, L.M.C, et al., Realistic methods for calculating the release of radioactivity following steam generator tube rupture faults, European Commission, Report EUR 15615EN, 1994
- 95 KKB NA-K-06, Notfallanweisung Brennelement-Handhabungsunfall, 7. Juli 2001
- 96 Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (VEOR), SR 732.32, 26. Juni 1991 (Stand am 16. Februar 1999)
- 97 KKB 511D51, Beznau Probabilistische Sicherheitsanalyse, Hauptbericht, Januar 2002
- 98 The American Society of Mechanical Engineers, "Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications", ASME RA-S-2002
- 99 GRS-102/1, SWR-Sicherheitsanalyse, Abschlussbericht-Teil1, Juni 1993
- 100 U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC), Risk Method Insights gained from Fire Incidents, NUREG/CR-6738, September 2001
- 101 U.S. Nuclear Regulatory Commission, Perspective gained from the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) Program, NUREG-1742, April 2001
- 102 Sandia National Laboratories, Circuit Bridging of Components by Smoke, NUREG/CR-2258, October 1996
- 103 OECD Nuclear Energy Agency, Fire Risk Analysis, Fire Simulation, Fire Spreading and Impact of Smoke and Heat on Instrumentation, State-of the Art Report, February 2000

- ¹⁰⁴ USNRC, "Procedure and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities," U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1407, May 1991.
- ¹⁰⁵ EPRI, "A Methodology für Assessment of Nuclear Plant Seismic Margin," EPRI NP-6041,SL, Revision 1, August 1991
- ¹⁰⁶ Electric Power Research Institute (EPRI), "Methodology for Developing Seismic Fragilities," EPRI TR-103959, June 1994
- ¹⁰⁷ USNRC, "Fire Risk Scoping Study: Investigation of Nuclear Power Plant Fire Risk, Including Previously Unaddressed Issues," NUREG/CR-5088, Sandia National Laboratory, January 1989
- ¹⁰⁸ USNRC, "Perspectives Gained From the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) Program," "U.S. Nuclear Regualtory Commission, NUREG-1742, Vols 1 & 2, April 2001
- ¹⁰⁹ Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants, U.S. Nuclear Regulatory Commission, October 2000
- ¹¹⁰ Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (VEOR), SR 732.32, 26. Juni 1991 (Stand am 16. Februar 1999)
- ¹¹¹ Verordnung über den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen (Notfallschutzverordnung), SR 732.33, 28. November 1983
- ¹¹² HSK-Empfehlung E-03: Empfehlung für die Planung und Durchführung von Notfallübungen in den schweizerischen Kernkraftwerken, Mai 1990
- ¹¹³ Defense in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, IAEA, June 1996
- ¹¹⁴ WOG Generic SAMG – Severe Accident Management Guidance, Rev. 0, June 1994
- ¹¹⁵ HSK-AN-3674: HSK-Anforderungen für die Entwicklung und Einführung von SAMG, November 2000