

C.V. Beschreibung der Sicherheitsrisiken im Betrieb

In diesem Kapitel werden die Risiken des Betriebs des KKW Temelin beschrieben, und dies im Zustand mit den bewerteten Änderungen. Die Risikobeschreibung umfaßt eine Analyse der möglichen außerordentlichen Zustände und Störfälle (Unfallbedingungen), deren Auswirkungen auf die Umgebung, die Beschreibung der Präventivmaßnahmen und eventueller Folgemaßnahmen.

Beim KKW Temelin, als Bau der Atomindustrie, werden vor allem die Risiken bewertet, die als Folge des Handhabung von radioaktivem Material entstehen.

Die in diesem Kapitel genannten Daten beruhen auf Sicherheitsanalysen und Analysen, die im Rahmen des Genehmigungsprozesses des KKW durchgeführt wurden. Die Bewertung (Quantifizierung) des Risikos ist Gegenstand des Sicherheitsbericht des KKW Temelin (vor allem der Teil Sicherheitsanalysen) und die Bewertung der Tolerierbarkeit des Risikos ist Teil des Genehmigungsprozesses der zuständigen Behörden (vor allem SUJB) unter Einhaltung der geltenden Rechtsnormen. Die aktuelle Version des POSAR (Vorinbetriebnahmesicherheitsbericht) des KKW Temelin, auf dem dieses Kapitel aufgebaut ist, umfaßt alle Änderungen, die im KKW Temelin durchgeführt und im Rahmen dieser Dokumentation bewertet wurden.

Der Hauptinhalt dieses Kapitels sind die Daten aus dem Sicherheitsbericht Temelin, die für die Erhaltung von Überblick und im Sinne einer sinnvollen Länge der Dokumentation gekürzt übernommen wurden. Wie bereits angeführt, fällt der Genehmigungsprozeß ausschließlich in die Kompetenz von SUJB. Der Autor der Dokumentation übernimmt daher die angegebenen Daten, ohne daß ihm eine Bewertung zustünde.

C.V.1. Einführung in die Problematik

Unter Risiko versteht man die Möglichkeit, daß etwas Negatives geschieht. Ein Risiko auf sich nehmen, bedeutet, daß dieses Risiko freiwillig akzeptiert wurde. Ein Risiko bewerten bedeutet dessen genaue Definition und daß eine Methode dafür gefunden wird, wie oft unter spezifischen Umständen dieses Risiko eintreten kann. Mit der Verwendung des Wortes Möglichkeit ist einfach die Wahrscheinlichkeit, daß etwas passiert, gemeint. Ein Risiko ist gleichzeitig Zufall und Folge zusammen. In Wirklichkeit ist es dann für die Bewertung des Risikos notwendig drei Elemente einzubeziehen: die Wahrscheinlichkeit, die einerseits ausdrückt wie potentiell groß das Risiko ist, das Ereignis, mit dem diese Wahrscheinlichkeit verbunden ist und die Bedeutung der Folgen.

Die Toleranz des Risikos bedeutet die Bereitschaft unter der Annahme eines gewissen Risiko zu leben, das für die Absicherung eines gewissen Gewinns notwendig ist, im Vertrauen darauf, daß dieses Risiko auf eine ausreichende Weise kontrolliert wird. Die Toleranz des Risikos bedeutet, daß das Risiko nicht als etwas vernachlässigbares angesehen wird, als etwas, das man ignorieren kann, sondern als etwas, dessen man sich ständig bewußt sein muß und welches man, wenn wir dies können, weiter verringern muß.

Das typische Risiko der Atomenergie wird mit der potentiellen Gefahr der radioaktiven Strahlung in Verbindung gebracht. Das grundlegende Ziel für die Gewährleistung des Strahlenschutzes und der nuklearen Sicherheit ist daher:

- Schutz des Personals, der Bevölkerung und der Umgebung des KKW gegen die Strahlengefahr durch die Schaffung und Durchführung eines effektiven Schutzes,
- sicherstellen unter Normalbetrieb des KKW, daß die Strahlenbelastung des Personals und der Bevölkerung unter den festgesetzten Grenzwerten bleibt und so niedrig ist, wie vernünftigerweise erreichbar,
- Einschränkung der Strahlenbelastung bei Unfällen.

In Hinblick auf Unfälle lauten die Ziele:

- Sicherstellung, daß Unfälle allgemein verhindert werden.

- Sicherstellung dessen, daß die radiologischen Folgen für alle im Plan für das KKW bedachten Ereignisse, auch jene mit einer sehr geringen Wahrscheinlichkeit, so gering wie möglich sind,
- Sicherstellung, daß durch Prävention und durch Maßnahmen zur Einschränkung die Wahrscheinlichkeit sehr niedrig wird, daß es zu Unfällen mit schwerwiegenden Folgen kommt.

Die grundlegende Rechtsnorm, der der Betrieb des KKW Temelin entsprechen muß, ist vor allem das Gesetz Nr.18/1997 des Gb. (Atomgesetz) und die anknüpfende SUJB-Verordnung (Nr. 195/1999 des Gb., Nr. 106/1998 des Gb. Nr. 184/1997 des Gb.), Verordnung Nr. 76/1989 des Gb. über ausgewählte Anlagen in der Nuklearenergie und weitere. In diesem Gesetz und in den anknüpfenden Verordnungen werden die wichtigsten Begriffe definiert, die mit der Bewertung der nuklearen Sicherheit zusammenhängen. Eine Auswahl von diesen ist in der Einleitung der Dokumentation enthalten, im Kapitel „Bestimmung der wichtigsten Begriffe“.

C.V.1.1. Allgemeine Sicherheitsanforderungen

Wie bereits angeführt, muß das KKW Temelin vor allem den Rechtsnormen der CR entsprechen. Gleichzeitig akzeptierte SUJB, daß die Beweise für die Betriebssicherheit des KKW Temelin von der Firma Westinghouse durchgeführt werden, d.h. vom Lieferanten des neuen Steuerungssystems und des Brennstoffs entsprechend den Richtlinien US NRC (konkret nach RG 1.70 unter Einhaltung von NUREG-0800). Diese basieren auf den allgemeinen Anforderungen, die als General Design Criteria (GDC) formuliert sind. Diese und weitere Richtlinien und Normen bilden zusammen mit den methodischen Handbücher der Firma Westinghouse das bisher am besten durchgearbeitete System für die Gewährleistung eines sicheren Betrieb eines KKW, was der Hauptgrund für die Annahme dieser Vorgangsweise von SUJB war. Für die Bewertung der radiologischen Folgen, die aus dem Betrieb des KKW Temelin entstehen, wurde von SUJB die Einhaltung aller Anforderungen der Verordnung Nr. 184/1997 des Gb. über die Anforderungen für die Gewährleistung des Strahlenschutzes gefordert.

Sowohl die allgemeinen Anforderungen der Verordnung Nr. 195/1999 des Gb. über die Anforderungen an nukleare Anlagen für die Gewährleistung des Strahlenschutzes und der Havariebereitschaft, wie auch die allgemeinen Richtlinien GDC betreffen alle Schlüsselbereiche der Sicherheit im KKW. Im folgenden Text werden von diesen Anforderungen jene präsentiert, die einen direkten Bezug auf den Nachweis ihrer Einhaltung haben.

Die wichtigsten Bestimmungen von Verordnung Nr. 195/1999, die für die nuklearen Anlagen spezifisch sind, und zu deren Einhaltung eine Reihe von weiteren Bestimmungen existiert, sind die folgenden:

§5: Die Strahlenkontrolle in den Objekten und der Umgebung der nuklearen Anlage. Nukleare Anlagen müssen eine garantierte Strahlenkontrolle in den Objekten und in der Umgebung entsprechend Verordnung Nr. 184/1997 des Gb. haben.

Die Verordnung Nr. 184/1997 des Gb. knüpft an das „Atomgesetz“ an, in dem für die Betreiber von nuklearen Anlagen die folgenden Bedingungen gestellt werden:

- 1) In Abs. 4 § 4: Jeder, der Atomenergie nutzt oder eine Tätigkeit betreibt, die zur Bestrahlung führt oder Eingriffe zur Einschränkung der natürlichen Strahlung oder Strahlung als Folge von Strahlenunfällen durchführt, ist verpflichtet, ein solches Niveau von nuklearer Sicherheit, Strahlenschutz, physischem Schutz und Havariebereitschaft einzuhalten, daß das Risiko der Bedrohung von Menschenleben, Gesundheit und Umwelt so gering ist, wie es unter Einbeziehung von wirtschaftlichen und gesellschaftlichen Faktoren vernünftigerweise erreichbar ist. Die Durchführungsvorschrift bestimmt die technischen und organisatorischen Anforderungen und Richtlinien für die Bestrahlung, die als ausreichend für den Nachweis des vernünftigerweise erzielbaren Niveaus betrachtet werden, oder die Vorgangsweise, wie dieses Niveau sonst nachgewiesen werden kann.
- 2) In Abs. 6 § 4: Jeder, der eine Tätigkeit betreibt, die zur Bestrahlung führt, ist verpflichtet die Bestrahlung von Personen so einzuschränken, daß die gesamte Bestrahlung, die aus einer

möglichen Kombination von Bestrahlung aus der Tätigkeit in Summe nicht die festgesetzten Grenzwerte überschreitet. Die Grenzwerte für die Bestrahlung setzt SUJB mit einer Durchführungsvorschrift fest. SUJB ist berechtigt, in der Genehmigung die Grenzwerte so festzusetzen, daß die Grenzwerte bei der Einbeziehung der Bestrahlung aus anderen Tätigkeiten eingehalten werden, wobei allerdings unter lit. b) in diesem Absatz: Strahlung aus natürlichen Quellen wird in die Ausschöpfung des Grenzwerte nicht einberechnet, mit Ausnahme der Strahlung von natürlichen Quellen, die wissentlich und absichtlich verwendet werden, und jener natürlichen Quellen, die an Arbeitsplätzen mit Quellen ionisierender Strahlung verwendet werden, wo die mögliche Strahlung aus diesen Quellen nicht vernachlässigt werden kann.

Im Zusammenhang mit diesen Anforderungen „Atomgesetz“ spezifiziert dann die Verordnung Nr. 184/1997 des Gb. als Durchführungsgesetzgebung:

Zu Punkt 1) (s. Abs. 2 § 7): Richtwerte für die Strahlung, die als ausreichend für den Nachweis eines vernünftigerweise erreichbaren Niveaus des Strahlenschutzes bei der Handhabung von Quellen ionisierender Strahlung verwendet werden, sind 1 Sv für die Jahreskollektiveffektivdosis, 1 mSv für die Jahreseffektivdosis bei Mitarbeitern der Kategorie A oder B und 50 mikroSv als Jahreseffektivdosis bei den übrigen Personen. Das vernünftigerweise erreichbare Niveaus des Strahlenschutzes wird als nachgewiesen betrachtet, wenn auch unter vorhersehbaren Abweichungen vom Normalbetrieb keiner der genannten Grenzwerte überschritten werden kann, und das bei keiner einzigen Person.

Zu Punkt 2) (s. Abs. 1 § 8): Die Basisgrenzwerte für die Bestrahlung sind verbindliche quantitative Parameter, deren Überschreitung gemäß § 4 Abs. 6 des „Atomgesetzes“ nicht zulässig ist, und sind (neben anderen) Grenzwerten allgemein für die Strahlung aus allen zur Bestrahlung führenden Tätigkeiten gültig. Diese Grenzwerte werden in Abs. 1 §9 konkretisiert und in Abs. 2 erläutert:

- (1) Basisgrenzwerte sind im allgemeinen:
 - a) für die Summe der Effektivdosis der externen Strahlung und die Effektivdosisleistung aus der inneren Bestrahlung der Wert 1 mSv im Kalenderjahr oder unter der Bedingung für die Genehmigung des Betriebs eines Arbeitsplatzes mit bedeutenden oder sehr bedeutenden Quellen ionisierender Strahlung ausnahmsweise der Wert 5 mSv für einen Zeitraum von 5 aufeinanderfolgenden Kalenderjahren.
 - b) für die Äquivalentdosis in der Augenlinse 15 mSv pro Kalenderjahr
 - c) für die durchschnittliche Äquivalentdosis für 1 cm² beträgt der Wert 50 mSv pro Kalenderjahr.
- (2) Die Grenzwerte für die Bevölkerung im allgemeinen in der Umgebung eines Arbeitsplatzes mit Quellen ionisierender Strahlung beziehen sich auf die durchschnittliche Bestrahlung einer kritischen Bevölkerungsgruppe, und das für alle Belastungspfade aus allen Quellen ionisierender Strahlung und allen Tätigkeiten, die zur Bestrahlung führen können. Wenn es keine direkten Unterlagen zur Berechnung gibt, werden die konservativen Annahmen der Faktoren mit Einfluß auf die Verbreitung der Radionuklide oder die Bestrahlung von Einzelnen in einer kritischen Gruppe herangezogen.

Unter dem Aspekt der Bewertung der Betriebssicherheit werden in Verordnung Nr. 184/1997 des Gb. folgende Bedingungen als grundsätzliche Bedingungen formuliert:

- 1) In Punkt (5) § 37 „Grundlegende Bedingungen für den sicheren Betrieb von Arbeitsplätzen mit Quellen ionisierender Strahlung“:
 - (5) eine notwendig Bedingung dafür, daß der Betrieb eines Arbeitsplatzes mit Quellen ionisierender Strahlung als sicher angesehen werden kann, ist

- a) für nukleare energieerzeugende Anlagen, daß die Kollektiveffektivdosis für alle Mitarbeiter der Kategorie A und B im Kalenderjahr 4 Sv für jedes installierte GW Leistung nicht überschritten wird
- b) daß die durchschnittliche Effektivdosis bei einer entsprechenden kritischen Bevölkerungsgruppe im Kalenderjahr 200 mikroSv als Folgen von Ableitungen in die Luft und 50 mikroSv als Folge von Ableitungen in Gewässer oder 250 mikroSv gesamt aus allen Ableitungen eines bestimmten Arbeitsplatzes nicht überschritten wird.

2) In Punkt (1) bis (3) § 64 „Details zu Art und Umfang der Gewährleistung des Strahlenschutzes bei Einsätzen zur Verringerung der Bestrahlung in Folgen von Strahlenunfällen“:

- (1) Einschränkung der Bestrahlung von Personen und Umwelt bei Strahlenunfällen wird mit folgenden Schutzmaßnahmen durchgeführt:
 - a) unaufschiebbare Schutzmaßnahmen sind Schutzräume, Jodprophylaxe und Evakuierung,
 - b) anschließende Schutzmaßnahmen sind die Umsiedlung, Regelung des Verzehr von mit Radionukliden verunreinigten Lebensmitteln und Wasser und Regelung der Verwendung von mit Radionukliden Futtermitteln.
- (2) Schutzmaßnahmen werden bei Strahlenunfälle immer durchgeführt, wenn sie mit einem größeren Nutzen begründet werden, als es die Kosten für die Maßnahmen und die Schäden die von ihnen verursacht werden sind, und sollten in Form, Umfang und Dauer so weit optimiert werden, daß sie den größten vernünftigerweise erreichbaren Nutzen bringen.
- (3) als grundlegende Richtlinie für die Entscheidung über die Einführung von Schutzmaßnahmen werden die Richtwerte verwendet, die den gegenwärtigen Stand von Wissen und die internationalen Erfahrungen darüber widerspiegeln, wo von einer Schutzmaßnahme mehr Nutzen als Schaden zu erwarten ist. Für die einzelnen Quellen der ionisierenden Strahlung, bei deren Betrieb die Gefahr der Entstehung eines Strahlenunfalls besteht, werden unter Verwendung des optimierten Strahlenschutzes, auf Grundlage spezifischer Daten für den gegebenen Fall, in den Unfallplänen die spezifischen Parameter für die Entscheidung über die Anwendung von Schutzmaßnahmen bestimmt (weiter nur „Havarieeingriffsebene“).

(3) In den Punkten (1) bis (3) § 65 „Richtwerte für unaufschiebbare Schutzmaßnahmen“:

- (1) Unaufschiebbare Schutzmaßnahmen werden stets als begründet betrachtet, wenn es bei der angenommenen Bestrahlung des Einzelnen zu einer direkten Gesundheitsschädigung kommen könnte. Und daher werden diese unaufschiebbaren Schutzmaßnahmen stets angewendet, wenn erwartet wird, daß die Effektivdosis oder die Äquivalentdosis im Verlauf von weniger als zwei Tagen bei einer beliebigen Person das folgende Niveau überschreiten würde:

- 1 Gy Gesamtkörper,
- 6 Gy Lunge,
- 3 Gy Haut,
- 5 Gy Schilddrüse,
- 2 Gy Augenlinse,
- 1 Gy Keimzellen.

- (2) Wenn mit den unaufschiebbaren Schutzmaßnahmen innerhalb von höchstens 7 Tagen bei einer kritischen Bevölkerungsgruppe die Bestrahlung in einem Ausmaß über der Untergrenze der Bandbreite der Richtwerte der Einsatzebene wie sie später genannt werden abgewendet oder verringert werden können, dann wird die Realisierung der Schutzmaßnahmen mit Rücksicht auf Umfang, Durchführbarkeit und

Kosten der Maßnahme und ihre eventuellen Folgen durchgeführt; bei der Überschreitung der Obergrenze werden die Schutzmaßnahmen in der Regel stets durchgeführt.

Die Richtwerte für das Einsatzniveau für die unaufschiebbaren Schutzmaßnahmen sind in der folgenden Tabelle angeführt:

Tabelle 85: Richtwerte der Einsatzniveaus für unaufschiebbare Schutzmaßnahmen

Maßnahme	Bandbreite Effektivdosis	Bandbreite Effektivdosis in den einzelnen Organen und Geweben
Schutzraum und Jodprophylaxe	5 mSv bis 50 mSv	50 mSv bis 500 mSv
Evakuierung der Bevölkerung	50 mSv bis 500 mSv	500 mSv bis 5000 mSv

- (3) für die Durchführung und Bewertung des Umfangs der unaufschiebbaren Schutzmaßnahmen sind als präzisierende Richtlinie die folgenden Richtwerte angegeben:
- für den Schutzraum die verhinderte Effektivdosis von 10 mSv für die Dauer im Schutzraum über 2 Tage,
 - für die Jodprophylaxe eine verhinderte Effektivdosisleistung der Schilddrüse durch das Radioisotop Jod 100 mSv,
 - für die Evakuierung die verhinderte Effektivdosis 100 mSv bei einer Evakuierungsdauer von mehr als einer Woche.

Die weiteren allgemeinen Anforderungen betreffen die einzelnen Anlagen des KKW, mit denen unter anderem die bereits genannte Verordnung Nr. 184/1997 des Gb. gewährleistet werden soll.

Von der Gesamtanzahl von 64 Allgemeinen Projektkriterien (GDC) beruft sich NUREG-0800 in Zusammenhang mit der Kontrolle der Akzeptabilität des bewerteten Ereignisses des abweichenden Betriebs oder der Unfallbedingung auf 12 Kriterien, die hier zitiert werden und mit den ähnlichen Anforderungen der Verordnung Nr. 195/1999 des Gb. verglichen werden. Das Schema der Verordnung Nr. 195/1999 des Gb. ist selbstverständlich anders als GDC, daher gilt die genannte Analogie nur in dem Sinne, daß der Grund die Illustration der Beziehung von allgemeinen Anforderungen und spezifischen Kriterien ist (s. weiter), mittels derer die Einhaltung der allgemeinen Anforderungen nachgewiesen ist.

Die Nummerierung bei GDC wurde entsprechend dem ursprünglichen Material Appendix A – General Design Criteria for Nuclear Power Plants, 10 CFR50 (dieselbe Nummerierung ist auch im POSAR Temelin) verwendet. Der in GDC verwendete Begriff der erwarteten Übergangsprozesse hat die Bedeutung abweichender Betrieb, wie in „Anticipated transients“ im Kapitel Überblick über die Grundbegriffe angeführt wird.

GDC 10: Projekt des Reaktors. Der Reaktorkern und die angeschlossenen Systeme der Kühlung, Steuerung und des Schutzes müssen so geplant sein, daß sie mit ausreichender Reserve sicherstellen, daß die festgesetzten akzeptablen Projektgrenzwerte des Brennstoffs bei keinem Normalbetriebszustand, einschließlich erwarteter Betriebsereignisse, überschritten werden.

GDC 11: Inhärenter Reaktorschutz: Der Kern und die angeschlossenen Kühlsysteme müssen so projektiert sein, daß im Leistungsbetrieb der reine Effekt der sofortigen inhärenten nuklearen Feedback-Charakteristiken zur Kompensation der schnellen Reaktivitätserhöhung führt.

Die analoge Bedingung gemäß Verordnung Nr. 195/1999 des Gb. sind:
§ 13: Lösung des Reaktorkerns:

- (1) Der Kern und die zugehörigen Systeme für Kühlung, Steuerung und Schutz müssen mit Reserve gewährleisten, daß die festgesetzten Projektgrenzwerte unter keinem beliebigen Betriebszustand überschritten werden.

- (2) Der Kern und die anschließenden Systeme für Kühlung, Steuerung und Schutz müssen gewährleisten, daß die Ergebnisfaktoren der sofortigen Rückkopplung im Kern gegen die schnelle Reaktivitätserhöhung in allen Betriebszuständen mit einem kritischen Reaktor wirken.
- (3) Die mechanischen Teile des Kerns oder die in der Nähe befindlichen mechanischen Teile einschließlich ihrer Befestigung müssen so geschaffen sein, daß sie den statischen und dynamischen Wirkungen unter normalem und abweichendem Betrieb widerstehen können. Unter Unfallbedingungen mit einer eventuellen Störung dürfen sie eine sichere Abschaltung des Reaktors und die Kernkühlung nicht verhindern.

§ 14: Die Lösung des Brennstoffsystems:

- (1) Das Brennstoffsystem muß die Auslegungsbestrahlung im Kern aushalten, ohne daß eine Beschädigung im normalen Betrieb und unter allen betrachteten Prozessen eintritt, auch wenn alle Degradierungen der Materialeigenschaften und Merkmale der Umgebung, zu denen es im Betrieb kommen kann, einbezogen werden .
- (2) Die erwogenen Prozesse der Degradierungen der Materialeigenschaften und der Bedingungen der Umgebung müssen die Wirkung des Außendruckes des Kühlmittels, die Erhöhung des Innendruckes im Brennstoffelement durch die Wirkung der Spaltprodukte, die Bestrahlung des Brennstoffs und der übrigen Materialien der Brennstoffelemente durch die Veränderungen von Druck und Temperatur als Folge der Leistungsveränderungen, der chemischen Auswirkungen, der statischen und dynamischen Belastung, einschließlich der Belastung durch den Kühlmitteldurchfluß und die Wirkung der mechanischen Vibrationen und Änderungen bei der Wärmeübertragung, die als Folge von Deformation oder chemischen Auswirkungen entstehen können, einbeziehen. Ungewißheiten bei den Daten, Berechnungen und der Herstellungstoleranz müssen mit einer entsprechenden Toleranz berücksichtigt werden.
- (3) Die festgesetzten Projektlimits des Brennstoffs für den normalen und den abweichenden Betrieb einschließlich der Freisetzung von Spaltprodukten dürfen weder bei normalem noch bei abweichendem Betrieb überschritten werden. Dabei dürfen die Bedingungen, die im Kern bei abweichendem Betrieb eintreten können, keine zusätzliche bedeutende Verschlechterung der projektierten Merkmale des Brennstoffsystems verursachen. Die Freisetzung von Spaltprodukten muß auf unter dem praktisch erreichbaren minimalen Wert gehalten werden.
- (4) Unter Unfallbedingungen des Auslegungsstörfalls müssen die Brennelemente und Brennstoffkassetten an ihrer Stelle bleiben und dürfen nicht soweit beschädigt werden, daß sie den Einwurf der Absorber oder die effektive Nachkühlung des Kerns behindern würden.
- (5) Die festgesetzten Projektlimits des Brennstoffs für Unfallbedingungen des Auslegungsstörfalls dürfen nicht überschritten werden.

GDC 13: Instrumentation and Control: Die Instrumentierung muß fähig sein, die veränderlichen Größen und Systeme im gesamten erwarteten Umfang bei Normalbetrieb, bei erwarteten Betriebsereignissen und bei Unfallbedingungen zu beobachten, wie es für die Gewährleistung einer entsprechenden Sicherheit notwendig ist, einschließlich jener veränderlichen Größen und Systeme, die den Prozeß von Spaltung, Integrität des Kerns, Druckgrenze von Kühlmittel im Primärkreis, und Containment und den angeschlossenen Systemen negativ beeinflussen können. Es müssen die notwendigen Kontrollen für die Erhaltung dieser veränderlichen Größen und Systeme in den vorgeschriebenen Betriebsbandbreiten gewährleistet sein.

Die analoge Anforderung laut Verordnung Nr. 195/1999 des Gb . ist:

§ 16: Steuerungssysteme.

- (1) Die Steuerungssysteme bei nuklearen Anlagen müssen so ausgestattet sein, daß sie die Betriebsparameter für die Gewährleistung der nuklearen Sicherheit bei normalem und abweichendem

- Betrieb und in Unfallbedingungen beobachten, messen, registrieren und steuern können. Die Signalgeräte und die Steuerung müssen so geplant und aufgestellt sein, daß die Bedienung ununterbrochen ausreichend Informationen über den Betrieb der nuklearen Anlage hat und falls notwendig operativ eingreifen kann. Die Steuerungssysteme müssen die geforderten Signale über die Abweichungen von wichtigen Betriebsparametern und Prozessen vom zulässigen Ausmaß abgeben.
- (2) Die Steuerungssysteme müssen laufend in regelmäßigen Intervallen, oder je nach Bedarf, die Werte der Parameter, die gemäß der Unfallanalyse für die nukleare Sicherheit wichtig sind, aufzeichnen.
 - (3) Bei Entstehung von Unfallbedingungen muß die Geräteausstattung folgendes gewähren:
 - a) Informationen über die aktuellen Zustand der nuklearen Anlage, auf deren Grundlage Schutzmaßnahmen gesetzt werden,
 - b) Basisinformationen über den Verlauf des Störfalls und deren Aufzeichnung,
 - c) Informationen die es ermöglichen, die Verbreitung von Radionukliden und Strahlung in der Umgebung der nuklearen Anlage so zu charakterisieren, daß es möglich wird, Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung durchzuführen.

GDC 15: Projekt des Reaktorkühlsystems: Das Kühlsystem des Reaktors und die angeschlossenen Hilfssystem für die Steuerung und den Schutz müssen mit einer ausreichenden Reserve so projektiert werden, daß gewährleistet wird, daß die Projektzustände der Druckgrenze des Reaktorkühlmittels bei keinem Zustand des Normalbetriebs einschließlich der erwarteten Betriebsereignisse überschritten werden.

GDC 31: Prävention gegen das Überschreiten der Druckgrenze des Reaktorkühlmittels. Die Kühlmittelgrenze der Reaktorkühlmittels muß mit einer ausreichenden Reserve so geplant werden, daß gewährleistet ist, daß wenn sie unter den Bedingungen des Normalbetriebs, der Wartung, der Tests und der angenommenen Unfallbedingungen belastet wird, sich diese Grenze nicht spröde verhalten wird und die Wahrscheinlichkeit eines sich schnell verbreitenden Bruchs minimiert wird.

Die analoge Bedingung für diese Kriterien ist in Verordnung Nr. 195/1999 des Gb:

§22: Grundlegende Lösungen für den Primärkreis:

- (1) Der Primärkreis und dessen Hilfs – Kontroll – und Schutzsystem müssen so geplant sein, daß
 - a) mit ausreichender Reserve bei normalem und abweichendem Betrieb die geforderte Festigkeit, Lebensdauer und Funktionszuverlässigkeit der Teile und Anlagen garantiert sind,
 - b) es zu keinem unzulässigen Kühlwasserleck kommt,
 - c) sie ausreichend widerstandsfähig sind gegen die Entstehung und Entwicklung von Störfällen und im Fall von Störfällen eine langsame Weiterentwicklung und rechtzeitig Entdeckung garantieren,
 - d) Störfälle großen Ausmaßes ausgeschlossen werden,
 - e) die Wirkung der Anlage zur Druckverringerung (Sicherheitsventile) keine unzulässige Freisetzung von Radionukliden aus der nuklearen Anlage verursacht
 - f) die Komponenten des Primärkreises mit Kühlmittel, wie das Containment, die Druckleitungen, die Röhren und ihre Verbindungen, Ventile, Abdichtungen u.ä. einschließlich ihrer Befestigungen den statischen und dynamischen Belastungen unter normalem und abweichenden Betrieb und Unfallbetrieb widerstehen können.
- (2) (hat keinen direkten Bezug zum Gegenstand der Dokumentation).
- (3) Der Plan für die Anlagen des Primärkreises muß die Bedingungen für Tests und Wartung, Bedingungen für normalen und abweichenden Betrieb, Havariebedingungen, Analyse und Lösung für alle Wirkungen, die diese Anlage beschädigen, enthalten.
- (4) Der Plan für die Anlagen des Primärkreises muß Maßnahmen zur Erhaltung von Menge und Druck des Kühlmittels einhalten, so daß die festgelegten Projektlimits nicht überschritten werden, und dies unter normalem und unter abweichendem Betrieb mit Berücksichtigung von Volumenveränderungen und Lecks.

- (5) Die Systeme für die Erhaltung von Menge und Druck des Kühlmittels müssen eine entsprechende Kapazität haben (Durchfluß oder Volumen), damit sie den Anforderungen gemäß § 22 Abs. 4 und der Bedingung für die Systeme der Kühlmittelnachfüllung entspricht, die garantiert, daß die Lecks und Volumensveränderungen des Kühlmittels bei normalem und abweichendem Betrieb kompensiert werden, mit Berücksichtigung der Kühlmittelentnahme für die Reinigung, damit die festgelegten Projektlimits erhalten werden.

GDC 20: Funktion des Schutzsystems. Das Schutzsystem muß mit folgendem Ziel geplant werden:

1. automatisches Initiieren von Tätigkeiten der betreffenden Systeme einschließlich der Steuerung der Reaktivität, damit garantiert wird, daß die festgelegten akzeptablen Projektlimits des Brennstoffs in Folge der erwarteten Betriebsereignisse nicht überschritten werden,
2. Erkennen von Unfallbedingungen und Initiieren der Tätigkeit der Systeme und Komponenten, die für die Sicherheit wichtig sind.

Analoge Bedingung von Verordnung Nr. 195/1997 des Gb. ist:

§ 17: Schutzsysteme. Nukleare Anlagen mit einem Kernreaktor müssen mit Schutzsystemen ausgestattet sein, die

- a) geeignet sind zum Erkennen von abweichenden Bedingungen und automatischen Start der entsprechenden Systeme, einschließlich des Systems für die Reaktorabschaltung gemäß § 21, damit garantiert wird, daß die Projektlimits nicht überschritten werden,
- b) geeignet sind zum Erkennen von Unfallbedingungen und automatischen Einschalten der entsprechenden Systeme, die zur Verminderung dieser Bedingungen bestimmt sind,
- c) übergeordnet sind der Tätigkeit der Steuerungssysteme und der Bedienung der nuklearen Anlage, in allen im Projekt erwogenen Zuständen, wobei die Bedienung die Möglichkeit haben muß, das Schutzsystem manuell in Betrieb zu nehmen.

§ 19: Beziehung der Schutz und Steuerungssysteme:

- (1) Die Schutz – und Steuerungssysteme müssen so voneinander getrennt sein, daß eine Störung der Steuerungssysteme die Fähigkeit der Schutzsysteme nicht einschränkt. Die funktionelle und zweckmäßige Verbindung der beiden Systeme muß maximal eingeschränkt werden, so daß es zu keiner wesentlichen Beeinträchtigung der nuklearen Sicherheit kommt.
- (2) Das Schutzsystem muß so geplant und eingestellt werden, daß es zu keiner Überschreitung der Projektlimits auch bei fehlerhafter Funktion der Steuerungssysteme kommen kann. Die Schutzeingriffe werden bei allen im Projekt erwogenen Zuständen der Tätigkeit des Steuerungssystems und der Bedienung übergeordnet.

GDC 26: Fähigkeiten und Redundanz des Steuerungssystems der Reaktivität: Es müssen zwei unabhängige Systeme zur Steuerung der Reaktivität mit unabhängigen Projektprinzipien gewährleistet sein. Eines der Systeme muß Regulationsorgane verwenden, bevorzugt feste Instrumente für deren Einfall, und sie müssen die Fähigkeit haben, die Reaktivität zuverlässig so zu steuern, daß es unter Bedingungen des Normalbetriebs, einschließlich der erwarteten Betriebsereignisse und mit notwendiger Reserve unter Versagen wie eingeklemmte Regulationsorgane, zu keiner Überschreitung der akzeptablen Projektkriterien kommt. Das zweite Steuerungssystem für die Reaktivität muß fähig sein, die Geschwindigkeit der Änderungen der Reaktivität, die aus den geplanten Leistungsveränderungen entsteht (einschließlich des Zerfalls Xe) zu steuern und muß garantieren, daß die akzeptablen Projektlimits des Brennstoffs nicht überschritten werden. Eines der Systeme muß fähig sein, den Reaktorkern im kalten Zustand unterkritisch zu halten.

GDC 28: Limit der Reaktivität: Die Steuerungssysteme der Reaktivität müssen mit den entsprechenden Limits für die potentielle Größe und Geschwindigkeit der Reaktivitätserhöhung geplant werden, damit garantiert wird, daß die Wirkungen der angenommenen Reaktivitätsunfälle

- weder zur Beschädigung der Druckgrenze des Reaktorkühlmittels führen können, die größer wäre als die eingeschränkten lokalen Biegungen,
- noch zu einer solchen Beschädigung des Kerns führen können, dessen Stützstruktur oder anderer innerer Einbauten des Reaktorbehälters, die die Funktion der Kernkühlung stark beeinträchtigen würde. Diese angenommenen Reaktivitätsunfälle müssen das Herausschießen eines Regulationsorgans (Regulationskassette, Regelstab) (sofern nicht durch konkrete Mittel verhindert), Fall des Regulationsorgans, Zerreißen der Dampfrohrleitung, Veränderungen bei Temperatur und Druck des Kühlmittels und Zugabe von kaltem Wasser einbeziehen.

Analoge Bestimmung zu diesen Kriterien ist laut Verordnung Nr. 195/1999 des Gb.:

§ 21: *Reaktorabschaltung.*

- (1) Der Reaktor muß mit einem System ausgestattet sein, daß es ermöglicht den Reaktor unter normalen, abweichenden und Unfallbedingungen abzuschalten. Es muß ihn auch abgeschaltet halten könne, wenn es zur höchsten Kernreaktivität kommt. Die Wirkungsfähigkeit, Geschwindigkeit und die Redundanz für die Abschaltung müssen garantieren, daß die festgelegten Projektlimits nicht überschritten werden.
- (2) Die Anlagen für die Reaktorabschaltung müssen aus mindestens zwei unabhängigen Systemen bestehen, die auf verschiedenen Prinzipien beruhen und ihre Funktion auch unter einfachen Störfällen ausführen können.
- (3) Zumindest eines der Systeme von Abs. 2 muß fähig sein, den Reaktor schnell von normalen und abnormalen und Unfallbedingungen in einen unterkritischen Zustand zu führen, mit einer angemessenen Redundanz unter Annahme eines einfachen Störfalls.
- (4) Zumindest eines der Systeme von Abs. 2 muß fähig sein, den Reaktor von normalen und abnormalen und Unfallbedingungen in einen unterkritischen Zustand zu führen und den Reaktor im unterkritischen Zustand mit einer angemessenen Redundanz in einer Situation höchster Kernreaktivität zu halten.
- (5) Für den Nachweis der geforderten Eigenschaften der Anlagen für die Reaktorabschaltung muß eine besondere Aufmerksamkeit den Störfällen gewidmet werden, die an beliebiger Stelle des nuklearen Anlage entstehen, die einen Teil dieser Anlagen außer Betrieb setzen könnten.
- (6) Die Anlage für die Reaktorabschaltung muß die Verhinderung einer selbstständigen Entstehung eines kritischen Zustands verhindern können. Diese Bedingung muß auch unter Tätigkeiten erfüllt werden, die die Reaktivität beim abgeschalteten Reaktor erhöhen (z.B. bei Entnahme der Regelorgane zum Zwecke der Wartung oder der Umlegung des Brennstoffs), und das auch unter der Annahme einer einfachen Störung dieser Anlagen.
- (7) Die Systeme für Messungen und Tests müssen sicherstellen, daß die Anlagen für die Reaktorabschaltung im geforderten Zustand sind.
- (8) Ein Teil der für die Reaktorabschaltung bestimmten Anlagen kann bei ihrem Betrieb für die Steuerung der Reaktivität oder die Gestaltung der Neutronenfelder verwendet werden, solange stets eine Reserve für die Abschaltung erhalten bleibt.

GDC 27: Fähigkeiten der kombinierten Systeme für die Reaktivitätssteuerung. Die Systeme für die Steuerung der Reaktivität müssen so projektiert werden, daß sie eine kombinierte Fähigkeit haben (gemeinsam mit dem löslichen Absorber, der in die Kernnotkühlung gegeben wird) die Veränderungen der Reaktivität zu steuern und so zu gewährleisten, daß unter den postulierten Unfällen und mit einer ausreichenden Reserve für eingeklemmte Regelorgane die Fähigkeit zur Kernkühlung aufrechterhalten bleibt.

GDC 35: Kernnotkühlung. Es muß ein System geplant sein, das eine reichliche Notkühlung des Kerns garantiert. Die Sicherheitsfunktion für jeden Kühlmittelverlust muß die Wärmeabfuhr aus dem Kern mit einer solchen Geschwindigkeit sein, daß eine solche Beschädigung von Brennstoff und Hülle vermieden wird, die die Fortsetzung der effektiven Kernkühlung behindern würde, und daß die Reaktion vom Metall der Hülle versus Wasser auf ein vernachlässigbares Maß reduziert wird.

Analoge Bedingung laut Verordnung Nr. 195/1999 des Gb.:
§25: *Notkühlsystem*. Das Notkühlsystem muß gewährleisten:

- a) zuverlässige Kühlung des Kerns unter Unfallbedingungen, die durch Kühlmittelverlust entstanden sind, so daß
 1. die Temperaturen der Brennstoffhüllen nicht die Limits des Projekts überschreiten,
 2. der energetische Beitrag der chemischen Reaktion (Hülle, Wasser, Wasserstofffreisetzung) den zulässigen Wert nicht überschreitet,
 3. es zu keinen Veränderungen der Brennelemente, Brennstoffkassetten und den inneren Teilen des Reaktors kommt, die die Wirksamkeit der Kühlung beeinträchtigen könnten,
 4. die Restwärme ausreichend lange abgeführt wird,
- b) ausreichende Redundanz, geeignete Anbindung, die Möglichkeit der Abtrennung einzelner Teile des Systems, die Detektion von Lecks und die Möglichkeit diese abzufangen, so daß das System auch bei einer einfachen Störung verlässlich arbeitet.

GDC 29: Schutz gegen erwartete Betriebsereignisse: Die Schutz – und Steuerungssystem der Reaktivität müssen so geplant sein, daß sie eine extrem hohe Wahrscheinlichkeit der Erfüllung ihrer Sicherheitsfunktion im Falle von erwarteten Projekt ereignissen haben.

Analoge Anforderung laut Verordnung Nr. 195/1999 ist:

§ 18: *Redundanz der Schutzsysteme*.

- (1) Die Schutzsysteme müssen mit einer hohen Funktionsverläßlichkeit, Redundanz und Unabhängigkeit der einzelnen Kanäle geplant werden, so daß
 - a) keine einfache Störung zum Verlust der Schutzfunktion des Systems führt,
 - b) die Abschaltung (aus dem Betrieb nehmen) einer beliebigen Komponente oder eines Kanals zu keiner Verringerung der Anzahl der unabhängigen (redundanten) Komponenten oder Kanäle auf eines führt, sofern in diesem Fall nicht die akzeptable Verläßlichkeit des Schutzsystembetriebs nachgewiesen werden kann.
- (2) Die Schutzsysteme müssen periodische Tests der Funktion der einzelnen unabhängigen Kanäle im Reaktorbetrieb und die Tests der gemeinsamen Kreise zumindest bei abgeschaltetem Reaktor ermöglichen. Diese gemeinsamen Kreise müssen so geplant sein, daß ihre möglichen Störungen höchstens zur Reaktorabschaltung führen, und nicht zum Verlust der Schutzfunktion.

GDC 55: Druckgrenze des Reaktorkühlmittels durch das Containment. Jede Leitung, die Teil der Druckgrenze des Reaktorkühlmittels ist und durch die primäre Schutzhülle des Reaktors durchführt, muß mit Abtrennarmaturen der Schutzhülle ausgestattet sein, sofern nicht nachgewiesen wird, daß die Abdichtung der Schutzhülle für eine bestimmte Klasse von Leitungen, wie die Impulsröhren, auf anders definierten Grundsätzen akzeptiert werden kann.

Analoge Bedingung von Verordnung Nr. 195/1999 ist:

§ 38: *Abschlußelemente*.

- (1) Die Leitungen des Primärkreises, die durch die Wände der hermetischen Hülle führen, oder Leitungen, die direkt mit der Atmosphäre innerhalb der hermetischen Hülle verbunden sind, müssen mit verlässlichen Abschließungen ausgestattet sein, von denen jede mindestens zwei Schließelement in Serie geschaltet haben muß, die innerhalb und außerhalb der hermetischen Hülle angebracht werden und unabhängig und zuverlässig steuerbar sind. Die

äußeren Elemente werden so nah wie möglich an der hermetischen Hülle angebracht.

- (2) Die übrigen Leitungen, die durch die Wände der hermetischen Hülle führen, müssen mindestens ein Schließelement haben, das so nah wie möglich an der Schutzhülle angebracht wird.
- (3) Die Schließelemente müssen so geplant sein, daß regelmäßig Dichtigkeitstests durchgeführt werden können.
- (4) Die Funktion des Schließelements muß auch bei Eintritt einer einfachen Störung außerhalb der mechanischen Teile gewährleistet sein.

Entsprechend den zitierten allgemeinen Bedingungen basiert die Sicherheit des KKW Temelin auf dem Konzept der tiefengestaffelten Verteidigung. Das sind fortschreitende physische Barrieren (Brennstoffgitter, Hülle, Druckgrenze des Primärkreises, Schutzhülle) und andere Maßnahmen zur Kontrolle der radioaktiven Materialien, und ebenso eine mehrfache Schutzzebene gegen die Beschädigung dieser Barrieren und unzulässige radiologische Folgen für das KKW selbst und seine Umgebung. Der Nachweis, daß kein unzulässiges Risiko durch den Betrieb des KKW Temelin entsteht, ist Gegenstand der Sicherheitsbewertung (Sicherheitsbericht).

Die tiefengestaffelte Verteidigung gehört zu den Grundprinzipien der nuklearen Sicherheit und deren Aufgabe ist:

- Verhinderung von Störfällen,
- Verringerung von Unfallfolgen (Unfallbedingungen)

Das Prinzip der tiefengestaffelten Verteidigung wird in der Gesamtstrategie des Projekts für die Sicherheitsmaßnahmen und die Anlagen des KKW verwendet. Es trägt wesentlich dazu bei, daß kein Auslegungsstörfall zur Bedrohung für das Personal, für die Bevölkerung und die Umwelt wird. Die Erfüllung der tiefengestaffelten Verteidigung wird im Projekt KKW Temelin mit folgenden Instrumenten erreicht:

- tiefengestaffelter *Mehrbarrierenschutz*
- tiefengestaffelter Mehrfachbarrierenschutz gegen die Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung.

Es existieren folgende 5 Ebenen für die tiefengestaffelte Verteidigung:

Die erste Ebene ist die Kombination von konservativem Zugang zum Projekt, Qualitätssicherung, Kontrolltätigkeit und allgemeiner Sicherheitskultur.

Die zweite Ebene ist die Detektion und Korrektur von Abweichungen vom Normalbetrieb mit dem Ziel zu verhindern, daß erwartete Betriebsereignisse zu Unfallbedingungen werden. Diese Schutzzebene garantiert eine dauerhafte Integrität der ersten drei Barrieren und zusammen bilden sie das System von normalem Betrieb und Barrieren.

Die dritte Ebene besteht aus Sicherheitssystemen, die die Entwicklung von Störfällen der Anlagen und Fehlern des Personals in Auslegungsstörfälle und die weitere Entwicklung in Über-Auslegungsstörfälle verhindern sollen und weiters die radioaktiven Stoffe in der hermetischen Zone halten soll.

Die vierte Ebene ist die Verwendung existierender Instrumente für die Steuerung schwerer (über den Auslegungsstörfall hinaus) Unfälle.

Die fünfte Ebene besteht aus Maßnahmen innerer und externer Havariepläne, die das Ziel der Reduktion der Folgen von Austritten radioaktiver Stoff in die Umgebung haben.

Die Schutzbarrieren bestehen aus:

- chemischer und physikalischer Struktur des nuklearen Brennstoffs: erste Schutzbarriere,
- Hülle der Brennstoffelemente (Stäbe): zweite Schutzbarriere,
- Grenze des Druckkreises der Reaktorkühlmittels: dritte Schutzbarriere,
- Grenze des hermetischen Raums: vierte Schutzbarriere,

Die Einhaltung der *Sicherheitsfunktion* ist ein weiteres Prinzip der nuklearen Sicherheit des KKW Temelin. Diese Funktionen werden von Systemen, Anlagen und Baukonstruktionen erfüllt, die bestimmt sind für:

- den Normalbetrieb,
- die Verhinderung der erwarteten Betriebsereignisse (Regimes), die zu Unfallbedingungen führen können,
- die Verminderung (Einschränkung) der Folgen von Unfallbedingungen.

Die Schlüsselsicherheitsfunktionen sind bestimmt für die Erhaltung der Funktion der:

- Steuerung der Reaktivität,
- Brennstoffkühlung,
- Kontrolle des radioaktiven Materials,
- Monitoring des Zustands des KKW,
- Verminderung der Strahlenfolgen.

Steuerung der Reaktivität bedeutet allgemein alle Maßnahmen, die zur Verhinderung eines ungeplanten kritischen Zustands, dem Verlust der Steuerbarkeit der Reaktivität, einer Leistungsexkursion, oder dem Verlust der Reserve für die Reaktorabschaltung dienen. Der Verlust der Steuerbarkeit der Reaktivität könnte zu einer übermäßigen Wärmeproduktion im nuklearen Brennstoff und zur potentiellen Beschädigung der Barriere gegen die Freisetzung von Aktivität bewirken.

Die Kühlung des Brennstoffs (der die Hauptquelle von Aktivität darstellt) verlangt, daß unter allen Bedingungen für die ausreichende Wärmeabfuhr gesorgt wird, damit eine übermäßigen Aufwärmung und damit einer großen Freisetzung von Aktivität verhindert wird. Es werden alle Orte des potentiellen Vorkommens von Brennstoff erwogen (Kern, Becken für abgebrannte Brennstäbe usw.) und alle Betriebsbedingungen (normaler Leistungsbetrieb, Regime mit abgeschaltetem Reaktor, Unfälle). Die Erhaltung dieser Sicherheitsfunktion erfordert die Erhaltung der Integrität der Kühlsysteme, die Erhaltung der Kühlmittelzirkulation und die Kontrolle der Menge und die Verwendbarkeit des Wärmeendssammlers.

Die Kontrolle des radioaktiven Materials erfordert unter Normalbedingungen und unter Unfallbedingungen, daß die entsprechenden Barrieren (Brennstoffgitter, Hülle, Druckgrenze des Primärkreises, Schutzhülle) unbeschädigt bleiben, oder ihre Degradierung nur minimal ist. Für einige Unfälle, wie etwa LOCA, besteht die Möglichkeit der Störung einiger Barrieren. Die Barrieren können z.B. durch die mechanischen Eigenschaften als Folge einer übermäßigen Erwärmung, eines Überdrucks im Primärkreis oder im Containment, oder die Beeinträchtigung der Konstruktion als Folge eines mechanischen Aufpralls negativ beeinflußt werden.

Monitoring des Zustands des KKW Temelin ist die einzige wichtige Sicherheitsfunktion, die das Bedienungspersonal mit der Geräteausstattung des KKW durchführt. Die Aufgabe des Personals ist die Bewertung der dargestellten Sicherheitsparameter und die Bestätigung dessen, daß es zu richtigen Funktionen der Systeme kommt und im Falle von Bedarf das Eingreifen garantiert ist.

Die Verminderung der radiologischen Folgen mit den Instrumenten der Strahlenkontrolle und des Havarieplans ist für den Fall notwendig, wenn während eines Unfalls über den Auslegungstörfall hinaus alle Barrieren gegen die Freisetzung von Aktivität stark beschädigt sind. Die Maßnahmen für die Erneuerung und die Erhaltung der Sicherheitsfunktionen umfassen unter diesen Bedingungen die Verwendung von:

- alternativen oder diversen Systemen, Vorschriften und Methoden, einschließlich der Verwendung von Anlagen, die nicht zu den Sicherheitsanlagen gehören,
- externen Anlagen für den temporären Ersatz der Standardkomponenten,

- Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung (eingeschränkter Verzehr von Lebensmitteln, Schutzräume für die Bevölkerung, Evakuierung)

Die genannten allgemeinen Projektkriterien (GDC), bzw. die verbindlichen Bestimmungen (§) sind die Ausgangsbestimmungen für die Sicherheit, für die spezifische Kriterien der Akzeptanz erstellt werden, alle in der Form von limitierenden Werten bestimmter physikalischer und technologischer Parameter. Fallweise werden diese allgemeinen Anforderungen auch direkt als Kriterium der Akzeptanz angeführt (bzw. allgemeine Kriterien der Akzeptanz). Spezifische Kriterien der Akzeptanz sind meist mit einer der Schutzbarrieren verbunden, so daß die Einhaltung des entsprechenden Kriteriums der Akzeptanz die Erhaltung der entsprechenden Schutzbarriere bedeutet. Die konkreten Kriterien für das KKW Temelin sind abhängig von der Wahrscheinlichkeit für das Auftreten eines bestimmten Ereignisses und der Schwere ihrer Folgen und sind im folgenden Kapitel enthalten.

C.V.1.2. Klassifizierung der Zustände im KKW Temelin und die Akzeptanzkriterien

ANSI N18.2 „Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants“ definiert vier Kategorien von Ereignissen und spezifiziert allgemeine Kriterien für die Akzeptanz auf Basis der erwarteten Häufigkeit für das Eintreten dieser Ereignisse und die potentiellen Folgen für die Bevölkerung. Diese vier Kategorien sind:

Kategorie I:	Normalbetrieb und Betriebsübergangsprozesse
Kategorie II:	Ereignisse mit mäßiger Eintrittshäufigkeit
Kategorie III:	Ereignisse (Unfälle) mit geringer Eintrittshäufigkeit
Kategorie IV:	Limitierende Unfälle

Die Analysen der Ereignisse sind im POSAR entsprechend dieser Kategorisierung durchgeführt worden, wobei der Bezug der genannten Kategorien zu den Ereignisgruppen laut Verordnung Nr. 195/1999 Gb. der folgende ist:

Normalbetrieb:	Kategorie I
Abweichender Betrieb	Kategorie II
Havariebedingungen:	Kategorie III und IV

Anmerkung: In den tschechischen Rechtsnormen gibt es keine weitere Unterteilung der Havariebedingungen z.B. in Auslegungsstörfall, Störfall beyond design basis accident und schwere Unfälle. Im Rahmen der Bestimmungen für die Maßnahmen der inneren und äußeren Havariepläne für die Beseitigung des Strahlenunfalls oder der Strahlenhavarie wird jedoch damit gerechnet.

Die einzelnen Kategorien werden (einschließlich der Kriterien der Akzeptanz und des Verzeichnisses der analysierten Ereignisse) folgendermaßen beschrieben:

Kategorie I: Normalbetrieb und Betriebsübergangsprozesse

Ereignisse der Kategorie I sind jene, die oft oder regelmäßig während des Leistungsbetriebs, während des Brennstoffwechsels, während der Wartung und im Verlauf von geplanten Leistungsänderungen des KKW auftreten. Als solche werden die Ereignisse der Kategorie I mit einer Reserve zwischen jedem Parameter des KKW und dem Wert dieses Parameters beherrscht, der einen Schutzeingriff erfordern würde. Da die Ereignisse von Kategorie I oft oder regelmäßig eintreten, muß in Hinblick auf die Beeinflussung der Folgen von abweichenden Betrieben oder Havariebedingungen (Kategorie II, III und IV) gerechnet werden. In Hinblick darauf basiert die Analyse jedes beschriebenen Ereignisses allgemein auf dem konservativen System der Anfangsbedingungen, die den ungünstigsten Bedingungen entsprechen, die während des Verlaufs von Ereignissen der Kategorie I eintreten können.

Ein Verzeichnis der typischen Ereignisse von Kategorie I ist das folgende:

1. Betrieb in stabilem Zustand und Abschaltung.
2. Betrieb mit zulässigen Abweichungen:
 Verschiedene Abweichungen, die während des ununterbrochenen Betriebs eintreten können, und die im KKW erlaubt sind, müssen in Verbindung mit den anderen Betriebsregimen erwogen werden. Diese Abweichungen umfassen:
 - a. Betrieb mit Komponenten oder Systemen außer Betrieb.
 - b. Radioaktivität im Reaktorkühlmittel:
 - 1) Spaltprodukte,
 - 2) Korrosionsprodukte,
 - 3) Tritium.
 - c. Betrieb mit Undichtigkeiten im Dampferzeuger bis zum Maximum der zulässigen Betriebsvorschriften des KKW.
 - d. Tests, die durch die geforderten Betriebsvorschriften des KKW erlaubt sind.
3. Betriebsübergangsprozesse:
 - a. Aufwärmung und Nachkühlung des KKW.
 - b. Stufenweise Veränderung der Belastung.
 - c. Lineare Veränderung der Belastung (Trend).
 - d. Verringerung der Belastung bis zur vollständigen Projekterleichterung einschließlich der damit verbundenen Übergangsprozesse.

Kategorie II: Ereignisse mit mäßiger Eintrittshäufigkeit

Diese Ereignisse führen im schlechtesten Fall zur schnellen Reaktorabschaltung und der Möglichkeit der Rückkehr in den Normalbetrieb. Die spezifischen Kriterien der Ereignisse von Kategorie II erfüllen die folgenden allgemeinen Akzeptanzkriterien:

1. Die Reaktion muß mit höchstens einer Schnellabschaltung beherrschbar sein.
2. Das KKW sollte in den Betrieb zurückkehren können, nachdem die Reparaturtätigkeiten durchgeführt worden sind.
3. Die Ableitung von radioaktiven Stoffen im austretenden Medium in die Umgebung außerhalb des KKW-Areals muß Title 10 Code of Federal Regulations Part 20 (10CFR20) entsprechen.
4. Ereignisse mit einer leichten Erhöhung des Auftretens dürfen keinen ernsthaften Unfall ohne andere Unfälle, die davon unabhängig auftreten, verursachen.
5. Es sollte zu keinem anschließenden Funktionsverlust einer beliebigen Barriere nach dem Austritt von radioaktiven Produkten kommen (keine Beschädigung des Brennstoffs oder Systemüberdruck).

Die in dieser Kategorie befindlichen Ereignisse sind folgende:

1. Fehlerhafte Funktion des Speisewassersystems, die zur verringerten Temperatur des Speisewassers führt.
2. Fehlerhafte Funktion des Speisewassersystems, die zu erhöhtem Speisewasserdurchfluß führt.
3. Fehlerhafte Funktion des Dampfdruckregulators oder Störfall, der zu größerem Dampfdruck führt.
4. Unbeabsichtigtes Öffnen des Überlaufventils oder des Sicherheitsventils des Dampferzeugers.
5. Fehlerhafte Funktion des Dampfdruckregulators oder Störfall, der zum verringerten Durchfluß des Dampfes führt.
6. Verlust der äußeren elektrischen Last.
7. Turbinenausfall (Schließen der Schnellschlußventile).
8. Unbeabsichtigtes Abschließen der Abtrennarmaturen an den Hauptspeiseleitungen.
9. Verlust des Vakuums in den Kondensatoren.
10. Verlust der Arbeits- und Reservequellen der Stromversorgung.
11. Verlust der normalen Speisung des Dampferzeugerwassers.
12. Ausfall einer oder mehrerer Kühlmittelpumpen (einzeln).

13. Unkontrolliertes Ausfahren von Gruppen von Regelstäben im unterkritischen Zustand oder auf geringen Leistungsebenen beim Anfahren.
14. Unkontrolliertes Ausfahren von Gruppen von Regelstäben im Leistungsbetrieb.
15. Fehlerhafte Tätigkeit der Steuerungsorgane (Einfall der Regelstäbe, Einfall der Regelgruppe, oder statische fehlerhafte Position Regelstabbündels).
16. Einschaltung einer nicht arbeitenden Schleife des Primärkreises bei falscher Temperatur.
17. Fehlerhaftes Funktionieren des Systems der normalen Nachfüllung und der Borregulierung, die zur Verringerung der Borkonzentration im Reaktorkühlmittel führt.
18. Unbeabsichtigte Inbetriebnahme des Notkühlsystems des Kerns im Leistungsbetrieb.
19. Fehlerhafte Funktion des Systems der normalen Nachfüllung und der Borregulierung, die zur Erhöhung des Kühlmittelvolumens im Primärkreislauf führt.
20. Unbeabsichtigtes Öffnen des Überlaufventils oder des Sicherheitsventils des Druckhalters.
21. Abbruch einer Instrumentierungsröhre oder einer anderen Leitung, die an die Druckgrenze des Reaktorkühlmittels angeschlossen ist und durch die Wände des Containments führt (geringer Durchmesser).

Die Ergebnisse der Analysen der Ereignisse dieser Gruppen identifizieren die limitierenden Übergangsprozesse in Hinblick auf den Druckanstieg und in Hinblick auf die Erhaltung der Integrität der Brennstoffhülle durch die Erhaltung des minimalen kritischen Wärmeverhältnisses über dem Wert für ANSI der Ereignisse für Kategorie II.

Kategorie III: Unfälle mit geringer Eintrittshäufigkeit

Entsprechend der Definition sind Ereignisse der Kategorie III Unfälle, die sich nur sehr selten während der Lebensdauer der KKW ereignen. Spezifische Kriterien für die Ereignisse von Kategorie III überprüfen die Einhaltung der folgenden allgemeinen Kriterien der Akzeptanz:

1. Eintritt dieser Ereignisse (Unfälle) darf nicht mehr als einen geringen Anteil beschädigter Brennstäbe verursachen.
2. Austritt der radioaktiven Stoffe darf die Richtlinie Title 10 Code of Federal Regulations, Part 20 (10CFR20) nicht überschreiten.
3. Die radioaktiven Lecks dürfen nicht dazu führen, daß die öffentliche Veränderung dieser Bereiche unterbrochen oder eingeschränkt ist, die sich außerhalb des Radius ohne Besiedlung befinden (d.h. sie müssen ausreichend weit unter den Anforderung von 10CFR100 sein).
4. Ein Unfall mit geringer Eintrittshäufigkeit darf zu keinem Unfall von Kategorie IV. führen.
5. Es darf zu keinem Verlust der Barrierefunktion des Primärkreises oder des Containments führen.

Die Unfälle in dieser Kategorie sind die folgenden:

1. Spektrum der Beschädigungen der Dampfleitung in und außerhalb des Containments (kleinere).
2. Ausfall einer oder mehrerer Kühlmittelpumpen (schrittweise).
3. Völliger Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses durch den Reaktor.
4. Fehlerhafte Tätigkeit der Steuerorgane (Ausfahren eines Bündels bei Vollast).
5. Unabsichtliches Einfahren und Betrieb der Brennstoffelemente an falscher Stelle des Kerns.
6. Abbruch einer Instrumentierungsröhre oder einer anderen Leitung, die an die Druckgrenze des Reaktorkühlmittels angeschlossen ist und durch die Wände des Containments führt (größerer Durchmesser).
7. LOCA (kleiner Riß).
8. Undichtigkeit oder Beeinträchtigung der Integrität im System der radioaktiven gasförmigen Abfälle.
9. Undichtigkeit oder Beeinträchtigung der Integrität im System der radioaktiven flüssigen Abfälle.
10. Postulierte Lecks von radioaktiven Stoffen in Folge einer Beschädigung der Becken der flüssigen Medien.
11. Unfälle in Verbindung mit dem Fall eines Containers mit abgebrannten Brennstäben.

Kategorie IV: Limitierende Unfälle

Die Ereignisse von Kategorie IV sind Unfälle, bei denen nicht erwartet wird, dass sie eintreten, die aber angesprochen werden, da ihre Folgen die potentielle Möglichkeit des Austritts einer bedeutenden Menge von radioaktivem Material einschließen würden. Das sind die ungünstigsten Unfälle für die das Projekt ausgelegt sein muß und sie repräsentieren die limitierenden Projektfälle. Die spezifischen Kriterien für Ereignisse der Kategorie IV erfüllen die folgenden allgemeinen Kriterien der Akzeptanz:

1. Die Ableitung von radioaktivem Material darf nicht zu inakzeptablen Risiken für die Gesundheit und die Sicherheit für die Bevölkerung durch die Verletzung (Nichteinhaltung) der Richtlinie 10CRF100 führen.
2. Es darf nicht der Funktionsverlust der Systeme eintreten, die für die Beherrschung des Unfalls notwendig sind, einschließlich der Notkühlung des Kerns und der Funktion des Containments.

Die Unfälle in dieser Kategorie sind die folgenden:

1. Spektrum der Beschädigungen der Dampfleitungen (größere).
2. Abriß der Speisewasserleitung.
3. Festfressen des Rotors der Hauptkühlmittelpumpe (abgebremster Rotor).
4. Bruch der Welle der Hauptkühlmittelpumpe.
5. Spektrum der Unfälle mit Herausschießen der Regelstäbe.
6. Bruch der Röhren des Dampferzeugers.
7. LOCA (großer Abriß).
8. Störungen auf der inneren Seite des Dampfgenerators.
9. Auslegungsstörfälle bei der Handhabung des Brennstoffs im Containment und in den Räumen der Lagerung des abgebrannten Brennstoffs.

Die Analyse der potentiellen Möglichkeiten für die Entstehung der einzelnen Ereignisse und deren Folgen in Kapitel C.V.2. dieser Dokumentation betreffen die Ereignisse des abweichenden Betriebs und der Unfallbedingungen, d.h. die Ereignisse der Kategorien II, III, IV. Für diese werden die entsprechenden Kriterien der Akzeptanz (SC – specific criteria) angewendet, deren Verzeichnis (auf die Verweise aus den einzelnen Gruppen im Kapitel C.V.2 dieser Dokumentation zu finden sind) das folgende ist:

SC-1: Druck im Primär- und Sekundärkreis muß unter 100% der Projektwerte gehalten werden.

SC-2: Die Integrität der Brennstoffhülle muß mit der Sicherstellung eingehalten werden, daß DNBR über seinem Limit mit der Wahrscheinlichkeit von 95% auf dem 95%igen Niveau der Bedeutung bleibt.

SC-3: Das Ereignis mit einer geringen Eintrittswahrscheinlichkeit muß in Kombination mit einer einfachen Störung einiger aktiven Komponenten betrachtet werden. Für die Berechnung der Strahlendosis müssen Schätzungen der potentiell beeinträchtigten Brennstoffstäbe angegeben werden. Für ein solches Ereignis muß die Beeinträchtigung der Brennstoffhüllen (Perforation) für alle Stäbe angenommen werden, für die der DNBR unter den Wert fällt, der für die Integrität der Brennstoffhülle gilt, wenn nicht auf Basis eines akzeptablen Modells die Brennstoffbeschädigung als günstigere Beschädigung nachgewiesen wird. Es darf zu keinem Verlust einer weiteren Barriere gegen die Freisetzung von Spaltprodukten kommen, mit Ausnahme der Brennstoffhüllen.

SC-4: In den Analysen muß der am meisten limitierende einfache Störfall des Systems des KKW identifiziert und betrachtet werden, d.h. jener Störfall, der zum Verlust der sicherheitstechnischen Funktion der Komponente führt.

SC-5: Der Druck im Primär – und Sekundärkreislauf muß unter den zulässigen Projektlimits mit der Einberechnung von Sprödbruch und Zähbruch gehalten werden.

SC-6: Die potentielle Beschädigung des Kerns ist auf Grundlage dessen berechnet worden, daß sie akzeptabel ist, wenn der-Minimum DNBR über dem Limit DNBR bleibt, basierend auf der akzeptablen Korrelation mit einer Wahrscheinlichkeit von 95% auf dem 95%igen Niveau der Bedeutung. Wenn der DNBR unter diese Werte fällt, muß die Beschädigung des Brennstoffs für alle Brennstäbe angenommen werden, die diese Kriterien nicht erfüllen, wenn nicht auf Basis eines akzeptablen Modells der Brennstoffbeschädigung, einschließlich der ungünstigen Auswirkungen der hydraulischen Instabilität, eine

günstigere Beschädigung nachgewiesen wird. Jede berechnete Brennstoffbeschädigung muß soweit limitiert sein, daß der Kern an seinem Platz und unbeschädigt und ohne Verlust der Kühlfähigkeit bleibt. SC-7: Es muß die Integrität der Kühlmittelpumpen erhalten bleiben, so daß der Verlust der Wechselstromversorgung und die Abtrennung (Isolation) des Containments nicht zur Beschädigung des Pumpenbesatzes führt.

SC-8: Das Hilfswasserspeisesystem muß eine Anlage der Sicherheitsklasse sein und wenn gefordert, muß es automatisch eingeschaltet werden. (Anm.: Für Temelin bezieht sich dies auf das Notspeisewasser).

SC-9: Bei Abriß des Hauptdampfleiters unter angenommener Spitzenkonzentration von Jod vor dem Unfall und der Einklemmung des wirkungsvollsten Regelstäbebündels in der oberen Randlage dürfen die gezählten Dosen nicht die Werte der Richtlinie 10 CFR Part 100 (Section 11) überschreiten.

SC-10: Bei Abriß der Hauptdampfleitung mit gleichmäßiger Jodkonzentration für ungestörten Betrieb in Vollast, in Kombination mit der angenommenen Spitzenkonzentration von Jod (Jodspitze), hervorgerufen durch den Unfall, dürfen die gezählten Dosen die höher genannte Richtlinie einen Bruchteil der Werte nicht überschreiten (in SC-9), d.h. konkret 10 % dieser Werte.

SC-11: Der Druck im Primär – und Sekundärkreis muß unter 110% der Projektwerte für ein Ereignis mit einer niedrigen Eintrittswahrscheinlichkeit und unter 120% der Projektwerte für ein Ereignis mit einer sehr niedrigen Eintrittswahrscheinlichkeit liegen, wie es z.B. der Abriß einer Leitung im gesamten Durchschnitt mit beidseitigem Austritt des Mediums ist.

SC-12: Jegliche Ableitung von Aktivität muß so verlaufen, daß die gezählte Dosis an der Grenze (außen) des KKW einen kleinen Bruchteil der Werte gemäß Richtlinie 10 CFR Part 100 beträgt. (An.: unter kleinem Bruchteil versteht man den Anteil von 10% des betreffenden Wertes).

SC-13: Das Festfressen des Rotors oder der Bruch der Welle der Hauptkühlmittelpumpe selbst darf noch nicht zu einem ernsten Zustand führen oder zum Verlust der Kühlfunktion oder dem Verlust der Barriere Containment.

SC-14: Für die Verringerung der Folgen des Ereignisses dürfen nur Einrichtungen der dritten Kategorie verwendet werden. Die Sicherheitsfunktion muß auch unter der Annahme einer einfachen Störung einer aktiven Komponente des Sicherheitssystems erhalten bleiben.

SC-15: Es muß die Fähigkeit zur langfristigen Kühlbarkeit nachgewiesen sein.

SC-16: Das Ereignis muß analysiert werden unter der Annahme eines Turbinenausfalls und dem gleichzeitigen Verlust der externen Stromversorgung und dem Nachlauf der unbeschädigten Pumpen.

SC-17: Die maximale Temperatur der Brennstoffhüllen darf 1482 °C nicht überschreiten.

SC-18: Die Reaktion des Zr-Wassers darf 16% an Masse (Zr) nicht überschreiten.

SC-19: Die maximale Temperatur des Brennstoffs darf den Schmelzpunkt nicht überschreiten.

SC-20: Der Grenzwert für die Beschädigung der Brennstäbe beträgt 5% von der Gesamtzahl im Kern.

SC-21: Wenn nach Beendigung des Prozesses die Tätigkeit des Personals notwendig ist, müssen die folgenden minimalen Zeitabstände zwischen dem Moment, wo der Alarm über die ungeplante Borverdünnung bekannt wird und dem Moment des Verlusts der Reserve für die Reaktorabschaltung zur Verfügung stehen:

- a) 30 Minuten beim Brennstoffwechsel,
- b) 15 Minuten bei Inbetriebnahme, Kaltabschaltung, in der heißen Reserve und beim Leistungsbetrieb.

SC-22: Wenn es bei einer nicht festgestellten fehlerhaften Brennstoffbeladung zu einer Überschreitung der Grenzwerte für die Brennstäbebeschädigung im Normalbetrieb kommt, so müssen die Folgen für die Umgebung einem geringen Bruchteil des Werts der Richtlinie 10 CFR Part 100 entsprechen.

SC-23: Die radial zentrierte Entalpie des Brennstoffs in der Tablette muß an einer heißen Stelle unter 840 kJ/kg UO₂ für bestrahlten und unbestrahlten Brennstoff liegen.

SC-24: Die Durchschnittstemperatur für die Brennstoffhüllen darf an einer heißen Stelle 1649 °C nicht überschreiten und die Reaktion des Zr-Wassers darf 16% in der Masse (Zr) nicht überschreiten.

SC-25: Die erreichten Höchstdrücke im Kühlwasser müssen unter dem Wert liegen, der eine Spannung hervorrufen könnte, die die Grenzwerte für Störfallsituationen übertrifft.

SC-26: Die Brennstoffschmelze muß auf weniger als 10% des Volumens an einer heißen Stelle beschränkt sein, und das auch in dem Fall, daß die radial zentrierte Entalpie des Brennstoffs in der Tablette sich unter dem Grenzwert von Kriterium SC-23 befindet.

SC-27: Die radiologischen Folgen des Ausschießens eines Regulationsorgans muß die Kriterien RG1.77 einhalten (Appendix B).

SC-28: Die maximale Temperatur der Hüllen darf 1204 °C nicht überschreiten.

SC-29: Die lokale Oxidation der Hüllen darf an keiner Stelle 17% der Gesamtdicke der Wände überschreiten.

SC-30: Die Menge des Hüllenmaterials der Brennstäbe, die chemisch mit Wasser oder Dampf reagiert darf 1% der Gesamtmenge des Hüllenmaterials des Brennstoffs nicht überschreiten.

SC-31: Die berechneten Veränderungen in der Kernzone müssen so sein, daß der Kern auch im Falle eines Leitungsbruchs und danach kühlbar bleibt.

SC-32: Nach jedem berechneten erfolgreichen Anfangsbetrieb des Kernnotkühlsystems wird die berechnete Temperatur in der Kernzone auf einer annehmbar niedrigen Ebene gehalten, und die Restwärme wird solange abgeleitet, wie es unter dem Aspekt des langfristigen radioaktiven Zerfalls notwendig ist.

SC-33: Die radiologischen Folgen des gravierendsten Kühlmittelverlusts muß die Anforderungen von Richtlinie 10 CFR Part 100 einhalten.

Die Aufgabe der spezifischen Kriterien ist der Nachweis mittels bestehender Parameter eines KKW, daß die allgemeinen Projektkriterien oder die legislativen Vorschriften erfüllt werden. Die Einhaltung der einzelnen spezifischen Kriterien bezieht sich auf die Brennstoffintegrität (erste und zweite Barriere), auf die Integrität der Druckgrenze des Kühlmittels (Primär – und Sekundärkreis), auf die zulässige Durchlässigkeit der hermetischen Zone (vierte Barriere).

Der größte Teil der analysierten Ereignisse gehört zum abweichenden Betrieb (Ereignis Kategorie II). Für diese Gruppe an Ereignissen werden auch die strengsten Akzeptanzkriterien verwendet, die in erster Linie die Integrität des Brennstoffs und der Druckgrenze der Kühlmittels erhalten müssen. Es wird somit keine Beschädigung der Brennstäbe über das normale Ausmaß hinaus zugelassen, was durch das Nichterreichen (mit 95% er Wahrscheinlichkeit bei 95%iger Wichtigkeit) der Krisenbedingungen für die Temperaturüberschreitung (minimales kritisches Wärmeverhältnis – DNBR – befindet sich über dem festgesetzten Wert für die Sicherheitsanalyse) kontrolliert wird. Die Kontrolle für die Erhaltung der Integrität der Druckgrenze des Kühmmittels basiert auf der Nichtüberschreitung der erlaubten Drücke über den gegebenen Wert. Der einzige Weg, wie dann die Aktivität in die Umgebung gelangen kann, ist der Austritt der Medien über die Überlaufanlagen des KKW (im Fall einer Druckverringerung oder bei der Nachkühlung), oder über Undichtigkeiten (Bruch) der Leitungen, die sich außerhalb des Containments befinden. In diesem Fall müssen dann die Kriterien eingehalten werden, die für die maximal zulässige Strahlung für die Bevölkerung in der Umgebung des KKW gelten, die konservativ für die Grenze der Schutzzone ausgedrückt werden.

Bei den Havariebedingungen (Ereignisse Kategorie III und IV) wird die Beschädigung der Brennstäbe in eingeschränktem Ausmaß zugelassen (in der Regel nur bei der zweiten Schutzbarriere), wobei gleichzeitig die Nichtbeeinträchtigung der vierten Barriere (z.B. bei Kühlmittelverlustunfall) verlangt wird, wenn es sich nicht um direkte Lecks aus den Rohrleitungen außerhalb des Containments handelt. In keinem Fall dürfen die festgesetzten Limits für die Dosis für die Bevölkerung an der Schutzzonengrenze überschritten werden.

Die Kriterien des früher genannten Verzeichnisses wurden bei den Analysen der einzelnen Ereignisse der Kategorie II, III und IV (s. weiter Kapitel C.V.2. dieser Dokumentation) von der Firma Westinghouse angewendet, einschließlich der Analysen der radiologischen Folgen einiger Ereignisse. Da zur Zeit bereits die Verordnung Nr. 184/1997 des Gb. über die Anforderungen an den Strahlenschutz gilt, werden alle Strahlenfolgen danach bewertet und die dazugehörigen Analysen werden von tschechischen Organisationen durchgeführt. In den betreffenden Teilen des Kapitels C.V.2. werden dann die Ergebnisse der Analysen in Bezug auf die Verordnung Nr. 184/1997 des Gb. angestellt. Die durchgeführten Analysen der Strahlenfolgen gemäß Verordnung Nr. 184/1997 des Gb. gehen von sehr konservativen Annahmen aus, sei es bei den Austritten selbst (einschließlich ungünstiger Wetterkategorien), wie auch beim Verhalten der Bevölkerung im Unfallfall (keine Schutzmaßnahmen mit Ausnahme eines Verbots für den Verzehr von kontaminierten Lebensmitteln – Dosis werden ohne Ingestion berechnet).

Wie bereits im einleitenden Teil konstatiert wurde, beachten die durchgeführten Analysen alle Veränderungen bis zum Datum der Erarbeitung des POSAR, die von SUJB bewertet wurde, wobei auch die Auswirkungen der neuen Verordnung gemeint sind, wie etwa die genannte Verordnung Nr. 184/1997 Gb.

C.V.2. Möglichkeiten für die Entstehung abweichender Betriebsituationen und deren Folgen

Im folgenden Teil werden die potentiellen Entstehungsmöglichkeiten für die einzelnen initiierten Ereignisse, den Verlauf, die bestehenden Präventivmaßnahmen, die Akzeptanzkriterien bis zur Auswirkung auf die Umgebung des KKW Temelin beschrieben. Zu den existierenden Präventivmaßnahmen kann man in diesem Zusammenhang zählen:

- inhärente Widerstandsfähigkeit der Anlage gegen die Entstehung der betrachteten Ereignisse (dazu zählt die eigentliche Planung der Anlage, die Durchführung, die Reaktion auf entstehende Ereignisse, u.ä.)
- Der Betrieb der Anlage mit einer ausreichenden Reserve bis zum Einsatz der limitierenden Systeme oder der Schutzsysteme (entsprechend den Betriebsvorschriften und im Umfang der Limits und Bedingungen für den sicheren Betrieb),
- limitierende Systeme (Vermeidung von unnötigen Eingriffen des Schutzsystems),
- grundlegendes System des Reaktorschutzes (sichere Überführung des Reaktors in den abgeschalteten Zustand bei der Entstehung eines abweichenden Zustands oder von Unfallbedingungen und Einschaltung der Sicherheitssysteme einschließlich der Überlaufstation in die Atmosphäre),
- Diversifikationssysteme der Reaktorschutzsysteme (Redundanz bei Versagen eines elementaren Reaktorschutzsystems),
- Sicherheitssystem (Überführung des Block in einen stabilen abgeschalteten Zustand mit zuverlässiger Nachkühlung des Reaktorkerns).

Das limitierende System und die grundlegenden Systeme und die Diversifikationssysteme der Reaktorschutzsysteme stellen eigentlich eine dreistufige Prävention gegen die Entstehung von Ereignissen des abweichenden Betriebs und von Unfallbedingungen dar, wobei das grundlegende System der Reaktorschutzes selbst bereits für die Verhinderung der Weiterentwicklung einer angenommenen Situation, wie sie in den Analysen betrachtet wurde, ausreichen sollte. Die Signale für das Basissystem des Reaktorschutzes werden aus dem Verlauf der einzelnen Ereignisse so abgeleitet, daß es zu keiner Verletzung der entsprechenden Akzeptanzkriterien entsprechend der Kategorie des betrachteten Ereignisses kommt.

Die allgemeinen Projektkriterien und die spezifischen Akzeptanzkriterien werden bei der Beschreibung der einzelnen Kriterien in Abkürzungen angeführt, die im Kapitel C.V.1. dieser Dokumentation angeführt sind.

Die Auswirkungen auf die Umgebung des KKW Temelin sind hier die Dosen an der Schutzzonengrenze, bzw. deren Auswertung unter dem Aspekt von Verordnung Nr. 184/1997 des Gb. über die Bestimmungen für die Gewährleistung des Strahlenschutzes.

Die beschriebenen Ereignisse sind so in Gruppen aufgeteilt, wie es der Anleitung RG 1.70, Revision 3, „Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants“ erfolgt, die von SUJB als Anleitung für die Erstellung des Sicherheitsberichts für das KKW Temelin akzeptiert wurde. Konsistent mit dem Ansatz von RG 1.70 ist auch die Philosophie der Durchführung von Sicherheitsanalysen für KKW Temelin, die auf dem

repräsentativen (bounding – begrenzend, abdeckend) Zugang zu den Analysen für jede der genannten initiiierenden Ereignisse basiert. Unter diesem Aspekt wird in RG 1.70 konstatiert:

„Nicht jedes postulierte initiiierende Ereignis muß vom Antragsteller im vollen Ausmaß analysiert werden. In einigen Fällen kann auch der quantitative Vergleich mit ähnlichen initiiierenden Ereignissen zur Identifikation (Auswahl) solcher charakteristischen initiiierenden Ereignisse führen, die zu den am meisten limitierenden Folgen führt. Nur dieses initiiierende Ereignis sollte dann im Detail analysiert werden.“

Die Anwendung des repräsentativen Zugangs zu Analysen weist konservativ nach, daß der Lizenzierungsgrundsatz für das KKW erfüllt werden wird, wobei die breite Bandbreite der einzelnen initiiierenden Ereignisse und die große Anzahl an Varianten der initiiierenden Ereignissen reduziert wird. Der repräsentative Zugang zu den Analysen nimmt das Ereignis mit den schlechtesten Parametern an (repräsentativer Fall, repräsentative Variante), das als input behandelt wird. Dieser Zugang garantiert die konservativen Analysen für das KKW Temelin und umfaßt folgendes:

1. Umfang der Anfangsbedingungen (z.B. Druck, Temperatur, Durchfluß, usw.)
2. Variationen bei der Reaktion des KKW (z.B. Koeffizient der Reaktivität, Reaktion der Geräte, Zeit, usw.)
3. Potentiell mangelnde Bereitschaft der Anlage (z.B. Reaktion der Steuerungssysteme)
4. Unterschiede zwischen ähnlichen Ereignissen

Die Analysen der spezifischen Fälle weisen für diese Fälle, einschließlich aller Anfangsbedingungen, der Reaktion der Komponenten und anderer Voraussetzungen die Erfüllung aller Sicherheitslimits nach. Ausgesucht wurden dabei auch unmögliche Kombinationen von Parametern, wie etwa verspätete Neutronen für das Ende des Brennstoffeinsatzes und der Reaktivitätskoeffizient für den Beginn des Betriebs der Einsatzes, damit sichergestellt wird, daß alle Bedingungen konservativ abgedeckt werden. Die repräsentativen Analysen untersuchen und illustrieren das Prinzip, dem gemäß alle übrigen Ereignisse innerhalb einer definierten Hülle alle Akzeptanzkriterien erfüllen. Und schließlich wird die Modellierung der Steuerungssysteme und der nicht als Sicherheitssysteme qualifizierten Systeme für die Einhaltung der Akzeptanzkriterien der Analysen nicht gefordert.

C.V.2.1. Erhöhung der Wärmeabfuhr durch den Sekundärkreis

Es wurden mehrere Ereignisse angenommen, die zur Erhöhung der Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis mit dem System „heißer Dampf“ führen. Der Übergangsprozeß, der zur erhöhten Wärmeabfuhr aus der Primärseite führt, wird oft auch als Unterkühlung des Primärkreises bezeichnet. In den weiteren Teilen von C.V.2.1. werden einige solchen Ereignisse beschrieben, die als Limitfälle identifiziert wurden.

C.V.2.1.1. Fehlerhafte Funktion des Speisewassersystems, das zur Verringerung der Temperatur des Speisewassers führt

Ursachen für die Entstehung im Verlauf des Ereignisses:

Die Temperaturreduktion des Speisewassers kann durch eine Störung im Hochdruck – oder Niederdruckregenerationssystem verursacht sein.

Bei der Hochdruckregeneration handelt es sich vor allem um die Störfallöffnung der Ventile der Bypassstrasse, was einen Teil des Mediums an einem der Hochdruckregenerationserwärmer vorbeiführt. Oder es handelt sich um die Störfallschließung der Trassen für die Zufuhr des Beheizungs dampfs in die Hochdruckregenerationserwärmer. Für das Ereignis mit einer Störfallöffnung des Ventils in der Bypassstrasse kommt es zu einem plötzlichen Temperaturabfall des Speisewassers bei Eintritt in den Dampferzeuger. Wenn es zu einer Störfallschließung der Ventile für den Beheizungs dampf kommt, wird der Temperaturabfall des Speisewassers bei Eintritt in den Dampferzeuger langsamer, aber größer sein. Beim Leistungsbetrieb führt diese erhöhte Abkühlung des Speisewassers zu einer höheren Belastung des Primärkreises. Wenn das KKW auf Nulleistung ist, muß die Zufuhr von relativ kaltem Speisewasser einen Temperaturabfall im Primärkreis verursachen und daher die Einführung von Reaktivität als Folge der Wirkung des negativen Temperaturkoeffizienten der Moderatorreaktivität. Die Geschwindigkeit der Energieveränderung, auf Grund der Zufuhr von relativ kaltem Wasser, ist bei niedrigerer Leistung und bei niedrigerem Speisewasserdurchfluß geringer.

Bei der Niederdruckregeneration kann es zum Ausfall von einem, von zwei oder drei Strängen kommen. Der wahrscheinlichste Grund für den Ausfall eines Stranges ist die Abschließung der Abschließarmatur an der Leitung für die Kondensatzufuhr aus dem Kondensator des Turbogenerators in den Strang der Niederdruckregeneration auf Grund des Spiegelanstiegs im Kondensatsammler eines beliebigen Erwärmers in dem Strang. Die Ausfälle der Niederdruckregeneration können kombiniert sein mit der Öffnung oder Nicht-Öffnung der Armatur im Bypass des Niederdruckregenerationssystem. Zum größten Temperaturabfall des Speisewassers kommt es bei Ausfall aller drei Stränge der Niederdruckregeneration und der anschließenden Öffnung der Armatur im Bypass. Wenn nämlich die Armatur nicht geöffnet werden würde, würde jede Zufuhr von Kondensat in den Behälter unterbrochen und vom anschließenden Absinken des Spiegels im Speisewasserbehälter werden sowohl die Hauptkühlmittelpumpen, wie auch Hilfspumpen betroffen sein. Ein solcher Ausfall der Dampferzeugerspeisung ist in Teil C.V.2.2.7. beschrieben. Außerdem verringert sich, wenn in den Speisewasserbehälter kein Kondensat zugeführt wird, die Temperatur im Speisewasserbehälter nicht und daher auch bei Eintritt in den Dampferzeuger nicht.

Die Erhöhung der Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis in den Sekundärkreis als Folge der fehlerhaften Funktion des Speisewassersystems, die zum Temperaturabfall beim Speisewasser führt, kann einen wesentlichen Abfall von Temperatur und Druck im Primärkreis zur Folge haben. Die negativen Reaktivitätskoeffizienten von der Temperatur des Moderators und des Brennstoffs und des Systems der Reaktorregulation kann dazu führen, daß die Kernreaktivität ansteigt, weil die Temperatur des Primärkreises sinkt. Diese Erhöhung der Leistung im Kern, in Verbindung mit dem Druckabfall im Primärkreis, kann potentiell die Wärmelimits des Kerns stören.

Das Ergebnis der verringerten Temperatur des Speisewasser im Primärkreis ist ähnlich der Erhöhung des Durchflusses von Sekundärdampf (d.h. der Reaktor erreicht einen neuen ausgeglichen Zustand bei der Leistung, der einem neuen Unterschied zwischen Eintritts – und Austrittsentalpie auf der Primärseite der Dampferzeugers entspricht).

Präventivmaßnahme:

Die Übergangsprozesse, die durch die Temperaturverringerng des Speisewassers entstehen, werden durch die Wärmekapazität des Primär – und Sekundärkreises verringert. Wenn die Leistungserhöhung des Reaktors ausreichend hoch ist, verhindert die Schnellabschaltung durch die grundlegenden Reaktorschutzsysteme (Signale eines hohen Neutronenflusses, Leistung versus Durchfluß, Überschreitung von Temperatur und von Leistung) jede Leistungserhöhung, die zu einem niedrigeren kritischen Wärmeverhältnis (DNBR) führen könnte, als es der Grenzwert in der Sicherheitsanalyse ist. Die Schnellabschaltung der Reaktors durch die Basisschutzsysteme muß nicht aktiviert werden, wenn die Leistungserhöhung nicht ausreichend groß ist, kann aber ab der Überschreitung eines der technologischen Parameter (z.B. hoher Wasserspiegel im Druckhalter, niedriger Wasserspiegel im Dampferzeuger, etc.) aktiviert werden.

Akzeptanzkriterien (Ereignisse Kategorie II):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 15, GDC 20, GDC 25, GDC 26

Spezifischen Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-2, SC-3, SC-4

Analyse der Effekte und Folgen:

Die Öffnung der Ventile der Bypassstrasse der Hochdruckregenerationserwärmer verursacht eine Temperaturverringerng des Speisewassers, wodurch sich die Wärmebelastung des Primärkreises erhöht. Dennoch ist die Temperaturverringerng des Speisewassers als Folge der Ventilöffnung in der Bypassstrasse der Hochdruckerwärmer geringer, als die Temperaturverringerng des Speisewassers als Folge des Unterbrechung der Zufuhr des Heißdampfs in die Hochdruckregenerationserwärmer. Zum Unterschied zur Unterbrechung der Zufuhr des Heißdampfs in die Hochdruckregenerationserwärmer bei der Störfallöffnung der Ventile in der Bypassstrasse wird ein Teil des Speisewassers in den Hochdruckregenerationserwärmer erwärmt. Die Ergebnisse der Störfallöffnung der Ventile in der Bypassstrasse werden daher von der Ergebnissen der Unterbrechung der Zufuhr von Dampf zu den Hochdruckerwärmern abgedeckt.

Die Unterbrechung der Zufuhr von Heißdampf zu den Hochdruckregenerationserwärmern verursacht eine Temperaturverringerng des Speisewassers, was die Wärmebelastung des Primärkreises erhöht. Die Temperatur des Speisewassers, das aus dem Dampferzeuger während der Unterbrechung der Zufuhr des Heißdampfs austritt, kann von seinem Nominalwert 225 °C beim Betrieb mit 4 Schleifen auf den Wert bis 165 °C verringert sein. Das Ergebnis davon ist die Erhöhung der Wärmebelastung des Primärkreises um weniger als 15,3 % der Vollast bei der Arbeit von 4 Schleifen. Mit Analysen ist nachgewiesen worden, daß in diesem Fall auch Ereignisse abgedeckt sind, die beim Betrieb mit 3 oder 2 Schleifen initiiert werden.

Die Erhöhung der Wärmebelastung während der Öffnung der Ventile der Bypassstrasse des Erwärmers oder der Schließung der Ventile auf der Trasse der Heißdampfzufuhr, führt zu einem Übergangsprozeß, der sehr ähnlich ist, aber mit mäßigeren Auswirkungen, wie der Fall der fehlerhaften Regulation des Dampfdrucks oder im Fall eines Störfalles, der zum erhöhten Durchfluß des Stroms führt, mit den analysierten Folgen der sprunghaften Erhöhung der Belastung um 15,3% (s. C.V.2.1.1). Die Ergebnisse der Ereignisse mit der fehlerhaften Tätigkeit der Speisewassersysteme, die zur Temperaturverringerng des Speisewassers führen, sind durch die Ergebnisse einer fehlerhaften Funktion des Regulators des Dampfdrucks abgedeckt, oder eines Störfalles, der zu einem erhöhten Dampfdruck führt.

Der Ausfall aller drei Stränge der Niederdruckregeneration und der Öffnung des Bypass führt zur Verringerung des Kondensatdurchflusses aus dem Turbogeneratorkondensator in den Speisewasserbehälter. Der Wasserspiegel im Speisewasserbecken und der Spiegel im Turbogeneratorkondensator steigen. Sobald der Spiegel im Kondensator über 950 mm gestiegen ist, kommt es mit einer Verzögerung von 5 Minuten zum Schließen der Schnellschlußventile des Turbogenerators. Beim Absinken des Spiegels im Speisewasserbehälter unter 870 mm kommt es zur Abschaltung beider Turbospeisepumpen und zum Start der vorgewählten Hilfsspeisepumpe.

Die unzureichende Zufuhr von Speisewasser in den Dampferzeuger führt zur Verringerung des Spiegels in allen Dampferzeugern. Es kommt zum Einschluß aller Absonderungen der Dampferzeuger und der Abschaltung der beiden Hauptkühlmittelpumpen und zu eventuellen Verformung der Signale für die Reaktorabschaltung, entweder von dem niedrigen Spiegel in allen Dampferzeugern, oder vom hohen Spiegel im Druckhalter.

Nach dem Schließen der Schnellschlußventile des Turbogenerators kommt es zum vorübergehenden Anstieg des Drucks im Primär – und Sekundärkreislauf, so daß es zur Öffnung des 1. Sicherheitsventils bei allen Dampferzeugern kommt, wobei der Druck im Primärkreis von einem Spiegelanstieg im Druckhalter begleitet wird. Der Anstieg kann so verlaufen, daß sich das Ablaßventil des Druckhalters kurz öffnet.

Bei dem angenommenen Ausfall aller 3 Stränge der Niederdruckregeneration wird der Temperaturabfall des Speisewassers nicht größer sein, als beim Ausfall der Hochdruckregeneration. Wie beim Ausfall der Hochdruckregeneration wird auch beim Ausfall der Niederdruckregeneration die Temperatur des Speisewassers nicht um mehr als 40°C fallen, während die Höhe des angenommenen Werts für die Bewertung gegenüber der fehlerhaften Funktion des Dampfdruckregulators (s. C.V.2.1.3) konservativ mit 60 °C angenommen wird.

Der Übergangsprozeß mit Ausfall der Hochdruckregeneration oder der Niederdruckregeneration ist weniger ernst, als das Ereignis mit einer fehlerhaften Funktion des Dampfdruckregulators oder mit einer Störung, die zum erhöhten Dampfdruck führt. Auf Basis der im Fall C.V.2.1.3. gewonnenen Ergebnisse (s. später) kann man konstatieren, daß die Kriterien für das Ereignis des Temperaturabfalls des Speisewassers eingehalten wurden. Die Ergebnisse der Analysen zeigen auch, daß der Höchstdruck im Primärkreis unter 110% des Projektwerts bleiben.

Da es im Falle dieses Ereignisses in Folge nicht zur Beschädigung der Brennstäbe kommt, sind die Strahlenfolgen in Verbindung mit einer eventuellen Dampfabblassung in die Atmosphäre in Hinblick auf die Menge an abgelassenem Dampf im Fall vom Bruch der Dampfleitungen weniger ungünstig als die Folgen, die aus dem Teil C.V.2.1.5. entstehen.

C.V.2.1.2. Fehlerhafte Funktion der Speisewassersysteme, die zur Erhöhung des Speisewasserdurchflusses führen

Ursachen der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Die Erhöhung des Speisewasserdurchflusses kann durch eine Störung im System der Speisewasserversorgung entstehen, die zur vollkommen gleichzeitigen Öffnung der Haupt – und Hilfsregulationsventile für Speisewasser führt. Beim Leistungsbetrieb verursacht dieser

übermäßige Durchfluß eine Erhöhung des Anspruchs an die Leistung des Primärkreises in Hinblick auf eine höhere Unterkühlung im Dampferzeuger.

Die erhöhte Geschwindigkeit der Wärmeabfuhr aus dem Primär – in den Sekundärkreis kann bei einer fehlerhaften Tätigkeit der Speisewassersysteme, die zu einem erhöhten Durchfluß des Speisewassers führt, eine wesentliche Verringerung von Temperatur und Druck im Primärkreis bewirken. Die negativen Temperaturkoeffizienten der Moderatorreaktivität und der Brennstoffreaktivität und die Aktionen, die durch das Reaktorregelsystem hervorgerufen werden, können eine erhöhte Kernreaktivität auslösen, wenn sich die Temperatur des Primärkreises verringert. In dem Fall, daß es zu keiner Reaktorschnellabschaltung durch das Basisreaktorschutzsystem oder durch eine andere Schutzmaßnahme kommt, kann diese Erhöhung der Leistung im Kern in Verbindung mit Druckabfall im Primärkreis eventuell dazu führen, daß der DNBR geringer sein wird, als die Sicherheitslimits für die Analyse.

Sollte sich das KKW in Nulleistung befinden, kann die Zufuhr von relativ kaltem Speisewasser einen Temperaturabfall im Primärkreis verursachen, und daher die Einführung von Reaktivität als Folge des negativen Temperaturkoeffizienten der Moderatorreaktivität.

Präventivmaßnahmen:

Der Übergangsprozeß, der durch den erhöhten Durchfluß von Speisewasser hervorgerufen wird, wird durch die Wärmekapazität der Primär – und des Sekundärkreises vermindert. Wenn die Erhöhung der Reaktorleistung ausreichend groß ist, verhindert die Reaktorschnellabschaltung durch die Basisschutzsysteme des Reaktors (hoher Neutronenfluß, Leistung versus Durchfluß, Überschreitung der Temperatur und Überschreitung der Leistung) jede Erhöhung der Leistung, die zu einem niedrigeren DNBR führt, als es die Grenzwerte für die Sicherheitsanalyse sind. Die Reaktorschnellabschaltung durch die Basisschutzsysteme des Reaktors muß nicht aktiviert werden, wenn die Leistungserhöhung nicht ausreichend groß ist. Das Anhalten eines übermäßigen Zuflusses des Speisewassers wird vom Signal des Basisschutzsysteme des Reaktors ab der Überhöhung des Spiegels im Dampfgenerator unterbrochen, welches die Abschaltung der Zufuhr von Speisewasser initiiert.

Akzeptanzkriterien (Ereignisse der Kategorie II):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 15, GDC 20, GDC 25, GDC 26

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-2, SC-3, SC-4

Analyse der Effekte und Folgen:

Gerechnet wird mit dem Höchstzufluß des Speisewassers in einen Dampfgenerator als Folge einer unrichtigen Tätigkeit des Regelsystems. Dies führt dazu, daß das Haupt – und das Hilfsregelventil in vollständig geöffneter Position blockiert bleiben.

In der Analyse wird nicht mit der Tätigkeit des normalen Systems der Reaktorsteuerung und der Sicherheitssysteme gerechnet. Die Reaktorschnellabschaltung durch die Basisschutzsysteme des Reaktors (hoher Neutronenfluß, Leistung versus Durchfluß, Überschreitung der Temperatur und Überschreitung der Leistung) wird funktionieren, so daß jede Erhöhung der Leistung, die zu einem niedrigeren DNBR führt, als es die Grenzwerte für die Sicherheitsanalyse sind, verhindert. Keine einfache aktive Störung verhindert die Tätigkeit des Basisschutzsystems des Reaktors.

Im Falle einer unabsichtlichen vollständigen Öffnung eines Hauptventils und eines Hilfsregelventils beim Speisewasser in Nulleistung, sind die berechneten Höchstgeschwindigkeiten der Einführung der Reaktivität geringer als die Höchstgeschwindigkeiten der Einführung der Reaktivität, die im Übergangsprozeß des unregulierten Ausfahrens der Regelstäbe aus dem unterkritischen Zustand oder aus der niedrigen Anfangsleistung (s. C.V.2.4.1) verwendet wurden. Aus diesem Grund sind die Ergebnisse dieser Analyse durch die Ergebnisse der Analyse in Teil C.V.2.4.1 abgedeckt. Die Variantenberechnungen haben auch nachgewiesen, daß für das Ereignis mit der fehlerhaften Funktion des Speisewassers die Ergebnisse der Analyse für 4 Schleifen die Analysen für 3 und 2 Schleifen abdecken.

Im Falle der unabsichtlichen Öffnung eines Haupt – und eines Hilfsregelventils beim Speisewasser bei Betrieb auf dem maximal erlaubten Leistungsniveau mit 4 Schleifen, ist die Bedeutung des Übergangsprozesses für die automatische und die manuelle Steuerung der Regelstäbe in etwa gleich. Die Fälle des Volleistungsbetriebs mit 3 und 2 Schleifen führen zu ähnlichen, wenn auch weniger ernstesten Übergangsprozessen.

Die Anfangstemperatur bei den Übergangsprozessen in Vollastbetrieb ist die höchste erlaubte Anfangsbetriebstemperatur für das KKW und daher befinden sich die mittleren Anfangstemperaturen in den Schleifen am äußersten Extrem der erlaubten Betriebsbandbreite des Steuerungssystems der Regelstäbe. Dies minimiert die Anfangsreserve in DNBR. Für beide Fälle beruht der Anfangseffekt der fehlerhaften Tätigkeit der Speisewassersysteme für den Primärkreis auf der Temperaturreduktion im kalten Strang der betroffenen Schleife. Dies führt zur Leistungserhöhung des Kerns. Für den Fall ohne Einwirkung der Regelstäbe wird als Folge der verminderten Vermischung im Kern die Reaktion der übrigen Schleifen auf die Leistungserhöhung eine leichte Erhöhung der Durchschnittstemperaturen sein. Für den Fall, daß Regelstäbe zur Verfügung stehen, reagiert das Steuerungssystem der Regelstäbe einerseits auf das Signal der ausgewählten (maximalen) Durchschnittstemperatur der Schleife, andererseits auf das Signal ab dem Leistungsanstieg und verschiebt die Regelstäbe um einige Schritte in den Kern, damit der Leistungsanstieg kompensiert wird und die Durchschnittstemperatur der Schleifen näher zur Mitte des Regulationsbandes der Bündel überführt wird.

Weil der DNBR in jedem Moment des Übergangsprozesses über den Grenzwerten für die Sicherheitsanalyse in allen Fällen bleibt, verringert sich die Fähigkeit des Primärkühlmittels, die Wärme aus dem Brennstäben abzuführen, nicht. Aus diesem Grund erhöht sich die Temperatur der Brennstoffhüllen im Verlauf des Übergangsprozesses nicht wesentlich über die Anfangswerte hinaus.

In keinem der analysierten Fälle wurde gefordert, daß das Basisreaktorschutzsystem die Reaktorschnellabschaltung aktiviert, um die Verletzung der Grenzwerte DNBR für die Sicherheitsanalyse zu verhindern. Während der ersten Minuten des Übergangsregimes wird im Primär – und im Sekundärteil ein quasi-stationärer Zustand erzielt, mit Ausnahme der Erhöhung des Wasservolumens im beschädigten Dampferzeuger. Später im Übergangsprozeß kommt es zur Abschließung des Speisewassers im beschädigten Dampferzeuger, was zur Verringerung des Wasserspiegels im Dampferzeuger und schließlich zur Reaktorschnellabschaltung vom niedrigen Wasserspiegel im Dampferzeuger führt. Der minimale DNBR fällt in keinem Fall in keinem Moment des Übergangsregimes unter den Grenzwert für die Sicherheitsanalyse. Da die Ergebnisse der Übergangsprozesses aufzeigen, daß die Krisenbedingungen des Temperaturübergangs in keinem Moment des Unfalls mit übermäßigem Durchfluß von Speisewasser auftauchen, wird die Fähigkeit des Primärkreises

zur Wärmeabfuhr aus dem Brennstäben nicht verringert. Die Temperatur der Hüllen erhöht sich daher im Verlauf des Übergangsprozesses nicht wesentlich über den Anfangswert hinaus.

Die Ergebnisse der Analysen zeigten, daß für den Fall einer übermäßigen Speisewasserzufuhr bei Leistung der DNBR über den Grenzwerten für die Sicherheitsanalyse bleibt; es wird somit das Projektkonzept zur Verhinderung der Entstehung von Krisenbedingungen des Wärmübergangs eingehalten. Ebenso bleibt der maximale Druck im Primärkreis unter 110% der Projektwerte. Außerdem wurde auch nachgewiesen, daß die übermäßige Zufuhr von Speisewasser bei Nulleistung vom Übergangsprozeß mit dem unregelmäßigen Ausfahren des Regelstabbündels aus dem unterkritischen Zustand oder dem Zustand mit niedriger Anfangsleistung (s. Teil C.V.2.4.1) abgedeckt ist.

Da es zu keiner Beschädigung der Brennstäbe kommt, die aus diesem Übergangsprozeß stammen würde, und es nicht zur Ableitung von Dampf in die Atmosphäre kommt, befinden sich die Strahlenfolgen nicht über dem Rahmen des Normalbetriebs.

C.V.2.1.3. Fehlerhafte Funktion des Druckreglers für Dampf oder ein Störfall, der zum erhöhten Durchfluß von Dampf führt

Ursachen der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Dieses Ereignis (sog. „übermäßige Belastungserhöhung“) wird als rasante Erhöhung des Dampfdruckflusses definiert, die ein Ungleichgewicht zwischen der Leistung des Kerns und der Anforderung an die Belastung des Dampferzeugers auslöst.

Als Fehlfunktion des Dampfdruckreglers oder als Störfall, der die größte Erhöhung des Dampfdruckflusses verursachen kann, wird die Öffnung eines der größten Dampfventile betrachtet. In Temelin beträgt die Auffangkapazität einer der vier Überlaufstationen in die Atmosphäre 900 t/h und die Kapazität eines der acht Sicherheitsventile am Dampferzeuger 800 t/h. Aus diesem Grund wird für die Basisanalyse eine maximale sprunghafte Erhöhung des Dampfdruckflusses von 900 t/h über eine Überlaufstation in die Atmosphäre angenommen. Das kann auch als sprunghafte Erhöhung des Anfangsdampfdruckflusses beim Betrieb von 4 Schleifen um 15,3% betrachtet werden.

Präventivmaßnahmen

Das limitierende System und die Hauptregelung des Blocks sind so geplant, daß geringe sprunghafte Belastungserhöhungen, was das Ereignis der übermäßigen Belastungserhöhung ist, ohne Reaktorabschaltung beherrscht werden. Eine große Belastungserhöhung könnte eine übermäßige Verringerung der Kühlmitteltemperatur, eine Kontraktion des Kühlmittels und anschließenden Niederdruck verursachen. Eine so große sprunghafte Belastungserhöhung kann eine Reaktorschnellabschaltung hervorrufen, die durch das aktivierte Basisschutzsystem initiiert wird. Eine sehr große Erhöhung des Durchflusses über den Wert 900 t/h (damit wird für dieses Ereignis gerechnet) ist durch das Ereignis eines Bruchs der Dampfleitung abgedeckt, wie es in Teil C.V.2.1.5. beschrieben ist.

Der Schutz vor Ereignissen mit einer übermäßigen Belastungserhöhung kann im Prinzip vom Basisschutzsystem geboten werden. Die Schnellabschaltung durch das Basisschutzsystem, das Schutz vor diesem Ereignis bieten kann, erfolgt ab einem hohen Neutronenfluß, niedrigem Druck im Druckhalter und ab der Temperaturüberschreitung. Auch bei konservativen

Annahmen, die für die Sicherheitsanalyse verwendet werden, unter Berücksichtigung der Sicherheitsreserven und einem Beitrag durch die Fehler bei der Einstellung der Werte für die Reaktorabschaltung, kommt es für gewöhnlich nicht zur Reaktorschnellabschaltung. Für diese Fälle zeigen die Analysen, daß das KKW Temelin am Schluß einen stationären Betriebszustand auf einer höheren Leistungsebene erreicht, der dem höheren Verbrauch von Dampf entspricht.

Akzeptanzkriterien (Ereignisse der Kategorie III):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 15, GDC 20, GDC 25, GDC 26

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-2, SC-3, SC-4

Analyse der Effekte und Folgen:

Für den Übergangsprozeß mit einer übermäßigen Belastungserhöhung wird mit 12 Fällen gerechnet, jeweils 4 für den Betrieb mit 4, 3 und 2 Schleifen. Diese 12 Fälle sind die Bedingungen für die rückwirkende Reaktivität für den Betriebsbeginn eines Einsatzes (BOC) und das Ende des Betriebs des Einsatzes (EOC) mit einer automatischen und einer manuellen Steuerung der Regelstäbe. Die Variantenberechnungen zeigten, daß der Übergangsprozeß, der im Betrieb mit 4 Schleifen initiiert wurde, die Fälle abdeckt, die im Betrieb mit 3 oder 2 Schleifen initiiert wurden.

Da in keinem Moment des Übergangsprozesses mit übermäßiger Belastungserhöhung der DNBR unter den Grenzwert für die Sicherheitsanalyse fällt, verringert sich die Fähigkeit des Primärkreises zur Wärmeabfuhr aus den Brennstäben nicht. Der Projektgrundsatz der Nichterreicherung von Krisenbedingungen beim Wärmeübergang wird für dieses Ereignis erfüllt, und somit steigt die Temperatur der Brennstäbehüllen im Verlauf der Übergangsprozesses nicht wesentlich über die Anfangswerte. Die erhaltenen Ergebnisse weisen auch nach, daß das Druckmaximum im Primärkreis unter 110% des Projektwertes bleibt. Da es zu keiner Beschädigung der Brennstäbe kommt, das von diesem Übergangsprozeß verursacht wäre, können die Strahlenfolge dieses Ereignisses nicht ungünstiger sein als im Falle des Bruchs der Dampfleitungen, wie in C.V.2.1.5. beschrieben.

C.V.2.1.4. Unabsichtliches Öffnung der Überlaufs – oder der Sicherheitsventile der Dampfgeneratoren

Ursachen für Entstehung und Ereignisverlauf:

Der ernstesten Zustände des Kerns für die unvorhergesehene Druckentlastung des Systems des heißen Dampf entstehen aus der unabsichtlichen Öffnung des Sicherheitsventils des Dampferzeugers, der Überlaufstation in die Atmosphäre oder der Überlaufstation in den Kondensator. Der Dampfaustritt als Folge dieses Ereignisses führt zur anfänglichen Erhöhung des Dampfdurchflusses, der sich im Ereignisverlauf verringert, weil der Druck des Dampf sinkt. Die Erhöhung der Energieabfuhr aus dem Primärkreis bewirkt eine Druckverringerng und Temperaturverringerng des Kühlwassers. Bei der Existenz eines negativen Temperaturkoeffizients der Moderatorreaktivität verursacht die Kühlung die Einführung einer positiven Reaktivität.

Präventivmaßnahmen

Einen unerläßlichen Schutz gegen die unabsichtliche Druckentlastung des Systems der heißen Dampfs bieten die folgenden Funktionen des Basisschutzsystems:

1. Start der Hochdruck – und Volldrucknotnachfüllung
2. Schnellabschaltung des Reaktors durch eines der Signale:
 - a. Hoher Neutronenfluß in der Leistungsbandbreite
 - b. Leistungsüberschreitung
 - c. Niedriger Druck im Druckhalter
 - d. Start der Noteinspritzung
3. Die gleichzeitige Abschließung der Trassen des Hauptspeisewassers, des Hilfsspeisewassers und des Notspeisewassers
4. Schließen der schnellen Armaturen am Dampfleiter
5. Erneuerung der Wasserbefüllung des Dampferzeugers

Die Hauptkühlpumpe in der gestörten Schleife wird auch abgeschaltet, wenn in einer dieser Schleifen die Bedingungen von Punkt 3 und 4 erreicht werden.

Akzeptanzkriterien (Ereignisse Kategorie II):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 15, GDC 26

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-2, SC-3, SC-4

Analyse der Effekte und Folgen:

Die Analyse der Störfalldruckentlastung des Sekundärkreises ist auf die Bestimmung der Wärmeflüsse im Kern, den Druck und die Temperatur im Primärkreis während der Abkühlung und die Bestimmung der Wirkung der Notnachfüllung ausgerichtet. Zweck der Analyse ist der Nachweis, daß es zu keiner Beschädigung des Kern oder des Primärkreises kommt. In diesem Fall wird die Integrität der Brennstabhülle bewertet nicht direkt bewertet, sondern durch den Vergleich der Ergebnisse mit den Ergebnissen, die durch die Analyse eines hypothetischen Abbruchs der Dampfleiters im heißen Zustand bei Nulleistung gewonnen wurden (s. Teil C.V.2.1.5). Aus der Auswertung der Ergebnisse resultiert, daß der Übergangsprozeß als Reaktion auf das Ereignis der Druckentlastung des Sekundärkreises ein weniger schweres Ereignis ist als der hypothetische Abbruch der Dampfleiters. Weil es beim Temperaturübergang im Fall des Dampfleitersabbruchs nicht zu Krisenbedingungen kommt, kommt es auch im Falle des günstigeren Prozesses der Druckentlastung des Sekundärkreises nicht dazu. Die Ergebnisse der Analyse der unabsichtlichen Druckentlastung des Systems des heißen Dampfs zeigen auch, daß der DNBR deutlich unter den Limits für die Sicherheitsanalyse bleibt; der Projektgrundsatz der Nichterreichung der Krisenbedingungen des Wärmeübergangs wird eingehalten. Diese Ergebnisse weisen auch nach, daß der maximale Druck im Primärkreislauf unter 110% der Projektwertes bleibt.

Da es im Fall dieses Ereignisses in Folge nicht zur Beschädigung der Brennstabhüllen kommt, sind die radiologischen Folgen bei einer eventuellen Dampfableitung in die Atmosphäre in Hinblick auf die Annahmen der Menge des Leckdampfes im Falle eines Dampfleiterbruchs weniger ungünstig als die Folgen aus Teil C.V.2.1.5.

C.V.2.1.5. Spektrum der Beschädigung der Dampfleiter innerhalb und außerhalb des Containments

Ursachen für Entstehung und Ereignisverlauf:

Das durch den Bruch der Hauptdampfleiter entstandene Dampfleck würde einen anfänglichen Dampfdurchflußanstieg verursachen, der im Verlauf des Unfalls absinkt, da sich der Dampfdruck verringert. Die erhöhte Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis führt zur Verringerung von Temperatur und Druck des Kühlmittels. In Hinblick auf den negativen Koeffizienten der Reaktivität von der Temperatur des Moderators, führt die Abkühlung zur Einführung einer positiven Reaktivität. Wenn man davon ausgeht, daß das Regelstabbündel mit der größten Reaktivität nach der Reaktorschnellabschaltung in der vollständig ausgefahrenen Position steckengeblieben ist, besteht die erhöhte Wahrscheinlichkeit, daß die Kernzone wieder kritisch wird und in den Leistungszustand zurückkehrt. Die Kernzone wird am Schluß mit Borsäure abgeschaltet, die vom Notkühlsystem zugeführt wird.

Präventivmaßnahmen:

Einen unerläßlicher Schutz für den Fall großer Brüche der Dampfleiter bieten die folgenden Funktionen des Basisschutzsystems:

1. Start der Hochdruck – und Volldrucknotnachfüllung
2. Schnellabschaltung des Reaktors durch eines der Signale:
 - a. Hoher Neutronenfluß in der Leistungsbandbreite
 - b. Leistungsüberschreitung
 - c. Niedriger Druck im Druckhalter
 - d. Start der Noteinspritzung
 - e. Niedriger Wasserspiegel im Dampferzeuger
3. gleichzeitige Abschließung der Trassen des Hauptspeisewassers, des Hilfsspeisewassers und des Notspeisewassers
4. Schließen der schnellen Armaturen am Dampfleiter
5. Erneuerung der Wasserbefüllung des Dampferzeugers

Die Hauptkühlpumpe in der gestörten Schleife wird auch abgeschaltet, wenn in einer dieser Schleifen die Bedingungen von Punkt 3 und 4 erreicht werden.

Allgemeine Projektkriterien: GDC 27, GDC 28, GDC 31, GDC 35

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-5, SC-6, SC-8, SC-9, SC-10

Anm.: Die Beschädigung der Leitung des Dampfsystems ist laut ANSI als Kategorie III oder IV, je nach Größe des Risses des Dampfleiters bewertet worden. Ein Riß unter 15,4 cm im Durchmesser ($182,4 \text{ cm}^2$) ist ein Ereignis von Kategorie III und über 15,24 cm Kategorie IV. Der größte limitierende Riß für diesen Übergangsprozeß ist ein Bruch mit beidseitigem Leck. Daher wird eine Störung im Leitungssystem des heißen Dampfs als Lizenzierungsbasis für ein Ereignis von Kategorie IV betrachtet. Trotz dieser Klassifizierung wird im gegebenen Fall als verschärfendes Kriterium das Kriterium SC-2 angewendet, das das Nichterreichen der Krisenbedingungen für den Wärmeübergang kontrolliert.

Entsprechend der Anwendung von Kriterium SC-2 werden auch für die Strahlenfolgen des analysierten Ereignisses strengere Kriterien angewendet, als für die Kategorie IV aus der Verordnung Nr.184/1997 des Gb. bestimmt wäre. Die Strahlenfolgen dieses Ereignisses werden als akzeptabel betrachtet, wenn die Effektivdosis an der Grenze der Schutzzone in 50 Jahren den Wert 12,5 mSv (einschließlich Ingestion) nicht überschreitet.

Diese Bestimmung gilt für die Ereignisse des abweichenden Betriebs und daher kann man das analysierte Ereignis des Bruchs der Dampfleitung unter dem Aspekt der Strahlenfolgen auch für andere Ereignisse des abweichenden Betriebs (Kategorie II) als repräsentativ ansehen, wenn es bei diesen zur Ableitung von Dampf in die Atmosphäre über die Überlaufstationen kommt, oder auch nicht kommt.

Analyse der Effekte und Folgen:

Ziel der Analyse ist der Beweis, daß folgendes eingehalten wird: auf Basis des am stärksten limitierenden Umfang des Risses, eines eingeklemmten Regelbündels, der Existenz oder Nichtexistenz einer externen Stromversorgung und einer einfachen Störung im System für den Start der technischen Sicherheitsmaßnahmen, bleibt die Kerngeometrie kühlbar. In Hinblick auf die Entstehung von Krisenbedingungen des Wärmeübergangs ging als repräsentatives Beispiel (ein alle anderen abdeckendes) auf Basis verschiedener Variantenberechnung der Fall des Bruchs der Dampfleitung des Dampfgenerators mit beidseitigem Leck und einem entsprechenden Rißdurchmesser von $0,275 \text{ m}^2$ am Ende des Betriebs des Einsatzes bei Reaktornulleistung (heißer Zustand) mit zwei arbeitenden Schleifen und der externen Stromversorgung hervor.

Die Ergebnisse der Analyse für das angenommene Ereignis der Limitverletzung der Systeme der Dampfleitungen zeigt, daß der DNBR über dem Grenzwert für die Sicherheitsanalyse bleibt; der Projektgrundsatz der Nichterreicherung der Krisenbedingungen der Wärmeüberschreitung bleibt aufrecht. Die Ergebnisse zeigten aus, daß der maximale Druck im Primärkreis unter 110% des Projektwerts bleibt.

Von den Detailergebnissen der Analyse der Strahlenfolgen eines Leitungsbruchs im System des heißen Dampfes resultiert, daß die Effektivdosisleistung in 50 Jahren an der Schutzzonengrenze mit einer großen Reserve den Wert $12,5 \text{ mSv}$ (einschließlich Ingestion) nicht überschreitet, und dies obwohl es sich um Kategorie IV handelt. Damit werden die Bestimmungen der Verordnung Nr. 184/1997 Gb. für dieses Ereignis im Rahmen der Grenzwerte für den Normalbetrieb eingehalten.

C.V.2.2 Verringerung der Wärmabfuhr im Sekundärkreis

Es wurde eine Reihe von Übergangsprozessen und Ereignissen angenommen, die die Fähigkeit des Sekundärkreises zur Wärmeabfuhr der Wärme des Primärkreises verringern können. Der Übergangsprozeß, der zur Verringerung der Wärmeabfuhr aus der Primärseite führt, wird oft als Überhitzung des Primärkreises bezeichnet. Detaillierte Analysen werden dann für das Ereignis gemacht, bei dem festgestellt wurde, das es am stärksten limitierend ist.

C.V.2.2.1. Fehlerhafte Funktion des Dampfdruckregulators oder ein Störfall, der zum verringerten Dampfdurchfluß führt

Ursachen für Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Die fehlerhafte Funktion des Dampfdruckregulators oder ein Störfall, der zum verringerten Dampfdurchfluß führt, bewirkt einen ähnlichen Übergangsprozeß wie im Fall des Ereignisses mit Verlust des externen elektrischen Last (s. C.V.2.2.2) oder dem Turbinenausfall (s. C.V.2.2.3), wenn auch weniger schwer. Ursache dafür ist, daß die Geschwindigkeit der Veränderungen des Systems für eine Störung im Dampfdruckregulator als Folge eine langsameren Durchflußgeschwindigkeit in Verbindung mit einer fehlerhaften Funktion des

Regulators geringer ist, als bei einem plötzlichen Verlust der Dampfabnahme nach einem Turbinenausfall oder dem Verlust der externen elektrischen Last.

Präventivmaßnahmen

Da die fehlerhafte Funktion des Dampfdruckregulators zu einem analogen Prozeßverlauf wie beim Turbinenausfall führt, gelten hier analoge Präventivmaßnahmen.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie II):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 15, GDC 26

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-2, SC-3, SC-4

Analyse der Effekte und Folgen:

Das Ereignis mit Verlust der externen Stromlast führt zu einem Übergangsprozeß im Primärkreis, der vom Ereignis Turbinenausfall (s. Teil C.V.2.2.3) abgedeckt ist. Auf Basis davon und beim Vergleich mit dem Verlauf des Prozesses nach dem Turbinenausfall kann man konstatieren, daß das Ereignis „Verlust der externen elektrischen Last“ dieselben Akzeptanzkriterien erfüllt wie das Ereignis „Turbinenausfall“, wobei auch die radiologischen Folgen nicht ungünstiger sein werden als beim Turbinenausfall.

C.V.2.2.3. Turbinenausfall (Schließung der Schnellschlußventile)

Ursachen für Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Eine Verringerung der Belastung des KKW kann entweder die Folge des Verlusts der externen Belastung oder eines Turbinenausfalls sein. Der Verlust der externen elektrischen Belastung kann eine Folge abweichender Frequenzveränderungen im Netz oder von anderen ungünstigen Betriebszuständen im Netz sein. In beiden Fällen kann davon ausgegangen werden, daß eine externe Stromversorgung zur Verfügung steht, sodaß der Betrieb der Komponenten des KKW, wie etwa der Hauptkühlpumpen nicht unterbrochen werden wird. Der Fall des Ausfalls der Arbeits – und Reservequellen der Stromversorgung ist in Teil C.V.2.2.6. beschrieben.

Präventivmaßnahmen

Beim Verlust der externen Stromlast ohne anschließenden Turbinenausfall sind die limitierenden Systeme und die Hauptregulierung des Blocks (das automatische System des Dampfüberlaufs, System der Steuerung der Regelstäbe und System der Druckregelung im Druckhalter) im Stande ein plötzliche Belastungsverringerung zu beherrschen. Die Reaktorleistung wird auf einen neuen gleichmäßigen Wert reduziert, entsprechend den Fähigkeiten des limitierenden Systems und den Hauptregelungen der Blöcke. Das Entlastungsventil der Druckhalter kann in Betrieb genommen werden, doch die Sicherheitsventile des Druckhalters und die Sicherheitsventile der Dampferzeugers öffnen sich bei keinem Übergangsprozeß, der mit einem einfachen Überlauf des Dampf beherrscht werden kann.

Für den Fall, daß sich nach einem großen Lastverlust sich die Dampfüberlaufventile nicht öffnen, können sich die Sicherheitsventile der Dampferzeuger öffnen und der Reaktor kann schnell abgeschaltet werden, durch den hohen Druck oder den hohen Spiegel im Druckhalter,

von der Temperaturüberschreitung versus Durchfluß, den hohen Druck im Druckhalter, den Verlust der Reserve bis zur Sättigungsgrenze der Primärseite oder durch die hohen Temperaturen im heißen Strang. Für den Fall, daß auch der Speisewasserdurchfluß unterbrochen wird, kann der Reaktor auch durch das Signal des niedrigen Spiegels im Dampferzeuger abgeschaltet werden. Der Druck auf der Sekundärseite des Dampferzeugers und die Kühlmitteltemperaturen des Reaktors erhöhen sich sprunghaft. Von welchem Signal die Abschaltung ausgelöst wird, ist davon abhängig, welches Sicherheitslimit als erstes erreicht wird, was von den Anfangsbedingungen und Charakteristiken der Blöcke im Moment der Entstehung des Ereignisses und der anschließenden Abfolge des Ereignisses abhängig ist. Die Sicherheitsventile des Druckhalters und des Dampferzeugers können dabei auch den Druck im Primärkreis und Sekundärkreis unter den Grenzwerten halten.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie II)

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 15, GDC 26

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-2, SC-3, SC-4

Analyse der Effekte und Folgen:

In dieser Analyse wird das Verhalten der Blöcke im Fall der vollständigen Unterbrechung der Dampfabnahme in Vollast untersucht. Der Durchfluß des Hauptspeisewassers wird im Moment des Turbinenausfalls unterbrochen, wobei für die Verringerung der Folgen des Übergangsprozesses das Hilfs – und Havariesystem des Speisewassers nicht einbezogen wird. In der Analyse werden auch keine limitierenden Systeme modelliert. Jedes limitierende System, das während des Ereignisses Verlust Last/Turbinenausfall gestartet werden konnte, wie es die limitierende Funktion des Turbogenerators oder die limitierende Funktion der Überlaufstation in den Kondensator ist, wirkt nur auf die Verringerung des Übergangsprozesses. Daher wird mit der konservativen Annahme gearbeitet, daß keines der limitierenden Systeme gestartet wird.

Mit detaillierten Variantenberechnungen wurde festgestellt, daß der Betrieb mit 4 arbeitenden Schleifen auch für den Fall, der im Betrieb mit 3 oder 2 arbeitenden Schleifen initiiert würde, repräsentativ (abdeckend) ist. Aus den durchgeführten Analysen wurde für diesen Fall festgestellt:

- Beim konservativen Modell für das Ereignis in Hinblick auf den Druck im Primär – und Sekundärkreis kam es zur Schnellabschaltung der Reaktors vom hohen Druck im Druckhalter, oder dem hohen Druck im Dampfleiter. Der Druck im Primär – und Sekundärkreis bleibt dabei unter den gesetzten Limits.
- Bei der konservativen Modellierung des Ereignisses unter dem Aspekt der Nichterreichung der Krisenbedingungen des Wärmeübergangs kam es zur Schnellabschaltung des Reaktors durch die hohen Temperaturen im heißen Strang oder den niedrigen Wasserspiegel im Dampferzeuger. Obwohl der Wert DNBR unter den Anfangswert sinkt, bleibt er deutlich unter dem Limit für die Sicherheitsanalyse, und das im Verlauf des gesamten Prozesses. Das Entlastungsventil und die Sprinkler der Druckhalter erhalten den Primärdruck unter dem entsprechenden Limit. Der Druck im Druckhalter bleibt während des Übergangsprozesses unter der Einstellung der Sicherheitsventile.

Die Ergebnisse dieser Analyse zeigen, daß das Projekt KKW so gelöst ist, daß die vollständige Unterbrechung der Dampfabnahme (d.h. Turbinenausfall) keine Gefahr für die

Integrität des Primär – und Sekundärkreises bedeutet. Alle anwendbaren Akzeptanzkriterien werden erfüllt. Der Minimum-DNBR für jeden Fall ist höher als für die Sicherheitsanalyse. Das Maximum für Primär – und Sekundärdruck bleibt unter den gesetzten Limits.

Anm.: Das Ereignis „Verlust der externen elektrischen Last/Turbinenausfall“, das in diesem Teil beschrieben wird, ist der am stärksten limitierende Übergangsprozeß in Hinblick auf den Überdruck im Primär – und Sekundärkreis, und daher deckt er unter diesem alle anderen Übergangsprozesse ab.

Da es in diesem Fall zu keiner Beschädigung der Brennstäbe kommt, sind die Strahlenfolgen in Folge der Dampfableitung in die Atmosphäre unter dem Aspekt der angenommenen Menge im Fall eines Dampfleiterbruchs weniger ungünstig als die Folgen von Teil C.v.2.1.5.

C.V.2.2.4. Ungesteuerte Schließung der Abtrennarmaturen an den Hauptdampfleitern

Ursachen der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Die gleichzeitige Schließung aller schnellen Armaturen ist durch das Ereignis „Turbinenausfall“ in Teil C.V.2.2.3 abgedeckt, weil:

- a) sich schnelltätige Armaturen langsamer schließen als Schnellschlußventile
- b) im Fall des Ereignisses „Turbinenausfall“ das Volumen der Dampfleitungen hinter den Abtrennarmaturen nicht einbezogen wird,
- c) das Schließen der schnelltätigen Armaturen zu keinem vollständigen Verlust des Speisewassers führt, wie für den Turbinenausfall angenommen wird

Daher wird in diesem Teil nur der Fall der Schließung einer schnelltätigen Armatur beschrieben und selbstständig analysiert.

Die ungesteuerte schnelltätige Armatur am Dampfleiter führt zu einem Übergangsprozeß, ähnlich dem für das Ereignis Turbinenausfall, das im Teil C.V.2.2.3. beschrieben ist, doch zu einem weniger ernsten unter dem Aspekt der Druckeffekte. Die Folgen der Schließung der schnelltätigen Armatur ist die Unterbrechung des Dampf durchflusses von einer Schleife auf die Turbine.

Das Ereignis Turbinenausfall wird als Turbinenausfall von 100% Leistung analysiert, da die folgenden Ereignisse abgedeckt werden: fehlerhafte Funktion des Dampfdruckregulators, Verlust der externen elektrischen Last, Turbinenausfall und Verlust des Vakuums im Kondensator. In Hinblick auf die Druckeffekte ist der Turbinenausfall ernster als jedes Ereignis mit teilweisem oder vollständigen Verlust der Belastung, da er zur schnellsten Verringerung des Dampf durchflusses führt. Das führt zum gravierendsten Anstieg von Druck und Temperatur im Kühlsystem des Reaktors auf Grund des Durchflusses des Sekundärdampfes. Daher kann man auf Basis der Ergebnisse von C.V.2.2.3 konstatieren, daß die Akzeptanzkriterien, die auf diesen Übergangsprozeß in Hinblick der Druckeffekte anwendbar sind, erfüllt werden.

Primär für die ungesteuerte Schließung einer schnelltätigen Armatur sind die asymmetrischen Temperatureffekte im Kern auf Grund der Verringerung des Dampf durchflusses in der abgetrennten Schleife und die entsprechende Erhöhung des Dampf durchflusses in den arbeitenden Schleifen. Diese asymmetrischen Temperatureffekte können zu einem mehr limitierenden DNBR führen als es für das limitierende Druckereignis, den Turbinenausfall vorhergesagt wird (s. C.V.2.2.3). Daher muß bei diesem Ereignis dieser asymmetrische

Temperatureffekt unter dem Aspekt der Krisenbedingungen für den Wärmeübergang analysiert werden.

Präventivmaßnahmen:

Für die Reaktorschnellabschaltung müssen im gegebenen Moment Signale vom hohen Dampfdruck, von der Leistungsüberschreitung und der Temperaturüberschreitung kommen, dennoch ist der Prozeßverlauf auch ohne Wirkung des Schutzes akzeptabel.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie II):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 15, GDC 26

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-2, SC-3, SC-4

Analyse der Effekte und Folgen:

In dieser Analyse wird das Verhalten der Blöcke beim Abschaltung einer schnelltätigen Armatur am Dampfleiter bei Volleistung bewertet. Der Durchfluß des Hauptspeisewasser in den abgetrennten Dampferzeuger wird in dem Moment der Armaturenabschaltung als unterbrochen betrachtet, wobei nicht damit gerechnet wird, daß das Hilfs – oder Havariespeisewasser die Folgen der Übergangsprozesse verringern würde. Die Fälle mit 3 und 2 Schleifen führen zu weniger ernsten Ergebnissen des Übergangsprozesses in Hinblick auf den anfänglichen Dampfverbrauch, der geringer ist als der Dampfverbrauch wenn 4 Schleifen in Volleistung sind. Auf Basis der durchgeführten Variantenberechnung kann man sagen, daß der Fall mit 3 Schleifen in Hinblick auf die Entstehung von Krisenbedingungen des Wärmeübergangs zu weniger ernsten Ergebnissen führt als beim Fall mit 4 Schleifen, vor allem aufgrund der anfänglichen Verringerung der Leistung. Da die anfängliche Leistung für den Betrieb mit 2 Schleifen noch geringer sein wird und die Dampfentwicklung im nicht abgetrennten Dampferzeuger den Dampfdruck vom Anfangswert als Folge der eingeschränkten Speisewassersysteme und der Leistungskapazität des einzigen Dampferzeugers verringern würde, würde der Fall mit 2 Schleifen zu einem weniger ernsten Übergangsprozeß führen als der Fall mit 4 oder 3 Schleifen.

In jedem Fall bleibt der DNBR während der Übergangsprozesse über dem Limitwert für die Analyse und auch die Drücke im Primär – und Sekundärkreis bleiben unter den Sicherheitslimits. Die nicht abgetrennten Dampferzeuger erhöhen den Dampfdruck für die Erhaltung der Zufuhr auf die Turbine entsprechend der Volleistung. Das Ergebnis davon ist eine neue Herstellung des Betriebszustands. Die Reaktorschnellabschaltung durch den hohen Druck, die Leistungsüberschreitung und die Temperaturüberschreitung werden nicht einbezogen, um nachzuweisen, daß dieser neue stabile Zustand erreicht wird und auch so nachgewiesen wird, daß auch in diesem Fall die Akzeptanzkriterien eingehalten werden. Wenn eine beliebige dieser Funktionen für die Reaktorschnellabschaltung einbezogen wird, hätte deren Aktivierung weniger erste Folgen für den Übergangsprozeß.

Die Ergebnisse der Analysen zeigen auf, daß das Projekt KKW so gestaltet ist, daß die ungesteuerte Abschaltung einer schnelltätigen Armatur am Dampfleiter keine Bedrohung der Integrität des primären oder sekundären Kreises bedeutet. Der asymmetrische Effekt, der als Folge der ungesteuerten Abschaltung einer schnelltätigen Armatur am Dampfleiter entsteht, führt im Prozeßverlauf zu DNBR Werten, die über den Sicherheitslimits für die Analyse liegen.

Die Übergangsprozesse beim Überdruck im primären und sekundären Kreis sind für dieses Ereignis durch das Ereignis „Verlust der externen elektrischen Last/Turbinenausfall“

abgedeckt. Die Integrität der Druckgrenzen für den primären und sekundären Kreis ist somit gesichert.

Die erhaltenen Ergebnisse sind weniger ernst als beim Ereignis „Turbinenausfall“, weil die Schließung einer schnelltätigen Armatur den Dampfdurchfluß nur in einer Schleife unterbricht, während das Ereignis „Turbinenausfall“ den Dampfdurchfluß in allen vier Schleifen effektiv unterbricht. Außerdem ist die Schließungsdauer einer schnelltätigen Armatur wesentlich länger als die eines Regelventils der Turbine.

Da es im Falle dieses Ereignisses als Folge nicht zur Beschädigung der Brennstäbe kommt, sind die Strahlenfolgen in Verbindung mit einer eventuellen Dampfabblassung in die Atmosphäre in Hinblick auf die Menge an abgelassenem Dampf im Fall vom Bruch der Dampfleitungen weniger ungünstig als die Folgen, die aus dem Teil C.V.2.1.5. entstehen.

C.V.2.2.5. Verlust des Vakuums im Kondensator

Ursachen für Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Der Verlust des Vakuums im Kondensator ist eines der Ereignisse, die zu einem Turbinenausfall führen können, wie in Teil C.V.2.2.3 beschrieben wird. Der Verlust des Vakuums im Kondensator würde die Verwendung der Überlaufstation in den Kondensator ausschließen. Da in der Analyse mit dem Turbinenausfall mit dem Betriebsausfall der Überlaufstationen in den Kondensator gerechnet wird, kommt es zu keinen weiteren ungünstigen Auswirkungen, wenn der Turbinenausfall vom Vakuumverlust im Kondensator verursacht wird. Daher beziehen sich die Ergebnisse und Schlußfolgerungen der Analyse von Teil C.V.2.2.3 auch auf den Vakuumverlust im Kondensator.

C.V.2.2.6. Ausfall der Arbeits – und Reservequellen der Stromversorgung

Ursachen für Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Der Ausfall der Arbeits – und Reservequellen der Stromversorgung kann zum völligen Ausfall der Versorgung einiger Systeme des KKW führen, d.h. der Kühlmittelpumpen, der Kondensatorpumpen etc. Der Versorgungsausfall kann durch einen vollkommenen Ausfall des externen Stromnetzes mit dem Ausfall des Turbogenerators im KKW oder den Ausfall des internen Wechselstromverteilers (die Dieselgeneratoren sind nicht eingeschlossen) entstehen. Der Ausfall der Wechselstromversorgung verursacht keine sofortigen Einfall der Regelstäbe. Nach dem Ausfall der Wechselspannung in den Kästen der Regelstäbe werden die Regelstäbe mit Batterien gehalten. Die Einstellung für die Reaktorschnellabschaltung durch die Leistungsverringerung der Hauptkühlmittelpumpen wird in etwa eine Sekunde nach dem Ausfall der Arbeits – und Reservequellen der Stromversorgung erreicht werden.

Präventivmaßnahmen:

Nach dem Ausfall der Arbeits – und Reservequellen der Stromversorgung und der Abschaltung des Reaktors kommt es zu folgenden aufeinanderfolgenden Ereignissen:

1. Wichtige Geräte des KKW werden von Gleichstromquellen versorgt.
2. Da nach der Reaktorschnellabschaltung der Dampfdruck steigt, können sich die automatischen Überlaufstationen in die Atmosphäre öffnen. Es wird davon ausgegangen, daß für den Turbinenbypass der Kondensator nicht zur Verfügung stehen wird. Wenn die Dampfabblassung über die Überlaufstationen in die Atmosphäre nicht zur Verfügung steht, können sich die Sicherheitsventile des

- Dampferzeugers öffnen, damit sie die im Brennstoff und im Kühlmittel akkumulierte Wärme plus der Restzerfallswärme, die im Reaktor erzeugt wird, ableiten.
3. Sobald die erreichte Temperatur in der Nähe des unbelasteten Zustands ist, werden für die Ableitung der Restzerfallswärme und die Erhaltung des Reaktors im heißen Zustand die Überlaufstationen in die Atmosphäre verwendet (oder die Sicherheitsventile, wenn die Überlaufstationen nicht zur Verfügung stehen sollten).
 4. Die Reservedieselgeneratoren, die beim Verlust der Spannung an den Stromschienen der gesicherten Versorgung des KKW starteten, beginnen die wichtigen Geräte des KKW zu versorgen.

Zwei Trassen des Hilfsspeisewassers, die mit Elektromotoren betrieben werden, die von Dieselgeneratoren versorgt werden, liefern Wasser in den Dampferzeuger ab dem Signal niedriger Wasserspiegel in einem beliebigen Dampfgenerator oder ab der manuellen Inbetriebnahme. Die Pumpen sind so projektiert, daß sie innerhalb einer Minute ab dem Startsignal anstarten. Zur Versorgung der Dampferzeuger dienen die Hilfspumpen. Nach dem Ausfall der Versorgung der Hauptkühlmittelpumpen wird der Kühlmitteldurchfluß, der für die Kühlung der aktiven Zone und die Restwärmeabfuhr benötigt wird, durch natürliche Zirkulation in den Kühlschleifen des Reaktors gehalten.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie II):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 15, GDC 26
Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-2, SC-3, SC-4

Analyse der Effekte und Folgen:

Der Ausfall des normalen Speisewassers wie in Teil C.V.2.2.7 beschrieben, der verursacht durch den Ausfall der Wechselstromversorgung wird, wird als Ausfall des normalen Speisewassers mit anschließendem Ausfall der Wechselstromversorgung gleichzeitig mit dem Signal zur Reaktorschnellabschaltung vom niedrigen Wasserspiegel im Dampferzeuger und daher als am meisten limitierendes Ereignis der Kategorie II der Gruppe der Ereignisse mit verringerter Wärmeabfuhr durch den Sekundärkreis analysiert. Für diese Ereignis gelten dieselben Schlußfolgerungen wie für den Ausfall der normalen Wasserversorgung des Dampferzeugers, wie es in Teil C.V.2.2.7 beschrieben wurde.

C.V.2.2.7. Verlust der normalen Wasserversorgung des Dampferzeugers

Ursachen der Entstehung und Verlauf des Ereignisses

Der Ausfall des normalen (Haupt – und Hilfs) Speisewassers (Störung der Pumpen, fehlerhafte Funktion der Ventile oder Ausfall des Wechselstroms) führt zur verringerten Fähigkeit des Sekundärkreises zur Wärmeabfuhr aus dem Kern. Sollte die alternative (Not-) Speisung nicht funktionieren, würde die Restwärme des Kerns nach der Reaktorschnellabschaltung das Wasser im Primärkreis bis zu dem Punkt aufwärmen, bis das Wasser aus dem Druckhalter abgelassen wird, was zur einem deutlichen Wasserverlust im Primärkreis führen würde. Weil das KKW lange vorher abgeschaltet wird, bevor sich die Fähigkeit der Wärmeübertragung in den Dampferzeugern verringert, nähern sich die Parameter des Primärkreises nie an die Krisenbedingungen beim Wärmeübergang an.

Präventivmaßnahmen

Zum Schutz des Reaktors und zur Verringerung der Unfallfolgen stehen die folgenden Funktionen zur Verfügung:

1. Reaktorschnellabschaltung von einem der folgenden Signale:
 - a. Hoher Druck im Druckhalter.
 - b. Hoher Spiegel im Druckhalter.
 - c. Temperaturüberschreitung.
 - d. Hohe Temperatur im heißen Strang.
 - e. Verlust der Unterkühlung auf der Primärseite.
 - f. Niedriger Spiegel im Dampferzeuger in der Schleife mit der arbeitenden Hauptkühlmittelpumpe.
 - g. Leistung versus Durchfluß.

2. Havariespeisewassersystem sichert den Wasserzufluß in den Dampferzeuger für die Restwärmeabfuhr.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie II):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 15, GDC 26

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-2, SC-3, SC-4

Anm.: In diesem Fall werden noch das weitere beschränkende Kriterium angewendet: Der Druckhalter darf nach einem Unfall mit dem Ausfall der normalen Speisewasserversorgung nicht vollständig mit Wasser befüllt werden.

Analyse der Effekte und Folgen:

Es wurde festgestellt, daß der schlechteste Fall für den Ausfall der normalen Speisewasserversorgung der Fall ist, bei dem es zum Ausfall der normalen und der Hilfsspeisewasserversorgung bei Volleistung kommt und sich alle vier Hauptkühlmittelpumpen als Folge des Versorgungsausfalls aus dem externen Netz im Moment der Reaktorschnellabschaltung ausschalten. Die Signale für die Reaktorschnellabschaltung aus dem Primärkreis werden nicht einbezogen und der Reaktor wird von dem niedrigen Wasserspiegel in einem beliebigen Dampferzeuger mit einer arbeitenden Hauptkühlmittelpumpe schnell abgeschaltet.

Das Havariespeisewassersystem wird automatisch gestartet, wenn der Wasserspiegel in zwei Dampferzeugern den Wert erreicht, mit dem der Start der Notkühlpumpen eingestellt ist. Das Hilfsspeisewassersystem wird nicht einbezogen. Im Fall des Ausfalls der Arbeits – und der Reservequelle der Stromversorgung werden die Notkühlpumpen mit einem von den Dieselgeneratoren angetriebenen Elektromotor betrieben. Für die Versorgung der Dampferzeuger pumpen die Havariekühlmittelpumpen Wasser direkt aus dem Becken mit Notkühlwasser. Nach Ausfall der Versorgung der Hauptkühlmittelpumpen wird der Kühlmitteldurchfluß, der für die Kernkühlung und die Wärmeabfuhr benötigt wird, in den Kühlschleifen mit natürlicher Zirkulation aufrechterhalten.

Das Steuerungssystem des Reaktors schaltet die Hauptkühlmittelpumpen ab (sofern es zu keinem Versorgungsausfall kam), wenn der Spiegel im Dampferzeuger dieser Schleife um 500 mm unter den nominalen Spiegel sinkt. Das System ist so ausgelegt, daß höchstens 2 Hauptkühlmittelpumpen abgeschaltet werden, wenn das KKW 4 Schleifen in Betrieb hat. Wenn das KKW 3 Schleifen in Betrieb hat, wird nur 1 Hauptkühlmittelpumpe abgeschaltet,

und wenn nur 2 Schleifen in Betriebs sind, wird keine der Hauptkühlmittelpumpen abgeschaltet.

Das Basisschutzsystem des Reaktors schaltet den Reaktor nicht ab, solange der Spiegel in einem oder mehreren Dampferzeugern nicht um 650 mm unter den Nominalwert fällt. Das Ergebnis ist, daß die Steuerung des KKW zwei Hauptkühlumpen abschalten könnte, bevor das Basisschutzsystem des Reaktors den Reaktor abschaltet. Andererseits schaltet das Basisschutzsystem des Reaktors den Reaktor ab dem Signal Leistung versus Durchfluß ab, wenn das limitierende System und die Hauptregelung des Blocks nicht die Leistung nach Abschaltung der Hauptkühlmittelpumpen reduziert.

Die Ergebnisse der Berechnungen der Reaktion des Systems auf den Ausfall des normalen Speisewassers zeigen, daß sich der Primärkreis nicht soweit erhitzt, daß die Wärmeexpansion den Druckhalter anfüllen würde. Bis zur Reaktorschnellabschaltung steigt der Druck im Druckhalter. Der Druck sinkt dann als Folge der Unterbrechung der Wärmezufuhr. Die Kühlmittelexpansion entsteht als Folge der verringerten Fähigkeit des Wärmeübergangs im Dampferzeuger; das Entlastungsventil des Druckhalter öffnet sich, damit der Druck im Primärkreis auf einem akzeptablen Wert bleibt.

Im Verlauf des gesamten Übergangsprozesses bleibt der Kern unter Wasser. Innerhalb von 32 Sekunden ab dem Signal „sehr niedriger Wasserspiegel in zwei Dampferzeugern“, liefert mindestens eine Trasse automatisch Notkühlwasser und verringert die Geschwindigkeit mit der der Wasserspiegel in den Dampferzeugern sinkt. Die Fähigkeit zur Wärmeableitung einer Trasse des Notkühlsystems ist ausreichend, damit die Wärmeexpansion des Reaktorkühlmittels verringert wird, so daß über die Entlastungsventile oder die Sicherheitsventile des Druckhalters kein Wasser abgelassen wird.

Die Ergebnisse der Analysen zeigen somit, daß der Verlust des normalen Speisewassers die Kernzone, den Primärkreis und das Dampfsystem nicht negativ beeinflusst, weil die Kapazität des Notkühlwassers für die Restwärmeabfuhr ausreichend ist. Die Analyse weist nach, daß das Kühlwasser des Reaktors nicht über die Entlastungs – oder Sicherheitsventile des Druckhalters abgelassen wird und der Druck im Primärkreis und im Sekundärkreis unter dem Limit bleibt. Die Übergangsprozesse mit Überdruck im Primär – und Sekundärkreislauf sind abgedeckt durch das Ereignis Verlust externer elektrischer Belastung/Turbinenausfall (s. Teil C.V.2.2.2, C.V.2.2.3), daher ist die Integrität der Druckgrenze des Reaktorkühlmittels und der Druckgrenze des Systems des heißen Dampfs gewährleistet.

Da es im Falle dieses Ereignisses als Folge nicht zur Beschädigung der Brennstäbe kommt, sind die Strahlenfolgen in Verbindung mit einer eventuellen Dampfabblassung in die Atmosphäre in Hinblick auf die Menge an abgelassenem Dampf im Fall vom Bruch der Dampfleitungen weniger ungünstig als die Folgen, die aus dem Teil C.V.2.1.5. entstehen.

C.V.2.2.8. Bruch der Speisewasserleitung

Ursachen der Entstehung und Verlauf des Ereignisses

Der Bruch der Trasse der Speisewasserleitung wird als ein ausreichend großer Bruch der Speisewasserleitung definiert, der die Zufuhr von Speisewasser in den Dampferzeuger in einer Menge unterbricht, die für die Erhaltung des Flüssigkeitsvolumens auf der Sekundärseite des Dampferzeugers notwendig wäre. Wenn der Bruch auf der Versorgungsstrasse zwischen Rückschlagklappe und Dampferzeuger angenommen wird, dann kann die Flüssigkeit aus dem Dampferzeuger durch diese Öffnung austreten. Ein Bruch vor der Rückschlagklappe auf der Trasse würde den Primärkreis nur wie ein normaler Verlust von Speisewasser beeinflussen, wie beschrieben in Teil C.V.2.2.7.

Abhängig von der Größe des Risses und den Betriebsbedingungen des KKW im Moment des Bruchs kann der Bruch entweder eine Abkühlung des Primärkreises (aufgrund der

übermäßigen Energieabfuhr über den Riß) oder die Überhitzung des Primärkreises bewirken. Die potentielle Abkühlung des Primärkreises durch den Bruch der Sekundärleitungen wird in Teil C.V.2.1.5. beschrieben. Daher wird für den Bruch der Speisetrasse nur die Bewertung der Überhitzung des Primärkreises unternommen.

Der Bruch der Speisewasserleitung verringert die Fähigkeit des Sekundärkreises Wärme aus dem Primärkreis, die im Kern erzeugt wird, aus folgenden Gründen abzuführen:

1. Die Zufuhr von Speisewasser in den Dampferzeuger ist verringert. Da das Speisewasser unterkühlt ist, kann der Verlust vor der Reaktorabschaltung eine Temperaturerhöhung des Reaktorkühlmittels verursachen.
2. Das Flüssigkeitsvolumen aus dem beschädigten Dampferzeuger kann durch die Öffnung abfließen und wäre dann für die Restwärmeabfuhr nach der Reaktorschnellabschaltung nicht mehr zur Verfügung.
3. Der Riß kann so groß sein, daß er vollständig die Zufuhr des Haupt und/oder Hilfsspeisewassers nach der Reaktorschnellabschaltung unterbindet.

Die ungünstigsten Bedingungen für den Bruch der Speisewasserleitung sind die, bei denen eine große Energiezufuhr in den Primärkreis stattfindet (hohe Reaktorleistung), während sich die Bedingungen für den Wärmeübergang aus dem Primär – und Sekundärkreis deutlich verschlechtern. Der Bruch der Leitung zwischen der Rückschlagklappe und dem Dampferzeuger führen zum Verlust von Speisewasser für alle Dampferzeuger und einem deutlichen Wasserverlust an der Sekundärseite des gestörten Dampferzeugers. Die Störung an der Rückschlagklappe im Dampfleiter des gestörten Dampferzeugers ermöglicht einen schnelleren Abfluß des Inhalts aus dem nicht gestörten Dampferzeuger über den Dampfleiter bis zum Moment der Abtrennung des Dampfleiters des gestörten Dampferzeugers. Für den Fall, daß es zum Bruch der Speisewasserleitung vor der Rückschlagklappe kommt, entspricht der Übergangsprozeß dem Ereignis „Verlust des normalen Speisewassers“, weil aus dem gestörten Dampferzeuger kein Wasser ausfließt und wegen dem Bruch kein Speisewasser in den nicht gestörten Dampferzeuger zugeführt wird. Der Fall des Speisewasserleitungsbruchs vor der Rückschlagklappe wird daher als Ereignis „Verlust des normalen Speisewassers“ wie in C.V.2.2.7. behandelt.

Der Bruch des Hauptspeisekollektors führt zum Ausfall des Haupt – und Hilfsspeisewassers in alle Dampferzeuger. Da die Analyse des Bruchs der Speisewasserleitung auch mit dem Flüssigkeitsverlust auf der Sekundärseite rechnet und nicht mit dem System des Hilfsspeisewassers gerechnet wird, ist der Bruch des Hauptspeisekollektors durch diese Analyse des Bruchs der Speisewasserleitung auch abgedeckt.

Ein Grenzfall für den Bruch der Speisewasserleitung ist der Bruch der Speisewasserleitung hinter der Rückschlagklappe bei Vollastbetrieb, mit einer Störung der Rückschlagklappe im Dampfleiter des betroffenen Dampferzeugers. Die Störung einer Notkühlpumpe wird als unabhängiger Störfall betrachtet. Aus den Variantenberechnungen für dieses Ereignis wird klar, daß dessen Initiierung beim Betrieb von 4 Schleifen dem bei 3 oder 2 Schleifen initiierten Bericht entspricht, wobei der am stärksten intiiierende Fall der Fall ohne externe Netzversorgung ist.

Präventivmaßnahmen:

Für die Sicherstellung des Reaktorschutzes und die Verringerung der Unfallfolgen sind zur Verfügung:

1. Reaktorabschaltung unter einer beliebigen der folgenden Bedingungen:
 - a. Hoher Druck im Druckhalter.
 - b. Hoher Spiegel im Druckhalter.
 - c. Überschreitung der Temperatur.
 - d. Hohe Temperatur im heißen Strang.
 - e. Niedrige Reserve bis zur Sättigungsgrenze im heißen Strang.
 - f. Niedriger Wasserspiegel im Dampfgenerator mit einer arbeitenden Hauptkühlmittelpumpe.
 - g. Signal Leistung versus Durchfluß.
 - h. Aktivierung der technischen Sicherheitsinstrumente: Signal zur Noteinspritzung von einem der folgenden Signale:
 - 1) Dampfleiterbruch in einer beliebigen Schleife,
 - 2) Unterkühlung in einer beliebigen Schleife,
 - 3) Hoher Druck im Containment.
2. System des Havariespeisewassers als gesicherte Quelle für Speisewasser für den Dampfgenerator für die Wärmeabfuhr.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie IV):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 27, GDC 28, GDC 31, GDC 35

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-6, SC-11, SC-12 (anwendbare Verordnung Nr. 184/1997 Gb.)

Analyse der Effekte und Folgen:

Als initiierendes Ereignis wird der Bruch der Speisewasserleitung zu einem Dampfgenerator hinter der Rückschlagklappe unter Anfangsbedingungen des KKW, wie später definiert wird, angenommen. Es wird davon ausgegangen, daß nach dem Bruch das gesamte Hauptspeisewasser durch die Öffnung ausrinnt. Kein Dampfgenerator wird mit Haupt – oder Hilfsspeisewasser versorgt.

Es wird davon ausgegangen, daß es zur schnellen Reaktorabschaltung kommt, wenn der Wasserspiegel in ungestörten Dampferzeuger mit der funktionierenden Hauptkühlmittelpumpe das Niveau der Reaktorschnellabschaltung erreicht, oder wenn das Signal Bruch der Dampfleitung die technischen Sicherheitsinstrument aktiviert. Bei den Fällen mit Verlust der externen Stromversorgung kommt es zum Ausfall der Wechsellspannung in dem Moment, wo die Regelstäbe in den Reaktor einzufallen beginnen. In dem Fall, daß externe Stromversorgung besteht, kann das Blocksteuerungssystem automatisch im Betrieb von 4 Schleifen maximal zwei Hauptkühlmittelpumpen abschalten, wenn der Wasserspiegel im entsprechenden Dampferzeuger um 500 mm sinkt. Das System ist so ausgelegt, daß beim Betrieb des KKW mit vier Schleifen maximal 2 Hauptkühlmittelpumpen abgeschaltet werden. Beim KKW-Betrieb mit 3 Schleifen wird nur eine Hauptkühlmittelpumpe abgeschaltet und beim Betrieb des KKW mit 2 Schleifen wird keine abgeschaltet.

Die Notspeisewasserpumpe wird beim Koinzidenzsignal Sehr niedriger Wasserspiegel in zwei nicht gestörten Dampferzeugern aktiviert. Beim Signal „Bruch des Dampfleiters“ wird die schnelltätige Armatur am Dampfleiter und die Hauptkühlmittelpumpe in der entsprechenden Schleife des Primärkreises (wenn in Betrieb) abgeschaltet.

Eine Division des Kernnotkühlsystems ist mit entsprechender Verspätung zur Verfügung, wenn das Signal Bruch des Dampfleiters aktiviert wird.

Die Ergebnisse der Analysen weisen nach, daß die Drücke im Primär – und Sekundärkreis unter dem Limit für die Sicherheitsanalyse bleiben. Der Druck im Druckhalter steigt bis zur Reaktorschnellabschaltung durch den niedrigen Wasserspiegel im Dampfgenerator. Dann sinkt er aufgrund der unterbrochenen Wärmezufuhr. Es kommt zur Expansion des Kühlmittels als Folge der verringerten Fähigkeit des Wärmeübergangs im Dampfgenerator; das Entlastungsventil des Druckhalters öffnet sich, damit der Druck im Primärkreis auf einem entsprechenden Wert gehalten wird. Da das Entlastungsventil eine geringere Überlaufkapazität hat als die Sicherheitsventile und ohne Probleme den Druck so steuern konnte, ist damit nachgewiesen, daß die Sicherheitsventile einen Überdruck verhindern könnten, wenn das Entlastungsventil nicht wirken würde.

Während des gesamten Übergangsprozesses bleibt der Kern unter Wasser, weil die Wasserableitung als Folge der Wärmeexpansion durch die Fähigkeit des Systems des Notspisewassersystems, die Wärme abzuführen, eingeschränkt ist.

Die Analysen zeigen somit, daß für den angenommenen Bruch der Speisewasserleitung das Notkühlsystem, das zur Verfügung steht, für die Wärmeabfuhr ausreichend ist und einen Überdruck des Primärkreises und die Freilegung des Kerns verhindern kann.

Zu einem Leitungsbruch mit den stärksten negativen Folgen könnte es im Containment kommen, wenn der Inhalt in das Containment gelangt. Da es als Folge dieses Ereignisses nicht zur Beschädigung der Brennstäbe kommt, sind die Strahlenfolgen in Verbindung mit der Dampfableitung in die Atmosphäre in Hinblick auf die angenommene Menge an Leckdampf beim Leitungsbruch weniger ungünstig als die Folgen aus Teil C.V.2.1.5. Zu einer weiteren Verringerung der Folgen käme es bei einer automatischen Isolation des Containments.

C.V.2.3 Verringerung des Kühlwasserdurchflusses im Primärkreis

Es werden viele Störfälle angenommen, die die Verringerung des Kühlwasserdurchflusses im Primärkreis zur Folge haben können. Für die am stärksten limitierenden Fälle wurden detaillierte Analysen durchgeführt, deren Ergebnisse in den folgenden Teilen beschrieben werden.

C.V.2.3.1. Ausfall einer oder mehrerer Hauptkühlmittelpumpen

Ursachen für Entstehung und Verlauf der Ereignisse:

Das Ereignis „teilweiser Verlust des erzwungenen Kühlwasserdurchflusses^{1*} durch den Reaktor“ wird als Verringerung des Kühlmitteldurchflusses definiert, das durch den Ausfall einer oder mehrerer Hauptkühlmittelpumpen der 4 Schleifen oder den Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe beim Betrieb mit 3 Schleifen auf dem maximal erlaubten Leistungsniveau ausgelöst wird, mit einer solchen Störung des limitierenden Systems und der Hauptregulation des Blocks, so daß die Reaktorleistung nicht verringert wird. Der gleichzeitige Ausfall von drei Hauptkühlmittelpumpen beim Betrieb von 4 Schleifen, zwei Hauptkühlmittelpumpen beim Betrieb mit 3 Schleifen und einer Hauptkühlmittelpumpe beim Betrieb von zwei Schleifen wird vom Übergangereignis „vollständiger Ausfall des erzwungenen Durchflusses“ abgedeckt, wie es in Teil C.V.2.3.2 beschrieben ist. Der teilweise Ausfall des erzwungenen Durchflusses des Kühlmittels durch den Reaktor kann durch das Signal zur Abschaltung der Hauptkühlmittelpumpen (falsche Signal oder nicht) hervorgerufen

¹ Anm. Der Übersetzerin: Erzwungener Kühlwasserdurchfluß: gemeint ist Kühlwasserdurchfluß mit Hilfe aktiver Systeme in Gegensatz zur natürlichen Zirkulation.

werden. Es kann durch das Steuerungssystem, eine mechanische oder elektrische Störung der Hauptkühlwasserpumpen oder deren Hilfssysteme, oder eine Störung der elektrischen Versorgung der Hauptkühlwasserpumpen verursacht sein.

Das Ereignis „schrittweiser Verlust des erzwungenen Kühlwasserdurchflusses“ ist als Verringerung des Kühlwasserdurchflusses definiert. Dieses Ereignis wird durch den teilweisen anfänglichen Verlust des Kühlwasserdurchflusses beim Betrieb in Vollast verursacht, mit einer angenommenen Störung des limitierenden Systems und der Hauptsteuerung des Blocks, so daß diese nicht dem Projekt entsprechend funktionieren. Es wird auch der anschließende Ausfall der verbleibenden Hauptkühlwasserpumpen definiert, zu dem es im ungünstigsten Moment in Hinblick auf das kritische Temperaturverhältnis kommt (DNBR). Der schrittweise Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses kann nur durch einen teilweisen Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses durch den Reaktor hervorgerufen sein, der eine Störung im Sekundärkreis verursacht (wie es das Absinken des Spiegels im Dampferzeuger ist) und zu einer anschließenden Abschaltung der Hauptkühlwasserpumpen als Folge der Tätigkeit der Steuerungssysteme führt. Der Ausfall der externen Stromversorgung, der einige Sekunden nach dem teilweisen Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses eintritt, kann auch einen schrittweisen Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses hervorrufen.

Wenn der Reaktor zum Zeitpunkt der Entstehung des Ereignisses im Leistungsbetrieb ist und das limitierende System und die Hauptregulierung des Blocks versagen und die Leistung nicht ausreichend reduziert, so ist der sofortige Effekt des Ausfalls der erzwungenen Kühlmitteldurchflusses der schnelle Temperaturanstieg des Kühlwassers. Dieser Temperaturanstieg des Kühlwassers kann zu Krisenbedingungen bei der Wärmeübertragung führen. Das Basisschutzsystem des Reaktors ist allerdings so projektiert, daß es jeden solchen Übergangsprozeß automatisch abbricht, bevor der DNBR unter das Limit der Sicherheitsanalyse fällt und es verhindert dadurch jede mögliche Beschädigung des Brennstoffs, zu dem es bei einem schnellen Temperaturanstieg des Kühlwassers kommen könnte.

Präventivmaßnahmen

Bei Fällen mit einem teilweisen oder schrittweisen Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses führt das Basisschutzsystem des Reaktors eine automatische schnelle Reaktorabschaltung durch, ausgelöst durch die hohen Werte von Leistung versus Durchfluß. Das Basisschutzsystem des Reaktors führt auch eine automatische schnelle Reaktorabschaltung bei hoher Temperatur im heißen Strang durch. Diese Schutz ist tätig ohne Rücksicht auf die Anzahl der abgeschalteten Hauptkühlwasserpumpen. Die Reaktorschnellabschaltung durch das Basisschutzsystem des Reaktors ist auch möglich, wenn es eine Unterleistung (Verringerung der Motorleistung) bei den Hauptkühlwasserpumpen detektiert.

Beim Fall des schrittweisen Verlusts des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses ist über den Wert eine Einstellung für die niedrige erlaubte Leistung eine weitere Funktion der Reaktorschnellabschaltung vom niedrigen Durchfluß zur Verfügung. Diese Reaktorschnellabschaltung wird aktiviert, wenn ein niedriger Durchfluß des primären Kühlwassers in einer drei kalten Schleifen von vier festgestellt wird.

Für den einfachen Störfall mit dem teilweisen Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses sind die limitierenden Systeme und die Hauptregulation des Blocks so

projektiert, daß die Regelstäbe in die aktive Zone gefahren werden, dadurch das Leistungsniveau verringert wird und das KKW in stabile Betriebsbedingungen mit einer reduzierten Anzahl von Schleifen gelangt, wenn das Ereignis bei mehr als zwei funktionierenden Schleifen ausgelöst wurde. Für den Fall mit schrittweisem Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses würden das limitierende System und die Hauptregulation des Blocks die ungünstigen Bedingungen des Übergangsprozesses verringern.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie II und III):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 15, GDC 26

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-2, SC-3

Analyse der Effekte und Folgen:

Mit Variantenberechnungen wurde nachgewiesen, daß die Übergangsprozesse für den teilweisen oder schrittweisen Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses, der initiiert wurde beim Betrieb mit 4 Schleifen, durch die Fälle abgedeckt wird, die beim Betrieb mit 3 oder 2 Schleifen initiiert wurde.

Als repräsentativ betrachtet werden dabei die Varianten mit Ausfall der Hauptkühlmittelpumpen, dem anschließenden (oder nicht anschließenden) Ausfall aller übrigen Pumpen, initiiert beim Betrieb mit 4 Schleifen:

1. Ausfall einer Pumpe.
2. Ausfall von zwei Pumpen.
3. Ausfall einer Pumpe, gefolgt vom Ausfall aller übrigen Pumpen.

Nach einem teilweisen oder schrittweisen Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses fahren die betroffenen Hauptkühlmittelpumpen im Nachlauf fort und der Durchfluß über den Kern erreicht wieder einen neuen ausgeglichen Wert entsprechend der Anzahl der Pumpen, die noch in Betrieb sind. Mit der Abschaltung des Reaktors wird ein stabiler Zustand des KKW erreicht. Dann kann die normale Abschaltung des KKW fortgesetzt werden.

Die Ergebnisse für die genannten Fälle zeigen, daß der DNBR nicht unter die Limits für die Sicherheitsanalyse fällt, und dies in keinem Moment des Übergangsprozesses beim Ausfall einer/mehrerer Hauptkühlmittelpumpen. Der Projektgrundsatz des Nichterreichens der Krisenbedingungen für den Wärmeübergang wird somit aufrechterhalten.

Die Übergangsprozesse mit Drucküberschreitung im Primär – und Sekundärkreis sind für diesen Fall durch den Ausfall der elektrischen Last/Turbinenausfall abgedeckt (s. Teil C.V.2.2.2 und C.V.2.2.3), daher ist die Integrität der Druckgrenze des Reaktorkühlmittels und der Druckgrenze des Heißdampfsystems gesichert.

Da es im Falle dieses Ereignisses als Folge nicht zur Beschädigung der Brennstäbe kommt, sind die Strahlenfolgen in Verbindung mit einer eventuellen Dampfabblassung in die Atmosphäre in Hinblick auf die Menge an abgelassenem Dampf im Fall vom Bruch der Dampfleitungen weniger ungünstig als die Folgen, die aus dem Teil C.V.2.1.5. entstehen.

C.V.2.3.2 Vollständiger Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses

Ursachen für Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Zum vollständigen Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses könnte es beim gleichzeitigen Verlust der Stromversorgung aller Hauptkühlmittelpumpen kommen. Wenn der Reaktor im Moment des Unfalls im Leistungsbetrieb ist, ist der sofortige Effekt des vollständigen Verlusts des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses der schnelle Temperaturanstieg des Kühlmittels. Dieser Temperaturanstieg könnte zu Krisenbedingungen beim Wärmeübergang führen. Das Basisschutzsystem des Reaktors ist allerdings so ausgelegt, daß es automatisch jeden solchen Übergangsprozeß unterbricht, bevor der DNBR unter die Werte für die Sicherheitsanalyse fällt, wodurch jede mögliche Brennstoffbeschädigung vermieden wird, zu der es bei einem schnellen Temperaturanstieg des Kühlmittels kommen könnte.

Die normale Stromversorgung der Hauptkühlmittelpumpen wird über die Stromschienen aus dem Transformator geliefert, der an den Generator angeschlossen ist. Wenn es zur Abschaltung des Generators, der Turbine oder des Reaktors ohne elektrische Störung kommt, entkuppelt sich automatisch der Generatorschalter und die externe Reserveversorgung über den Transformator und die Blockhilfstransformatoren schaltet sich ein. Die Pumpen werden somit in der Zufuhr von Kühlmittel in den Kern fortfahren.

Präventivmaßnahmen:

Für den Fall eines Übergangsprozesses bei vollständigem Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses gewähren die folgenden Schnellabschaltungen des Basisschutzsystems Schutz:

1. Verringerung der Leistung (Unterleistung) des Motors der Hauptkühlmittelpumpe.
2. Niedriger Kühlmitteldurchfluß durch die Primärschleife.

Die Reaktorschnellabschaltung bei Verringerung der Leistung (Unterleistung) des Motors der Hauptkühlmittelpumpe schützt vor Bedingungen, die zum Ausfall der Spannung für alle Hauptkühlmittelpumpen führen könnte, d.h. vor dem Ausfall der Wechselspannung. Diese Funktion ist unter ca. 5% Leistung blockiert.

Die Reaktorschnellabschaltung bei Verringerung der Leistung (Unterleistung) des Motors der Hauptkühlmittelpumpe ist auch im Fall von Bedingungen der Frequenzabsenkung zur Verfügung, die durch Frequenzstörungen im Stromnetz hervorgerufen wird. Für die maximale Geschwindigkeit der Frequenzreduktion des Netzes von 1,9 Hz/s, gerechnet für die Netze von CEZ und für jede langsamere Geschwindigkeit der Frequenzreduktion wird die Funktion der Reaktorschnellabschaltung bei Verringerung der Leistung den Kern vor Ereignissen mit Frequenzreduktion schützen.

Die Reaktorschnellabschaltung bei niedrigem Durchfluß des Primärkühlmittels gewährt Schutz vor Entstehung von Krisenbedingungen beim Wärmeübergang, wenn ein niedriger Durchfluß in drei von vier kalten Strängen festgestellt wird. Die Reaktorschnellabschaltung bei niedrigem Durchfluß des Primärkühlmittels durch eine Schleife von drei von vier Schleifen garantiert, daß der vollständige Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses bei den Betriebszuständen mit 4, 3, und 2 Schleifen die folgenden Ereignisse mit teilweisem Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses abdeckt: Ausfall von 3 von 4 Hauptkühlmittelpumpen, Ausfall von 2 von 3 Hauptkühlmittelpumpen und Ausfall einer von 2 Hauptkühlmittelpumpen. Das ist offensichtlich, da der Übergangsprozeß bei vollständigem

Verlust des Kühlmitteldurchflusses zu einem niedrigeren Kerndurchfluß führen würde und daher zu einer erhöhten Möglichkeit für die Entstehung von Krisenbedingungen beim Wärmeübergang als der teilweise Verlust des Kühlmitteldurchflusses, wenn 3 von 4, 2 von 3 oder 1 von 2 der Hauptkühlmittelpumpen abgeschaltet sind.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie III):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 15, GDC 26

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-2, SC-3

Analyse der Effekte und Folgen:

Wie aus den Variantenberechnungen ersichtlich wurde, decken die Übergangsprozesse beim vollständigen Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses, die im Betrieb mit 4 Schleifen initiiert werden, auch Fälle ab, die beim Betrieb mit 3 oder 2 Schleifen initiiert werden. Als repräsentativ betrachten kann man den Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen, der beim Betrieb mit 4 Schleifen entsteht:

4 von 4 Hauptkühlmittelpumpen – Spannungsverlust (Unterspannung).

4 von 4 Hauptkühlmittelpumpen – Frequenzverlust (Unterfrequenz).

Bei Ausfall der Versorgung aller Pumpen im Leistungsbetrieb wird die Reaktorschnellabschaltung durch ein Signal des Basisschutzsystems von der Leistungsreduktion der Motore Hauptkühlmittelpumpen ausgelöst.

Beim vollständigen Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses werden die Hauptkühlmittelpumpen im Nachlauf fortfahren und am Ende kommt es zum Durchfluß durch die natürliche Zirkulation. Mit der Reaktorschnellabschaltung erreicht das KKW einen stabilen Zustand. Dann kann man zur normalen Abschaltung des KKW übergehen.

Die Ergebnisse der Analyse zeigen, daß für den vollständigen Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses der DNBR nicht unter die Limits für die Sicherheitsanalyse fällt, und dies in keinem Moment des Übergangsprozesses beim Ausfall einer/mehrerer Hauptkühlmittelpumpen. Der Projektgrundsatz des Nichterreichens der Krisenbedingungen für den Wärmeübergang wird somit aufrechterhalten.

Die Übergangsprozesse mit Überdruck im Primär – und Sekundärkreislauf sind abgedeckt durch das Ereignis Verlust externer elektrischer Belastung/Turbinenausfall (s. Teil C.V.2.2.2, C.V.2.2.3), daher ist die Integrität der Druckgrenze des Reaktorkühlmittels und der Druckgrenze des Systems des heißen Dampfes gewährleistet.

Da es im Falle dieses Ereignisses als Folge nicht zur Beschädigung der Brennstäbe kommt, sind die Strahlenfolgen in Verbindung mit einer eventuellen Dampfabblassung in die Atmosphäre in Hinblick auf die Menge an abgelassenem Dampf im Fall vom Bruch der Dampfleitungen weniger ungünstig als die Folgen, die aus dem Teil C.V.2.1.5. entstehen.

C.V.2.3.3. Festfressen des Rotors der Hauptkühlmittelpumpe

Ursachen für Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Das Ereignis wird als sofortige Abschaltung des Rotors einer Hauptkühlmittelpumpe bei Volleistungsbetrieb betrachtet, das zu einer schnellen Verringerung des Kühlmitteldurchflusses in einer Schleife führt. Das Ereignis Festfressen eines Rotors ist ein hypothetisches, begründet auf einer starken Reibung zwischen Rotor und Stator. Der Durchfluß in der betroffenen Kühlschleife verringert sich schlagartig, was die Reaktorschnellabschaltung durch ein Signal von der schnellen Durchflußverringerng aktiviert.

Nach der Initiierung der Reaktorschnellabschaltung wird die in den Brennstoffstäben akkumulierte Wärme auch weiterhin in das Kühlwasser übergeben und verursacht dessen Expansion. Gleichzeitig verringert sich der Wärmeübergang in die Sekundärseite des Dampferzeugers. Zunächst deswegen, weil die Durchflußverringerng den Faktor der Wärmeübertragung verringert, und dann deswegen, weil das Kühlmittel in den Röhren abkühlt, während die Temperatur auf der Sekundärseite steigt (der Dampfdurchfluß an der Turbine verringert sich nach der Abschaltung der Turbine auf Null). Die schnelle Expansion des Kühlmittels im Kern, kombiniert mit der Verringerung des Wärmeübergangs in den Dampferzeugern, verursacht eine Zufuhr in den Druckhalter und eine Druckerhöhung im gesamten Primärkreis. Durch die Zufuhr in den Druckhalter wird das Dampfvolumen zusammengepreßt, das Sprinklersystem wird automatisch aktiviert, das Entlastungsventil geöffnet und es öffnen sich die Sicherheitsventile in der genannten Abfolge. Das Entlastungsventil ist für eine zuverlässige Tätigkeit ausgelegt und es kann im Unfallverlauf mit seiner richtigen Funktion gerechnet werden. Auf Grund der konservativen Zugangsweise wird in der Analyse weder mit dem Entlastungsventil noch mit der Effekt der Druckentlastung durch das Sprinklersystem gerechnet.

Präventivmaßnahmen

Reaktorschnellabschaltung wird durch ein Signal der schnellen Reduktion des Durchflusses initiiert.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie IV):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 20, GDC 26, GDC 27, GDC 28, GDC 31

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-5, SC-6, SC-7, SC-8, SC-12 (anwendbare Verordnung Nr. 184/1997 Gb.), SC-13, SC-14, SC-15, SC-16, SC-17, SC-18

Analyse der Effekte und Folgen:

Die Analyse für das Festfressen des Rotors wird ohne die externe Stromversorgung gemacht, weil der Nachlauf der Hauptkühlmittelpumpen in den nicht gestörten Schleifen in Hinblick auf die Risiken des zugehörigen Übergangsprozesses stärker limitierend ist. Wenn keine externe Stromversorgung zur Verfügung steht, geht man davon aus, daß die Versorgung der funktionierenden Hauptkühlmittelpumpen im Moment der Reaktorabschaltung unterbrochen wird. Am Anfang des angenommenen Unfalls mit dem Festfressen des Rotors (d.h. im Moment, wo mit der Festfressen der Welle einer der Hauptkühlmittelpumpen gerechnet wird) wird für den KKW Betrieb mit den ungünstigsten stabilen Betriebsbedingungen gerechnet (d.h. Maximum an stabiler Leistung, Maximum an stabilem Druck, Maximum an stabiler Durchschnittstemperatur des Kühlmittels).

Für die Abdeckung einerseits des Festfressen des Rotors und des Bruchs der Welle der Hauptkühlmittelpumpe (s.C.V.2.3.4) wird die Kombination von Festfressen und Bruch der

Welle analysiert. Für dieses hypothetische Ereignis wird mit dem sofortigen Stillstand der Hauptkühlmittelpumpe zur Zeit Null für den Durchfluß (das simuliert den eingefressenen Rotor und die Zufuhr durch die beschädigte Schleife auf Null in minimaler Zeit) und freier Rotation gerechnet, sobald sich der Durchfluß in der Schleife umkehrt (damit wird der Bruch der Welle mit minimalem Widerstand gegen den Rückfluß und daher den Durchflußminimum im Kern simuliert).

Die Ausrichtung der Analyse gilt der Analyse der heißen Stellen und die Ergebnisse werden der Bewertung der maximalen Temperatur der Brennstoffhüllen und der Reaktion des Zirkonium-Wasser (Dampf-Zirkonium Reaktion) gewidmet, wie auch der Bewertung des Überdrucks im Primärkreis. Für die Bewertung des Druckmaximums wird der Anfangsdruck im Druckhalter konservativ über dem Nominaldruck von 15,7 MPa angenommen (nach Einberechnung einer Zugabe für die Fehler der Druckmessung im Druckhalter und Fehler der Steuerkanäle). Für die Bestimmung der Anzahl der Stäbe unter Krisenbedingungen des Wärmeübergangs wird der Anfangsdruck im Druckhalter konservativ unter den nominalen Werten angenommen.

Aus den Ergebnissen der Analysen unter dem Aspekt des Druckverlaufs geht hervor: Nach dem Festfressen der Hauptkühlmittelpumpe verringert sich der Neutronenfluß schlagartig durch das Einfahren der Regelstäbe. Die Bewegung der Stäbe beginnt 2 Sekunden nach Erreichen der eingestellten Werte für die Reaktorschnellabschaltung. Der Effekt der Druckentlastung durch das Entlastungsventil und die Sprinkler des Druckhalters oder dem Dampfabblassen oder durch die Regulierung des Speisewasserdurchflusses wird nach der Reaktorschnellabschaltung nicht einberechnet. Auch wenn erwartet wird, daß diese Systeme aktiviert werden und zu einer Verringerung der Druckmaxima führen würden, gewährt diese Auslassung eine weitere Stufe Konservativismus.

Die Analysen unter dem Aspekt des DNBR wurden für die Bestimmung des Prozentsatzes an Brennstäben im Kern angewendet, bei denen es zur Beschädigung der Hüllen kommen könnte (sofern es dazu kommt). Für diese Bestimmung wurde der extrem konservative Ansatz genommen, dem gemäß jene Brennstäbe beschädigt werden, bei denen der DNBR unter dem Limit für die Sicherheitsanalyse liegt. Die Ergebnisse für die Analyse der Brennstäbe unter diesen Bedingungen können anschließend in Berechnungen der Dosis für die Bevölkerung verwendet werden.

Zur Sicherstellung der Integrität der Brennstoffhüllen im Verlauf des Übergangsprozesses beim Festfressen des Rotors muß auch die Höchsttemperatur der Brennstoffhüllen unter 1 482,2 °C bleiben und die Reaktion von Zirkonium-Wasser darf 16 % nicht übersteigen. Um zu garantieren, daß die Limits für die Belastung für Störfallbedingungen bei der Hauptdruckgrenze des Kühlmittels beim Übergangsprozeß beim Festfressen des Rotors nicht überschritten werden, zeigt der Sicherheitsbericht konservativ, daß der Höchstdruck im Primärkreis unter den Limits für die Sicherheitsanalyse bleibt.

Die Dauer des Ereignisses Festfressen des Rotors liegt unter 10 Sekunden. In diesem Zeitintervall kommt es zu folgenden Ereignissen:

- 1) der Rotor einer Hauptkühlmittelpumpe frißt sich fest,
- 2) es kommt zur Reaktorschnellabschaltung vom Signal der schnellen Durchflußverringerng,
- 3) es beginnen die Regelstäbe einzufallen,

- 4) die unbeschädigten Hauptkühlmittelpumpen beginnen in Folge des angenommenen Ausfalls der externen Versorgung im Nachlauf,
- 5) Erreichung des Höchstdrucks im Primärkreis,
- 6) Erreichung der Höchsttemperatur der Brennstoffhüllen und
- 7) die maximale Anzahl der Brennstäbe in Krisenbedingungen bei Wärmeübergang wird erreicht, wie dies die konservativen Annahmen vorhersehen.

Das Ereignis Festfressen des Rotors wird als abgeschlossen betrachtet, wenn der Reaktor im stabilen abgeschalteten Zustand ist, nachdem die Regelstäbe mit dem Einfall in den Kern begonnen haben. Von da an wird die Wärmeabfuhr fortgesetzt, solange das KKW nicht in den heißen Zustand gebracht wird. Die Systeme von Hilfs – und Havariespeisewasser werden für die Verringerung der sofortigen Effekte des Ereignisses Festfressen des Rotors nicht gebraucht, auch wenn sie nach Anfahren des Reaktors in den heißen Zustand nach der Unterbrechung des Ereignisses durch die Reaktorschnellabschaltung gebraucht werden.

Wenn der berechnete Wert DNBR unter das Limit von 95/95 fällt, müssen alle Brennstäbe, die das Kriterium DNBR nicht erfüllen, als beschädigt angesehen werden. Aus der Analyse des Falles mit 2 Schleifen ergab sich der konservative Wert mit 8% von allen Brennstäben im Kern. Dies repräsentiert in Hinblick auf die Brennstoffbeschädigung den limitierenden Fall für den Betrieb mit 4,3,2 Schleifen.

Die Übergangsprozesse mit Drucküberschreitung im Primärkreis für dieses Ereignis sind die am stärksten limitierenden Übergangsprozesse unter dem Aspekt Druck für die Übergangsprozesse der Kategorie IV. Der Höchstdruck im Primärkreis bleibt dabei unter den Werten für die Sicherheitsanalysen. Da das Druckmaximum im Primärkreis, das im Verlauf aller Übergangsprozesse erreicht wurde, geringer ist als Wert, der eine Spannung über den Spannungslimits für Übergangsprozesse verursachen könnte, wird die Primärkreisintegrität nicht beeinträchtigt. Die Übergangsprozesse mit Drucküberschreitung im Primär – und Sekundärkreis sind für dieses Ereignis durch das Ereignis Ausfall der externen elektrischen Last//Turbinenausfall (s. Teil C.V.2.2.2, C.V.2.2.3) abgedeckt, daher ist die Integrität der Druckgrenze des Reaktorkühlmittels und der Druckgrenze des Systems des heißen Dampfs gewährleistet. Außerdem bleiben die Höchsttemperaturen an der Hüllenoberfläche, berechnet für die heiße Stelle im Verlauf der stärksten Übergangsprozesses, unter 1 482,2 °C, daher bleibt der Kern an seiner Stelle und unbeschädigt, ohne die Fähigkeit der Kühlung zu verlieren.

Daß die Primärkreisintegrität nicht beschädigt wird und das Limit der konservativen Beschädigung der Brennstäbe in der Bandbreite von 8% und darunter bleibt, wie es im Falle des Herausschießens der Regelstäbe ist, werden die Strahlenfolgen günstiger als im Falle C.V.2.4.7 sein. Außerdem bleibt in diesem Fall die Primärkreisintegrität erhalten, während in Teil C.V.2.4.7 mit einem Kühlmittelleck gerechnet wird.

C.V.2.3.4. Bruch der Welle der Hauptkühlmittelpumpe

Ursachen der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Das Ereignis ist als augenblickliche Beschädigung des Rotors einer der Hauptkühlmittelpumpen definiert. Das führt zur Verringerung des Durchflusses in der Kühlschleife unter den Volleleistungsbedingungen. Der Durchfluß über die beschädigte Kühlschleife des Reaktors verringert sich schlagartig, was zur Initiierung der Reaktorschnellabschaltung über das Signal Schnelle Durchflußverringern führt.

Der zeitliche Ablauf des Durchflusses und die Folgen des Bruchs der Welle des Rotors sind sehr ähnlich dem Ereignis Festfressen des Rotors der Hauptkühlmittelpumpe, allerdings ist die Anfangsgeschwindigkeit des Kühlwasserdurchflusses beim Ereignis Festfressen des Rotors größer. Beim Bruch kann sich der Rotor frei in die Gegenrichtung drehen, zum Unterschied zur fixierten Position, die beim festgefressenen Rotor angenommen wird. Der Effekt dieser Gegenrotation ist die leichte Verringerung des Durchflusses über den Kern am Endpunkt (stabiler Zustand) im Vergleich zum festgefressenen Rotor. Das Festfressen des Rotors der Hauptkühlmittelpumpe während des Vorwärtsflusses durch die Schleife und die umgekehrte Drehung des Rotors der Hauptkühlmittelpumpe während des Rückflusses durch die Schleife sind daher in der Basisprojektanalyse Festfressen des Rotors kombiniert. Das ist dann die am stärksten limitierende Kombination von Bedingungen für Unfälle mit Festfressen und Bruch der Welle des Rotors der Hauptkühlmittelpumpe.

Nach der Initiierung der Reaktorschnellabschaltung wird die in den Brennstoffstäben akkumulierte Wärme auch weiterhin in das Kühlwasser übergeben und verursacht dessen Expansion. Gleichzeitig verringert sich der Wärmeübergang in die Sekundärseite des Dampferzeugers. Zunächst deswegen, weil die Durchflußverringerng den Faktor der Wärmeübertragung verringert, und dann deswegen, weil das Kühlmittel in den Röhren abkühlt, während die Temperatur auf der Sekundärseite steigt (der Dampfdurchfluß an der Turbine verringert sich nach der Abschaltung der Turbine auf Null). Die schnelle Expansion des Kühlmittels im Kern, kombiniert mit der Verringerung des Wärmeübergangs in den Dampferzeugern, verursacht eine Zufuhr in den Druckhalter und eine Druckerhöhung im gesamten Primärkreis. Durch die Zufuhr in den Druckhalter wird das Dampfvolument zusammengedrückt, das Sprinklersystem wird automatisch aktiviert, das Entlastungsventil geöffnet und es öffnen sich die Sicherheitsventile in der genannten Abfolge. Das Entlastungsventil ist für eine zuverlässige Tätigkeit ausgelegt und es kann im Unfallverlauf mit seiner richtigen Funktion gerechnet werden. Auf Grund der konservativen Zugangsweise wird in der Analyse weder mit dem Entlastungsventil noch mit dem Effekt der Druckentlastung durch das Sprinklersystem gerechnet.

Präventivmaßnahmen

Reaktorschnellabschaltung wird durch ein Signal der schnellen Reduktion des Durchflusses initiiert.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie IV):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 20, GDC 26, GDC 27, GDC 28, GDC 31

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-5, SC-6, SC-7, SC-8, SC-12 (anwendbare Verordnung Nr. 184/1997 Gb.), SC-13, SC-14, SC-15, SC-16, SC-17, SC-18

Analyse der Effekte und Folgen:

Die Folgen des Bruchs der Welle der Hauptkühlmittelpumpe sind nicht stärker limitierend als die Folgen, die für den Störfall Festfressen des Rotors (s. C.V.2.3.3) errechnet wurden. Beim Bruch der Welle kann sich der Rotor frei in die Gegenrichtung drehen, im Gegensatz zur fixierten Position, mit der bei der Analyse des Festfressen des Rotors gerechnet wird. Der resultierende Effekt auf den Kerndurchfluß ist nur dessen resultierende leichte Verringerung (im stabilen Zustand) und dies wurde bereits bei der Analyse Festfressen des Rotors erwogen. In beiden Fällen, beim Wellenbruch, wie auch beim Festfressen des Rotors kommt es sehr

bald während des Übergangsprozesses zur Reaktorschnellabschaltung. Außerdem rechnet die Analyse für das Festfressen des Rotors konservativ damit, daß es zu Krisenbedingungen beim Wärmeübergang am Anfang des Übergangsprozesses kommt. Die Analyse Festfressen des Rotors rechnet auch mit der limitierenden Kombination von Festfressen und Bruch der Rotorwelle. Die Anfangsphase des Übergangsprozesses wird auch wie das Festfressen des Rotors modelliert (schnellere Verringerung des Durchflusses in der beschädigten Schleife) und die Endphase des Übergangsprozesses ist als Bruch des Wellenrotors modelliert (höherer Rückfluß in der beschädigten Schleife).

In Hinblick auf die Strahlenfolgen gilt die dieselbe Feststellung wie im Falle des Festfressens des Rotors der Hauptkühlmittelpumpe (s. Teil C.V.2.3.3).

C.V.2.4 Anomalien der Reaktivität und der Leistungsverteilung

Es wurde eine Reihe von Störfällen angesprochen, die zu Anomalien der Reaktivität und der Leistungsverteilung führen könnten. Die Veränderungen der Reaktivität könnten durch die Bewegung der Bündel der Regelstäbe oder deren Herausschießen, durch Veränderungen bei der Borkonzentration, oder die Zufuhr von kaltem Wasser in den Primärkreis verursacht sein. Die Veränderungen der Leistungsverteilung können durch Bewegung der Bündel der Regelstäbe, deren falsche Positionierung oder Herausschießen verursacht sein, oder auch durch solche statischen Ursachen, wie die fehlerhafte Aufstellung der Brennstoffelemente. Die genannten Ereignisse werden in den einzelnen Teilen von C.V.2.4. beschrieben.

C.V.2.4.1. Ungesteuertes Ausfahren einer Gruppe von Regelstäben im unterkritischen Zustand oder bei geringen Leistungsniveaus beim Anfahren

Ursachen der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Das Ereignis des Ausfahrens einer Gruppe an Regelstäben wird als ungesteuerte Zufuhr von Reaktivität in den Kern definiert, das durch eine Gruppe an Regelstäben verursacht ist und zu einer Leistungsexkursion führt. Ein solcher Übergangsprozeß kann durch die fehlerhafte Tätigkeit des limitierenden Systems und die Hauptsteuerung der Blöcke verursacht sein. Dies kann eintreten wenn der Reaktor entweder unterkritisch ist, oder im heißen Zustand auf Nulleistung, oder in Leistungsbetrieb. Der Fall im Leistungsbetrieb ist in Teil C.V.2.4.2 beschrieben.

Obwohl der Reaktor normalerweise unter unterkritischen Bedingungen durch das Ausfahren der Regelstäbe in den Leistungszustand gebracht wird, verlangen die Vorschriften für die Anfangsinbetriebnahme mit sauberem Kern die Borverdünnung. Die maximale Geschwindigkeit, die für die Einführung der Reaktivität in den Analysen festgestellt wurde, ist jene, die mit dem gleichzeitigen Ausfahren zweier aufeinanderfolgender Regelstäbegruppen erreicht wird, die die maximal kombinierte Wirkung bei maximaler Geschwindigkeit haben. Die maximale Geschwindigkeit der Reaktivitätserhöhung im Falle einer Fehlfunktion der Systeme der Nachfüllung und Ablassung des Primärkreises und der Borregulation (s. Teil C.V.2.4.6.), die zur Verringerung der Borkonzentration im Primärkreis führt, ist geringer als die Geschwindigkeit mit der in dieser Analyse gerechnet wird.

Präventivmaßnahmen:

Die Reaktion des Neutronenflusses auf die gekoppelte Einführung der Reaktivität wird durch seinen schnellen Anstieg, beendet durch die Rückkopplungswirkung der Reaktivität vom

negativen Doppler-Reaktivitätskoeffizienten charakterisiert. Diese Selbstbeschränkung der Leistungsexkursion ist von primärer Bedeutung, da sie die Leistung auf eine annehmbare Ebene während der Zeitverzögerung bis zur Schutztätigkeit einschränkt. Auch wenn der Unfall des gekoppelten Ausfahrens nicht entstehen würde, würde der Übergangsprozeß durch eine der folgenden Funktionen der Reaktorschnellabschaltung des Basisschutzsystems beendet werden:

1. Hoher Neutronenfluß in der Bandbreite der Quelle.
2. Geschwindigkeit des Veränderungen des Neutronenflusses in der Bandbreite der Quelle.
3. Hoher Neutronenfluß in der breiten Bandbreite.
4. Geschwindigkeit des Veränderungen des Neutronenflusses in der breiten Bandbreite.
5. Hoher Neutronenfluß in der Leistungsbandbreite (niedrige Einstellung).
6. Hoher Neutronenfluß in der Leistungsbandbreite (hohe Einstellung).
7. Hohe Geschwindigkeit der Veränderungen des Neutronenflusses in der Leistungsbandbreite.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie III):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 20, GDC 25

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-2, SC-19

Analyse der Effekte und Folgen:

Um konservative Ergebnisse für das Ereignis der Inbetriebnahme zu erhalten, wurden unter anderem folgende Voraussetzungen angenommen:

- Weil der Wert der Höchstleistung, der während der Anfangsphase des Übergangsprozesses jede Geschwindigkeit der Einführung der Reaktivität erreicht wird, stark abhängig ist vom Doppler-Reaktivitätskoeffizienten, wird ein konservativ (am wenigsten negativer) niedriger Wert verwendet.
- Der Beitrag des Reaktivitätskoeffizienten des Moderators wird im Verlauf der Anfangsphase des Übergangsprozesses vernachlässigbar sein, weil die Zeit, die für die Wärmeübertragung zwischen Brennstoff und Moderator nötig ist, wesentlich länger ist als die Reaktionszeit des Neutronenflusses. Dennoch ist nach einem anfänglichen Maximum des Neutronenflusses die anschließende Geschwindigkeit der Erhöhung der Wärmeleistung durch Reaktivitätskoeffizienten des Moderators beeinflusst.
- Der Reaktor wird im heißen Zustand bei Nulleistung angenommen. Das ist konservativer als im Falle niedrigerer Anfangstemperatur des Systems. Eine höhere Anfangstemperatur des Systems ergibt einen höheren Koeffizienten für die Wärmeübertragung Brennstoff-Wasser, eine höhere Meßwärme und einen weniger negativen (weniger als absoluter Wert) Doppler-Reaktivitätskoeffizienten, von denen jeder auf die Verringerung der Dopplerrückkopplungseffekts abzieht und damit das Maximum des Neutronenflusses erhöht. Der anfängliche effektive Multiplikationskoeffizient wird mit gleich 1 angenommen, da dies zum ungünstigsten Verlauf der nuklearen Leistung führt.
- Die Reaktorschnellabschaltung wird durch den hohen Neutronenfluß in der Leistungsbreite (niedrige Einstellung) initiiert. Die ungünstigste Kombination von Fehlern bei Geräten und Einstellungswerten und die Verzögerung bei der Signalformung für die Reaktorschnellabschaltung und bei der Auslösung der Regelstäbe werden einbezogen. Es

wird mit dem Versagen eines Regelstäbebüdels und der ungünstigsten Geschwindigkeit für die Einführung einer negativen Reaktivität gerechnet.

Die angenommene Geschwindigkeit der Einführung einer negativen Reaktivität ist höher als die Geschwindigkeit für zwei aufeinanderfolgende (Sequens-) Gruppen mit der höchsten Wirksamkeit, die beide für den Bereich mit dem höchsten Anstieg der Wirksamkeit (höchste Differentialaktivität) angenommen werden. Im Verlauf des Prozesses überschreitet die nukleare Leistung den Wert der vollen Nominalleistung, wobei es dazu nur für einen kurzen Zeitraum kommt. Daher wird ist die freigesetzte Energie und der Temperaturanstieg beim Brennstoff nur relativ gering. Die Vorteile des Effekts der inhärenten Wärmeverspätung im Brennstoff machen sich dadurch bemerkbar, daß die maximale Dichte des Wärmeflusses niedriger ist als der maximale Wert der nuklearen Leistung.

Der Minimum-DNBR bleibt zu jeder Zeit über den Limits. Die durchschnittliche Temperatur erhöht sich auf einen Wert über dem Nominalwert für die normale Volleistung. In allen Fällen bleibt die Höchsttemperatur für den Brennstoff unter dem Limit. Durch die Reaktorschnellabschaltung kehrt das KKW in stabile Bedingungen zurück. Anschließend kann das KKW entsprechend den Vorschriften für die normale Abschaltung nachgekühlt werden.

Im Fall eines Unfalls beim Ausfahren der Regelstäbe aus dem unterkritischen Zustand sind weder Kern noch Primärkreis negativ betroffen, da der DNBR über dem Limit für die Sicherheitsanalyse und die Brennstofftemperatur über dem Limit für die Sicherheitsanalyse bleibt.

Es kommt auch zu keinen Strahlenfolgen in Verbindung mit dem ungesteuerten Ausfahren der Regelstäbegruppe aus dem unterkritischen Zustand oder dem Zustand mit niedriger Anfangsleistung, weil die Radioaktivität in den Brennstäben und im Primärkreis in den Projektlimits bleibt.

C.V.2.4.1. Ungesteuertes Ausfahren einer Gruppe an Regelstäben im Leistungsbetrieb

Ursachen von Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Das Ereignis des ungesteuerten Ausfahrens einer Gruppe an Regelstäben im Leistungsbetrieb kann durch den Fehler des Operators oder ein Versagen im Steuerungssystem der Regelstäbe verursacht sein. Die Einführung der Reaktivität, die aus dem ungesteuerten Ausfahren einer Gruppe an Regelstäben im Leistungsbetrieb entsteht, verursacht eine Leistungserhöhung und Verdichtung der Wärmeflüsse im Kern. Das sich die Wärmeabfuhr aus dem Dampferzeuger hinter der Leistungserzeugung im Kern verzögert, bis der Druck in den Dampferzeugern den Wert für die Dampfableitung in die Atmosphäre oder die Einstellung des Sicherheitsventils erreicht, besteht ein reiner Temperaturanstieg des Reaktorkühlmittels. Die manuelle oder automatische Reaktorschnellabschaltung durch das Basisschutzsystem beendet das Ungleichgewicht bei der Leistung und verhindert den Temperaturanstieg des Reaktorkühlmittels, der den DNBR unter die Limits für die Sicherheitsanalyse führen könnte.

Die Leistungserhöhung ohne die Erhöhung der Wärmeabfuhr verursacht auch einen Druckanstieg im Primärkreis – und im Sekundärkreis. Dieser Anstieg ist allerdings nicht so hoch wie der Anstieg beim vollkommen Ausfall der Wärmeableitung. Daher ist die Drucküberschreitung beim ungesteuerten Ausfahren einer Gruppe an Regelstäben im Leistungsbetrieb durch das Ereignis Ausfall der externen Last/Turbinenausfall abgedeckt.

Präventivmaßnahmen:

Selbst wenn es zum Ereignis eines verbundenen Ausfahrens einer Gruppe an Regelstäben kommt, würde der Übergangsprozeß durch eine der folgenden Funktionen des Basisschutzsystems für die Reaktorschnellabschaltung beendet werden.

1. Hoher Neutronenfluß in der Leistungsbandbreite (niedrige Einstellung).
2. Hoher Neutronenfluß in der Leistungsbandbreite (hohe Einstellung).
3. Hohe Geschwindigkeit der Veränderungen des Neutronenflusses in der Leistungsbandbreite.
4. Temperaturüberschreitung.
5. Leistungsüberschreitung.
6. Verlust der Reserve für die Unterkühlung auf der Primärseite.
7. Festgelegte hohe Temperatur im heißen Strang.
8. Hoher Druck im Druckhalter.
9. Hoher Wasserspiegel im Druckhalter
10. Leistung versus Durchfluß.
11. Hoher Druck im Dampfleiter.

Neben den genannten Signalen gibt es auch eine Reihe von Signalen des limitierenden Systems und der Hauptregulation der Blöcke, die zur Begrenzung des Ereignisses führen würden und zugänglich sind auch die folgenden Steuersignale, die während des Ereignisses funktionieren könne:

1. Wasserspiegel im Dampferzeuger.
2. Druckregulation im Dampfleiter.
3. Sprinklereinsatz im Druckhalter.
4. Öffnung der Entlastungsventile der Druckhalter.
5. Öffnung der Überlaufstationen in die Atmosphäre.

Andere Sicherheitsfunktionen, die aktiviert werden können:

1. Öffnung der Sicherheitsventile des Druckhalters.
2. Öffnung der Sicherheitsventile des Dampferzeugers.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie II):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 20, GDC 25

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-2, SC-19

Analyse der Effekte und Folgen:

Der Übergangsprozeß für das Ausfahren einer Gruppe von Regelstäben im Leistungsbetrieb wird für die Betriebsbedingungen mit 4, 3 und 2 Schleifen für das Spektrum der Leistungsniveaus, die Geschwindigkeit der Einführung der Reaktivität (Geschwindigkeit des Ausfahrens der Gruppe von Regelstäben) und den Voraussetzungen über die Rückkopplung der Reaktivität analysiert. Für dieses Ereignis wurde errechnet, daß die Fälle, die im Betrieb mit 3 oder 2 Schleifen initiiert wurden, durch das Ereignis Ausfahren einer Gruppe von Regelstäben im Leistungsbetrieb initiiert beim 4-Schleifenbetrieb abgedeckt sind. Als typisch können zwei Fälle bezeichnet werden:

- mit maximaler Rückkopplung der Reaktivität und maximaler Geschwindigkeit bei der Einführung der Reaktivität,
- mit minimaler Rückkopplung der Reaktivität und minimaler Geschwindigkeit bei der Einführung der Reaktivität.

Für die hohe Geschwindigkeit bei der Einführung der Reaktivität wird die Reaktorschnellabschaltung durch den hohen Neutronenfluß initiiert. Das Niveau des Neutronenflusses im Kern steigt für diese Geschwindigkeit bei der Einführung der Reaktivität schnell, während der Wärme fluß im Kern und die Temperatur im Primärkreis sich im Vergleich dazu in Folge der Wärmekapazität des Brennstoffs und der Flüssigkeit des Primärkreises verzögern. Der Reaktor wird so vor einem bedeutenden Anstieg der Verdichtung des Wärme flusses oder der Wassertemperatur mit einem resultierenden hohen Minimum –DNBR während des Übergangsprozesses abgeschaltet. Sobald sich die Geschwindigkeit der Einführung der Reaktivität verringert, bleiben die Dichte des Wärme flusses im Kern und die Kühlmitteltemperatur mehr im Gleichgewicht mit dem Neutronenfluß; der Minimum- DNBR während des Übergangsprozesses verringert sich mit der Verringerung der Geschwindigkeit bei der Einführung der Reaktivität.

Bei geringen Geschwindigkeiten bei der Einführung der Reaktivität folgt die Dichte des Wärme flusses im Kern eng der Dichte des Neutronenflusses. Der Übergangsprozeß mit Leistungsüberschreitung wird mit der Reaktorschnellabschaltung beendet, bevor die Bedingungen für die Krisenbedingungen des Wärmeübergangs erreicht werden. Der Kreis für die Reaktorschnellabschaltung durch Temperaturüberschreitung initiiert die Reaktorabschaltung, wenn die Messung der Temperaturüberschreitung des Kühlwassers in der Schleife den Berechnungswert der Einstellung überschreitet, der auf der Messung von Durchschnittstemperatur und Druck des Kühlwassers im Primärkreis basiert.

Den Schutz über den gesamten Umfang der Geschwindigkeitsveränderungen der Reaktivität gewähren zwei Funktionen der Reaktorschnellabschaltung. Das ist der Kanal für den hohen Neutronenfluß und die Temperaturerhöhung. Der Minimum-DNBR ist dann stets höher als der Grenzwert für die Sicherheitsanalyse.

Die Ergebnisse der durchgeführten Analysen zeigen, daß für das ungesteuerte Ausfahren einer Gruppe an Regelstäben im Leistungsbetrieb der DNBR über dem Limit für die Sicherheitsanalyse bleibt; der Projektgrundsatz der Nichterreicherung der Krisenbedingungen für die Wärmeübertragung wird somit eingehalten.

Unter dem Aspekt der Bewertung des Druckverlaufs im Primärkreis ist die Unstimmigkeit zwischen Kernleistung und Dampfentnahme aus dem Primärkreis für dieses Ereignis wesentlich geringer als beim Ausfall der externen elektrischen Belastung/Turbinenausfall (s. Teil C.V.2.2.3). Daher verursacht der Ausfall der externen Belastung/Turbinenausfall eine schnellere Aufheizung des Primärkreises und einen ungünstigeren Übergangsprozeß in Hinblick auf den Druck im Primärkreis. In der Realität verursacht keines der analysierten Ereignisse mit Ausfahren von Regelstäben die Überschreitung der Kapazität des Drucksteuerungssystems im Druckhalter (der eine geringere Kapazität hat als die Sicherheitsventile des Druckhalters) und führt zu keiner Reaktorschnellabschaltung durch den hohen Druck im Druckhalter. Die Integrität der Druckgrenze des Kühlwassers und die Druckgrenze des Sekundärkreises sind somit gesichert.

Das ungesteuerte Herausfahren einer Gruppe an Regelstäben im Leistungsbetrieb führt nur zu minimalen Strahlenfolgen. Weil es im Falle dieses Ereignisses in Folge zu keiner Beschädigung der Brennstäbe kommt, sind die Strahlenfolgen in Verbindung mit einer eventuellen Dampfabbläsung in die Atmosphäre in Hinblick auf die Menge an abgeblasenem Dampf im Fall vom Bruch der Dampfleitungen weniger ungünstig als die Folgen, die aus dem Teil C.V.2.1.5. entstehen.

C.V.2.4.3. Fehlerhafte Funktion der Steuerorgane

Ursachen der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Die Regelstäbe befinden sich im Kern und sind für die Abschaltung des Reaktors und die Steuerung bestimmt. Das Projekt KKW Temelin hat insgesamt 61 Regelbündel. Diese sind in Gruppen zu je 6 und einer Gruppe mit 7 aufgeteilt. Sechs der Regelgruppen sind als Gruppe für die Reaktorabschaltung bestimmt und vollkommen ausgefahren (Normalbetrieb) oder vollständig eingefahren (abgeschalteter Reaktor, Reaktorschnellabschaltung). Die übrigen 4 Gruppen sind für die Regulierung bestimmt und werden für gesteuerte nukleare Reaktionen verwendet.

Die Regelstäbe werden in 20 mm Schritten durch einen linearen Antriebsmechanismus (linearer Schrittantrieb) bewegt. Die schrittweise Bewegung der Regelstäbe entspricht einer im voraus festgesetzten Reihenfolge mit einer im voraus festgesetzten Überdeckung der gegeneinander laufenden Gruppen. Beim Normalbetrieb gewährleistet das Kartogramm der Regelstäbe in jeder Gruppe die Aufstellung und die Reihenfolge der Bewegung der Gruppen und stellt sicher, daß die radiale und axiale Form der Leistungsverteilung nicht übermäßig unausgeglichen wird.

Jeder Regelstab hat einen Kanal der Positionsindikatoren, der die Lage des Stabs anzeigt. Die Parameter der Lage der Regelstäbe werden für den Operator in Gruppen zusammengefaßt. Die vollständig eingefahrenen Stäbe werden durch ein Signal von der unteren Endlage des Stabs angezeigt, das den lokalen Alarm und Melder in der Warte auslöst. Es wird auch die Anforderung an die Lage der Gruppe gestellt.

Für das Ereignis Einfall eines Regelstabs oder einer Gruppe wird damit gerechnet, daß es durch einen einfachen elektrischen oder mechanischen Störfall ausgelöst wird, die den Einfall jeder möglichen Anzahl und Kombination der Regelstäbe einer Gruppe auf den Boden des Kerns verursacht. Die eingeführte resultierende negative Reaktivität verursacht eine schnelle Reduktion der nuklearen Leistung. Wenn ein Einfall einer Gruppe (von Gruppen) nicht zur Aktivierung der Schutzsysteme des Reaktors führt, kann die Leistung entweder durch die Rückkopplung der Reaktivität oder durch das Ausfahren einer Gruppe von Regelstäben erneut abgeschaltet werden. Im automatischen Regime der Reaktorsteuerung würde das Steuerungssystem des Reaktors die schnelle Reduktion der Leistung feststellen und das Ausfahren einer Gruppe von Regelstäben initiieren. Als Folge dieser Aktion des automatischen Regulators kann es zur Überschwingung der Leistung kommen, nach dem das Steuerungssystem eine Regelstabgruppe einfährt, um die Nominalleistung zu erneuern. Die Größe der Überschwingung der Leistung ist eine Funktion der Merkmale der Systeme der Steuerung der Stäbe und des Regimes, der Reaktivitätskoeffizienten des Kerns, der Wirkung des eingefahrenen Regelstabs und der eingeführten negativen Reaktivität der Regelgruppe (eingeschränkte Limits der eingefahrenen Regelstäbe).

Die Ereignisse, die mit dieser fehlerhaften Tätigkeit der Regelstäbe zusammenhängen,

umfassen:

1. Einfall eines oder mehrerer Stäbe aus derselben Gruppe.
2. Einfall einer Gruppe von Regelstäben.
3. Statisch falsche Position der Regelstäbe.
4. Ausfahren eines (einzigen) Regelstabs.

Kein einfacher elektrischer oder mechanischer Störfall im Steuerungssystem der Regelstäbe könnte ein zufälliges Ausfahren eines Regelstabes oder einer Gruppe bei Leistungsbetrieb bewirken. Der Operator könnte einen einzelnen Regelstab aus einer Gruppe ausfahren, da diese Funktion für das Herausziehen eines Regelstabs, falls er zufällig einfallen sollte, notwendig ist. Das analysierte Ereignis muß aus zahlreichen Versagen in der Drahtverbindung oder aus vielen wesentlichen Fehlern des Operators und anschließendem wiederholtem Übersehen der Anzeige durch den Operator entstehen. Die Wahrscheinlichkeit dieser Kombination ist so gering, daß die limitierenden Folgen eine geringe Brennstoffbeschädigung umfassen könnten. Das Limit für die Brennstoffbeschädigung liegt bei 5% der Gesamtanzahl der Brennstäbe im Kern. Konservativ wird davon ausgegangen, daß es zur Brennstoffbeschädigung kommt, wenn der Berechnungswert DNBR unter den Limitwert DNBR für die Sicherheitsanalyse fällt.

Präventivmaßnahme:

Der Einfall der Regelstäbe oder einer Gruppe von Regelstäben wird angezeigt:

1. Durch einen plötzlichen Abfall des Leistungsniveaus des Kern, wird durch das nukleare Meßsystem festgestellt.
2. Durch eine asymmetrische Leistungsverteilung, die durch externe Neutronendetektoren oder interne Meßgeräte festgestellt wird.
3. Durch das Signal des Erreichens der unteren Randlage der Regelstäbe (initiiert das Blockieren für das Ausfahren der Regelstäbe).
4. Durch Alarm Abweichung der Lage der Regelstäbe.
5. Indikation der Lage der Regelstäbe.

Ein Regelstab kann im Vergleich zu den übrigen Regelstäben seiner Gruppe entweder durch einen elektrischen oder mechanischen Fehler oder einen Fehler des Operators falsch plaziert sein. Eine statisch falsche Plazierung eines Regelstabs kann die Erhöhung eines lokalen Leistungsmaximums bewirken. Die Erhöhung des lokalen Maximums, das durch die statisch fehlerhaft Position der Regelstäbe verursacht wird, hängt von der Plazierung und Wirkung ab. Der automatische Start des Schutzsystems wird nicht erwartet und für dieses Ereignis auch nicht gefordert.

Die falsche Position der Regelstäbe wird festgestellt:

1. Durch asymmetrische Verteilung der Leistung, die durch die externen Neutronendetektoren oder internen Meßgeräte festgestellt wird.
2. Durch Alarm Abweichung der Regelstäbe.
3. Indikation der Lage der Regelstäbe.

Im Fall des Ausfahrens eines Regelstabs kann es im Extremfall, wenn dieser Bedarf überhaupt entsteht, zur Reaktorschnellabschaltung durch das Basisschutzsystem durch die Leistungsüberschreitung kommen.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie II, III):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 20, GDC 25

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-19, SC-20 (für den Fall des Ausfahrens eines Regelstabs)

Analyse der Effekte und Folgen:

Der Einfall eines Stabs oder mehrerer im Rahmen derselben Gruppe führt zur Einführung negativer Reaktivität. Der Kern wird während dieser Zeit nicht beeinträchtigt, weil sich die Leistung schnell verringert. Die Leistung kann erneut entweder durch die Rückkopplung der Reaktivität oder das Ausfahren der Regelgruppe eingestellt werden. Bei der Beobachtung des Ereignisses Einfall der Regelstäbe in der manuellen Steuerung der Stäbe erschafft sich das KKW neue ausgeglichene Bedingungen. Der ausgeglichene Prozeß ohne Einwirkung des Steuerungssystems ist monoton und beseitigt damit die Überschwingung bei der Leistung und setzt das Regime der automatischen Steuerung der Regelstäbe als limitierenden Fall fest.

Beim Einfall der Regelstäbe im Regime der automatischen Steuerung stellt das Regelsystem eine Leistungsreduktion fest und initiiert das Ausfahren der Regelgruppe. Die Überschwingung der Leistung kann als Folge dieser Aktion des automatischen Reglers entstehen, wenn das Steuerungssystem die Regelgruppe ausfährt, damit die Normalleistung erneuert wird. Das limitierende System und die Hauptregelung des Blocks KKW Temelin haben einige Merkmale, die den Übergangsprozeß wesentlich günstiger ablaufen lassen können, als es der von den Analysen nachgewiesene Verlauf ist. Zu diesen Merkmalen gehören 6 Detektoren für die Dichte des Neutronenflusses in der Leistungszone, mit dem automatischen Steuerungssystem, das das Maximum kontrolliert, anstatt eines Detektors, der einen großen negativen (nicht konservativen) Fehler als Ergebnis des eingefallenen Stabes hat; weiters gehört dazu die Funktion des limitierenden Systems, das das weitere Ausfahren der Regelstäbe verhindert, wenn die Leistung 100% der bestehenden Reserve übersteigt. Für die Zwecke des konservativen Zugangs und die Minimierung der potentiellen Beschränkungen beim Steuerungssystem wurden in der Analyse diese Merkmale nicht eingerechnet. Auch unter diesen konservativen Maßnahmen zeigen die Ergebnisse, daß der Minimum-DNBR unter dem Limit für die Sicherheitsanalyse bleibt.

Zur Stabilisierung der KKW kann der Operator manuell den Regelstab entsprechend den Betriebsvorschriften wieder ausfahren, oder eine Abschaltung des Reaktors initiieren.

Ein Einfall einer ganzen Gruppe von Regelstäben führt zu einer großen negativen Reaktivität. Der Kern wird während des Einfahrens nicht negativ betroffen sein, da sich die Leistung schnell verringert. Der Übergangsprozeß wird wie der bereits beschriebene Übergangsprozeß beim Einfall von einem oder mehreren Regelstäben ablaufen; die Rückkehr zur Leistung wird allerdings kleiner als im Falle der größeren Wirkung der gesamten Gruppe sein. Nach der Stabilisierung des KKW können anschließend die normalen Vorgänge von Ausfahren der Stäbe oder Reaktorabschaltung stattfinden.

Die gravierendste Situation einer fehlerhaften Position in Hinblick auf den DNBR bei bedeutenden Leistungsniveaus entstehen für den Fall, bei denen ein Regelstab vollständig eingefahren ist, oder wenn eine Regelgruppe vollständig eingefahren ist und ein Regelstab vollständig ausgefahren ist. Die zahlreichen Alarmsignale, einschließlich des für das Limit des Einfahrens der Regelgruppe, warnen den Operator rechtzeitig vor dem Erreichen der

postulierten Bedingungen. Der limitierende Fall der Analyse entsteht am Anfang des Betriebs des Einsatzes unter Volleleistungsbedingungen. Keine Kombination einer potentiell falschen Position eines Regelstabs verursacht eine so ungünstige Leistungsverteilung, daß dies zur Überschreitung des DNBR – Limits führen würde. Daher werden die Kriterien für die Sicherheitsanalyse für diesen Fall erfüllt.

Zur Identifikation der falschen Position einer Gruppe von Regelstäben durch den Operator wird vom Operator die Durchführung einer Tätigkeit verlangt, die von den Betriebsvorschriften des KKW vorgeschrieben wird: Umbau der Regelstäbe oder Initiierung der Reaktorabschaltung.

Für das Ausfahren eines Regelstabs entsteht der limitierende Fall unter den Bedingungen von Volleistung am Beginn des Betriebs eines Einsatzes. Die Anzahl der Brennstäbe, die dabei das festgesetzte Limit DNBR überschreitet, liegt unter 5% der Gesamtanzahl im Kern. Daher ist das Akzeptanzkriterium für dieses Ereignis erfüllt. Aus diesem Wert ergibt sich, daß die Strahlenfolgen des Ausfahrens eines Stabes weniger ungünstig sind als im Falle des Herausschießens eines Regelstabs mit Strahlenfolgen wie in Teil C.V.2.4.7. beschrieben.

C.V.2.4.4. Start einer nicht arbeitenden Schleife des Primärkreises bei falscher Temperatur

Ursachen und Entstehung des Ereignisses:

Dieses Ereignis wird durch den Start einer nicht arbeitenden Hauptkühlmittelpumpe ohne Zufuhr von Wärme im heißen Strang der nicht arbeitenden Schleife zur Temperatur, die der Eintrittstemperatur in den Kern nahe ist verursacht. Dies führt dann zu einer wesentlichen Erhöhung des Kühlmitteldurchflusses im Kern, wie auch zur Zufuhr von kaltem Wasser in den Kern. Beide diese Effekte verringern die Wassertemperatur im Kern und verursachen eine schnelle Leistungserhöhung des Kerns vor allem in Folge der Rückkopplung der Reaktivität vom Moderator.

Wenn das KKW mit einer oder zwei Hauptkühlmittelpumpen außer Betrieb betrieben wird, existiert der umgekehrte Durchfluß in der nicht arbeitenden Schleife (Schleifen) als Folge des Druckunterschieds entlang des Reaktordruckbehälters. Die Temperatur im kalten Strang der nicht arbeitenden Schleife (Schleifen) wird der Temperatur der arbeitenden Schleifen entsprechen. Wenn der Reaktor in Leistung betrieben wird, wird ein Temperaturgefälle entlang dem Dampferzeuger (den Dampferzeugern) der nicht arbeitenden Schleife (Schleifen) bestehen, unter der Voraussetzung, daß die Sekundärseite dieses Dampferzeugers nicht abgetrennt ist. Dies führt zu einer Temperatur im heißen Strang der nicht arbeitenden Schleife, die niedriger als die Eintrittstemperatur des Kühlmittels in den Reaktor ist. Die Zufuhr von kühlerem Wasser mit anschließender Einführung positiver Reaktivität führt in Folge der Rückkopplung der Reaktivität vom Moderator zur Erhöhung der Leistung im Kern. Diese Leistungserhöhung führt zur Temperaturerhöhung bei Brennstoff und Hüllen. Dieser schnelle Anstieg der Leistung des Kerns könnte den DNBR bis an das Limit für die Sicherheitsanalyse führen, wenn diese nicht durch das Basisschutzsystem des Reaktorschutzes beendet wird.

Präventivmaßnahmen

Selbst wenn es zum Ereignis des Starts der nicht arbeitenden Schleife nicht kommen sollte, würde der Übergangsprozeß automatisch durch die Reaktorschnellabschaltung vom Signal der Reaktorschnellabschaltung vom hohen Neutronenfluß in der Leistungszone kommen.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie II):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 15, GDC 20, GDC 26, GDC 28

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-2, SC-3, SC-4

Analyse der Effekte und Folgen:

Für den Übergangsprozeß des Starts der nicht arbeitenden Schleife des Primärkreises bei falscher Temperatur werden 3 Fälle erwogen. Mit diesen 3 Fällen werden die Schleifen beim 3-Schleifenbetrieb, beim Start der nicht arbeitenden Schleife beim 2- Schleifenbetrieb der benachbarten Schleifen und beim Start der nicht arbeitenden Schleife beim 2- Schleifenbetrieb gegenüberliegender Schleifen gestartet.

Die Ergebnisse der Analyse zeigen, daß der Minimum-DNBR zum Zeitpunkt Null, d.h. das gerechnete Verhältnis DNBR nie unter den Anfangswert sinkt, und das für den anfänglichen 3- Schleifenbetrieb, wie den anfängliche 2- Schleifenbetrieb. Die Ergebnisse zeigen auch, daß die Integrität des Kerns durch die Schutzsysteme der Reaktors erhalten wird, weil der DNBR über dem Limit für die Sicherheitsanalyse bleibt. Der Projektgrundsatz des Nichterreichens der Krisenbedingungen für den Wärmeübergang bleibt erhalten.

Die Übergangsprozesse mit Überdruck im Primärkreis und Sekundärkreis werden für dieses Ereignis durch das Ereignis Ausfall elektrischer Belastung/Turbinenausfall (s. Teil C.V.2.2.2, C.V.2.2.3) abgedeckt, daher ist die Integrität der Druckgrenze des Reaktorkühlmittels und der Druckgrenze des Systems des heißen Dampfes gewährleistet.

Mit dem Start der nichtarbeitenden Schleife bei falscher Temperatur ist nur mit minimalen Strahlenfolgen zu rechnen. Da es im Falle dieses Ereignisses als Folge nicht zur Beschädigung der Brennstäbe kommt, sind die Strahlenfolgen in Verbindung mit einer eventuellen Dampfabblassung in die Atmosphäre in Hinblick auf die Menge an abgelassenem Dampf im Fall vom Bruch der Dampfleitungen weniger ungünstig als die Folgen, die aus dem Teil C.V.2.1.5. entstehen.

C.V.2.4.5. Fehlerhafte Funktion der normalen Nachfüllung und Borregulation, die zur Reduktion der Borkonzentration im Reaktorkühlmittel führt

Ursachen und Entstehung des Ereignisses:

Die Reaktivität kann durch die Zufuhr von nicht boriertem Wasser in den Primärkreis durch das System der Nachfüllung und Ableitung des Primärkreises und der Borkonzentration zugeführt werden. Die Verdünnung von Bor ist eine manuelle Operation, die unter strenger administrativer Kontrolle verläuft, mit Schritten, die eine Limitgeschwindigkeit und Dauer der Verdünnung erfordert. Das System der Tanks und Reagente ist dafür geeignet, daß der Operator die Borkonzentration in dem nachgefüllten Kühlwasser während der normalen Wassernachfüllung im Primärkreis regeln kann. Das System der Nachfüllung und Ableitung des Primärkreises und der Borregulation ist zur Begrenzung der potentiellen Geschwindigkeit der Verdünnung auf einen Wert ausgelegt, der nach der Indikation durch die Signale und die

Geräteausstattung dem Operator genügend Zeit für die Wiederherstellung der Situation durch eine sichere und geforderte Methode gibt.

Der Übergangsprozeß der Borverdünnung ist als nicht gesteuerte Borkonzentrationsverdünnung im Primärkreis als Folge einer fehlerhaften Funktion der Nachfüllung und Ableitung des Primärkreises und der Borregulation oder einer falschen Betriebstätigkeit definiert. Das hier erwogene Ereignis ist die ungesteuerte Öffnung einer Armatur auf der Primärtrasse aus dem Entgaser der Borregulation in den Primärkreis, entweder durch eine Störung des Regulators oder eine mechanische Störung.

Die Öffnung des Regelventils der primären Wassernachfüllung sichert die Nachfüllung in den Primärkreis, was das Kühlwasser verdünnen kann. Die ungesteuerte Verdünnung aus dieser Quelle kann durch die Schließung des Regelventils leicht beendet werden. Normalerweise sind zwei Nachfüllpumpen des Systems für Nachfüllung und Ableitung des Primärkreises und der für die Borregulation in Betrieb, während eine weitere die Reserve ist.

Die Borsäure aus dem Borsäuretank wird mit dem aufbereiteten Wasser vermischt und die Zusammenstellung wird durch die im voraus eingestellte Durchflußgeschwindigkeit der Borsäurelösung und des aufbereiteten Wassers im Primärkreis am Steuerpult bestimmt.

Präventivmaßnahmen

Die Informationen über den Stand des Systems für die Nachfüllung des reinen Kondensats und des System für Nachfüllung und Ableitung des Primärkreises und der Borkonzentration stehen dem Operator ununterbrochen zur Verfügung. Für die Anzeige der Betriebsbedingungen dieser Systeme ist das Steuerpult mit Licht ausgestattet. Die administrativen Maßnahmen werden durch die entsprechenden Signale der Basisschutzsysteme unterstützt (s. weiter).

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie II):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 15, GDC 25, GDC 26

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-2, SC-3, SC-21

Analyse der Effekte und Folgen:

Das Ereignis der ungesteuerten Borverdünnung kann nicht während der Abschaltung oder im kalten Zustand entstehen. Dieses Ereignis wird durch administrative Maßnahmen verhindert, die die Abtrennung des Reaktorkühlsystems von potentiellen Quellen nichtborierten Wassers garantieren.

Im halbheißen oder heißen Zustand kann dieses Ereignis nicht eintreten, wenn die Gruppen für die Reaktorabschaltung nicht vollständig aus dem Kern ausgefahren sind. Die Verdünnung ist administrativ verboten, bis nicht alle Gruppen für die Reaktorabschaltung vollständig aus dem Kern ausgefahren sind. Dieses administrative Verbot wird durch die Funktion des Steuerungssystems unterstützt, das automatisch die Verdünnungsdurchflußtrasse absperrt, und durch den Reaktorschutz.

Im Falle einer nicht geplanten Annäherung an einen kritischen Zustand während der Inbetriebnahme oder der Borverdünnung im Verlauf der Leistungserhöhung im Inbetriebnahmeregime (Betrieb mit Nulleistung), gewährt die Reaktorschnellabschaltung

durch die Einstellung hoher Neutronenfluß im Bereich der Quelle dem Operator genügend Zeit (ca. 23 Minuten) für die Feststellung der Ursache der Verdünnung, die Abtrennung der Quelle nichtborierten Wassers, und die Initiierung der Borierung noch bevor die gesamte Reserve für die Reaktorabschaltung als Folge der Verdünnung, verloren gegangen ist.

Im Leistungsbetrieb kann das KKW entweder mit automatischer oder manueller Steuerung der Regelstäbe betrieben werden:

Beim Reaktor im automatischen Steuerungsregime führt der Anstieg von Leistung und Temperatur, verursacht durch die Borverdünnung, zum Einfahren der Regelstäbe und zur Verringerung der Reserve für die Abschaltung. Der Alarm ab der Erreichung der Limits der eingefahrenen Stäbe (niedrige und sehr niedrige Einstellung) gewähren dem Operator entsprechend Zeit (ca. 25 Minuten) für die Feststellung der Ursache der Verdünnung, die Abtrennung der Quelle nichtborierten Wassers, und die Initiierung der Borierung noch bevor die gesamte Reserve für die Reaktorabschaltung als Folge der Verdünnung verloren gegangen ist.

Im Falle der manuellen Betriebssteuerung, und wenn der Operator keinen Eingriff durchgeführt hat, führen der Anstieg von Leistung und Temperatur dazu, daß der Reaktor die Einstellung für die Reaktorschnellabschaltung durch die Temperaturüberschreitung oder die Einstellung der Werte hoher Neutronenfluß im Leistungsbereich erreicht. Noch vor der Reaktorschnellabschaltung durch die Temperaturüberschreitung würde der Alarm von der Temperaturüberschreitung und dem Turbinenstart aktiviert. Die Geschwindigkeit der Reaktivitätserhöhung bei der Verdünnung ist geringer, abgedeckt durch die Geschwindigkeit der Reaktivitätserhöhung für den Übergangsprozeß des ungesteuerten Ausfahrens der Regelgruppe im Leistungsbetrieb (s. Teil C.V.2.4.2). Es ist dabei genügend Zeit (ca. 23 Minuten) für die Feststellung der Ursache der Verdünnung, die Abtrennung der Quelle nichtborierten Wassers, und die Initiierung der Borierung noch bevor die gesamte Reserve für die Reaktorabschaltung als Folge der Verdünnung, verloren gegangen ist.

Aus allen beschriebenen Ergebnissen geht hervor, daß entsprechend Zeit vorhanden ist (mindestens 15 Minuten), daß der Operator manuell die Quelle des verdünnenden Durchflusses bei Leistungsregime oder Nicht- Leistungsregime absperrt. Nach der Abschaltung des verdünnenden Durchflusses wird der Reaktor in stabilen Bedingungen sein. Dann kann der Operator die Borierung initiieren, um eine Reserve für die Abschaltung zu gewinnen. Die ungesteuerte Borverdünnung im heißen und halbheißen Zustand wird durch die Aktivierung des Steuersystems und im kalten Zustand und bei Abschaltung durch administrative Maßnahmen verhindert.

Mit den Störfällen im Borregulationssystem, die zur Verringerung der Borsäurekonzentration führen, sind nur minimale radiologische Folgen verbunden. Da es im Falle dieses Ereignisses als Folge nicht zur Beschädigung der Brennstäbe kommt, sind die Strahlenfolgen in Verbindung mit einer eventuellen Dampfabblassung in die Atmosphäre in Hinblick auf die Menge an abgeblasenem Dampf im Fall vom Bruch der Dampfleitungen weniger ungünstig als die Folgen, die aus dem Teil C.V.2.1.5. entstehen.

C.V.2.4.6. Unabsichtliche Beladung und Betrieb von Brennstoff an einer falschen Stelle des Kerns

Ursachen und Entstehung des Ereignisses:

Fehler im Kern und bei der Beladung, wie sie bei der fehlerhaften Beladung eines oder mehrerer Brennelemente in falsche Positionen, aus dem Einbau von Brennstäben mit einer oder mehreren Tabletten mit fehlerhafter Anreicherung bei der Produktion, oder aus einer Beladung mit einem ganzen Brennelementesystem mit Tabletten mit fehlerhafter Anreicherung bei der Produktion stammen, führen zur Erhöhung der Wärmeflüsse, wenn der Fehler zur Aufstellung des Brennstoffes in Positionen im Kern führt, die Brennstoff mit niedrigerer Anreicherung brauchen. Zu einer ähnlichen Steigerung des Wärmeflusses kann es kommen, wenn bei der Brennstoffproduktion die falsche Anzahl von Brennstäben mit integrierten abbrennenden Absorbern eingebaut wurde, oder wenn es zur unrichtigen Verteilung der Stäbe mit diskret abbrennenden Absorbern kommt.

Die Produktionsverfahren gewährleisten, daß die Brennstäbe mit Tabletten mit der richtigen Anreicherung und dem richtigen Anteil an abbrennenden Absorbern gefüllt werden. Nachdem die Brennstäbe hergestellt sind, wird jeder Brennstab durch Messung überprüft, ob er nur Tabletten mit entsprechender Anreicherung und Gehalt an abbrennenden Absorbern enthält. Die einzelnen Brennstäbe werden auch bei der Zusammensetzung der Brennstoffsysteme kontrolliert, damit die richtige Platzierung der Brennstäbe garantiert wird. Diese Produktionsverfahren verhindern die Produktion und anschließende Verwendung von Brennstoffelementen mit der falschen Anreicherung oder Gehalt an abbrennenden Absorbern.

Jeder Fehler bei Anreicherung oder Gehalt an abbrennenden Absorbern über den Rahmen der normalen Produkttoleranz kann die Bildung von unausgeglicheneren Leistungsverteilungen hervorrufen, als es bei der richtigen Anreicherung geschieht. Ähnlich kann die fehlerhafte Verteilung der diskret abbrennenden Absorber eine Erhöhung des Ungleichgewichts bei der Leistungsverteilung im Kern verursachen. Das interne System der selbstversorgenden Neutronendetektoren, das für die Überprüfung der Form der Leistungsverteilung zu Betriebsbeginn verwendet wird, kann jeden Fehler bei der Anreicherung, jeden Fehler bei den diskret abbrennenden Absorbern oder Fehler beim Einsatz entdecken, der Ursache für die Form der Leistungsverteilung mit einem Maximum über die Projektwerte hinaus ist.

Zur Verringerung der Wahrscheinlichkeit von Fehlern bei der Kernbeladung wird jede Brennstoffkassette mit einer Identifikationsnummer versehen und entsprechend dem Kartogramm für die Beladung (Einsatz) des Kerns beladen. Während der Kernbeladung wird die Identifikationsnummer vor der Beladung jeder Kassette kontrolliert. Die Seriennummern werden während der Beladung verlesen und anschließend auf dem Kartogramm der Beladung eingezeichnet. Das ist die nächste Kontrolle der richtigen Platzierung für die Komplettierung des Einsatzes.

Präventivmaßnahmen

Die Deformation der Leistung in Folge jeder Kombination von falsch platzierten Brennstoffkassetten oder falsch platzierten Brennstäben mit dem diskret abbrennenden Absorber, die den Ungleichmäßigkeitskoeffizienten wesentlich erhöhen könnte, würde mit der internen Messung der Leistungsverteilung leicht feststellbar sein. Außerdem sind neben den selbstversorgenden Detektoren am Austritt von 95 von 163 Brennstoffkassetten im Kern Thermoelemente angebracht. Es besteht die hohe Wahrscheinlichkeit, daß diese Thermoelemente ebenfalls jedes abnormal hohe Ansteigen der Kühlmitteltemperatur anzeigen würden. Die innere Messung des Stroms wird während der anfänglichen Leistungserhöhung am Anfang des Betriebs jedes Einsatzes durchgeführt.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie III):

Allgemeine Projektkriterien: GDC 13
Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-22

Analyse der Effekte und Folgen:

Fehler bei der Komplettierung der Anreicherung der Brennstoffkassetten oder bei dem Einbau der abbrennenden Absorber sollten durch administrative Schritte bei der Produktion verhindert werden. Für den Fall, daß ein einzelner Brennstab oder eine Tablette eine höhere Anreicherung hat als der es der Nominalwert vorschreibt, werden die Folgen in Form eines verringerten DNBR und erhöhten Temperaturen von Brennstoff und Hüllen auf einen falsch eingebauten Brennstab oder Brennstäbe und möglicherweise die direkt benachbarten Brennstäbe eingeschränkt sein.

Fehler bei der Beladung der Brennstoffkassetten werden durch während der Beladung des Kerns realisierte administrative Schritte verhindert. In dem unwahrscheinlichen Fall, daß es bei der Beladung zu einem Fehler kommt, bestätigen die durchgeführten Analysen, daß die Effekte der resultierenden Leistungsverteilung mit den internen System der selbstversorgenden Detektoren festgestellt werden, oder einen so kleinen Störfall verursachen, daß er im Rahmen der zulässigen Werte der nominalen Form oder der Auslegungsform der Leistungsverteilung akzeptabel ist.

C.V.2.4.7. Spektrum der Unfälle mit Herausschießen der Regelstäbe

C.V.2.4.7. Spektrum der Unfälle mit Herausschießen der Regelstäbe

Ursachen der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Dieser Unfall wird als mechanisches Versagen der Druckhülle des Mechanismus des Regelstabs definiert, das zum Herausschießen des Regelstabs und der Antriebswelle führt. Die Folge dieses mechanischen Versagens ist die schnelle Einführung der positiven Reaktivität zusammen mit einer ungünstigen Verteilung des Leistung in der aktiven Zone.

Die charakteristischen Merkmale des Projekts Temelin schließen die Möglichkeit des Herausschießens des Regelstabs oder die limitierenden Folgen dieses Ereignisses aus, wenn es zu diesem Ereignis kommen sollte. Diese Merkmale sind das perfekte Programm zur Qualitätskontrolle (Tests) während der Komplettierung, wie auch der nukleare Plan, der die potentielle Wirkung eines herausgeschossenen Absorberstabs und die Anzahl der Regelelemente, die bei hoher Leistung eingefahren sind, verringert.

Präventivmaßnahmen:

Die Folgen dieses Unfalls sind durch die Limits für das Einfahren der Regelstäbe und die eingeschränkte Wirkung (Reaktivität) der einzelnen Regelstäbe beschränkt. Die Limits für das Einfahren der Regelstäbe, die sich wie die Funktion des Leistungsniveaus verändern, gibt es zwecks Einschränkung der Wirkung (Reaktivität) der Regelstäbe, die sich im Kern befinden, wenn diese kritisch ist. Die Limits für das Einfahren der Regelstäbe sind neben ihrer Funktion für die Gewährleistung einer entsprechenden Reserve für die Abschaltung, die während des Betriebs in allen Leistungsebenen stets zur Verfügung sein muß, drücken auch die Werte der Reaktivität in Verbindung mit dem Einfahren der Regelstäbe und die resultierenden Koeffizienten des Ungleichgewichts nach dem Herausschießen der Regelstäbe herunter.

Der Reaktorschutz wird für dieses Ereignis mit den Funktionen des Basisschutzsystems des Reaktors gewährleistet: ein hoher Neutronenfluß im Leistungsbereich (hohe und niedrige Einstellung) und schneller Anstieg des Neutronenflusses im Leistungsbereich.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie IV)

Allgemeine Projektkriterien: GDC 28

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-23, SC-24, SC-25, SC-26, SC-27

Die Strahlenfolgen dieses Ereignisses werden als annehmbar betrachtet, wenn die Effektivdosis von 50 mSV (ohne Ingestion) an der Schutzzonengrenze in 50 Jahren nicht überschritten wird.

Analyse der Effekte und Folgen:

Der typische Betrieb des KKW ist der mit Regelstäben, die sich deutlich über den Einfahrlimits befinden. Nach einem Unfall mit Herausschießen eines Regelstabs kann man somit nur eine geringe Exkursion (schnelle Erhöhung) der Reaktivität erwarten. Gelegentlich kann das KKW mit Regelstäben arbeiten, die sich nahe der Einfahrlimits nach Veränderungen des Leistungsniveaus bewegen oder auch während des Betriebs mit veränderlicher Belastung. Zur Erhaltung des Konservatismus wird in der Analyse ein Unfall verwendet, wo sich die Stäbe am äußeren Extrem der Einfahrlimits befinden. Man geht davon aus, daß ein

Absorberstab herausgeschossen wird, und daß das zur größeren Wirkung (Reaktivität) und dem höchsten Ungleichgewichtskoeffizienten führt. Da der resultierende Prozeß sehr schnell ist, ist der Dopplereffekt und der Effekt des Moderators, wenn die Wirkung und der gesamte Ungleichgewichtskoeffizienten nach der Herausschießen des Stabs bestimmt werden, im Ausgangszustand eingefroren. Die resultierende Wirkung und der Ungleichgewichtskoeffiziente für den ungünstigsten Fall eines Herausschießen des Stabs wurden analysiert und es wurde bestätigt, daß sie sich unter den Grenzwerten befinden, die in der Analyse für den Übergangsprozesses ermittelt wurden. Es wird auch die Möglichkeit ermittelt, den Kern nach Herausschießen des Stabs unterkritisch zu halten, wobei davon ausgegangen wird, daß neben dem herausgeschossenen Stab im Kern auch noch ein benachbarter Stab eingeklemmt ist.

Wenn es zum angenommenen Bruch der Hülle des Antriebsmechanismus des Regelstabs kommt, gibt es keinen Grund anzunehmen, daß dies zu einer weiteren mechanischen Beschädigung führen würde, da die Regelstäbe im Kern in einer symmetrischen Position sind und die Regelstäbe sich nicht in Nachbarschaft mit den ungünstigsten herauschießenden Stäben im Kern befinden, wenn dieser kritisch ist. Die Beschädigung der benachbarten Hülle führt im ungünstigsten Fall dazu, daß die Regelstäbe nach dem Signal für die Reaktorschnellabschaltung nicht einfallen; denn wie nämlich bereits ausgeführt wurde, wird in der Analyse damit gerechnet, daß wenn man das Einklemmen eines Stabes annimmt, sich dieser neben dem herausgeschossenen befindet.

Die Analyse wurde für die verschiedenen Kombinationen für die Zustände des Kerns gemacht (Leistung, Anfang oder Ende einer schnellen Einsatzes, Anzahl an arbeitenden Schleifen) und in allen Fällen kommt es sehr bald im Übergangsprozeß zur Reaktorschnellabschaltung, bei der die Leistungsexkursion beendet wird. Der Reaktor bleibt nach der Reaktorschnellabschaltung unterkritisch. Da die bereits genannten Limits für die Brennstäbebeschädigung nicht überschritten werden, besteht eine sehr geringe Wahrscheinlichkeit für die Verteilung der Brennstäbe in das Kühlwasser. Der Druckanstieg kann dann auf Basis der üblichen Wärmeübergangs aus dem Brennstoff und der sofortigen Wärmeproduktion im Kühlmittel berechnet werden. Es wird nicht mit einer möglichen Druckreduktion durch die angenommene Störung der Druckhülle des Regelstabs gerechnet.

Der Schutz des Primärkreises gegen Überdruck wird mit dem Erhalt des Höchstdrucks im Reaktorkühlmittel bei niedrigeren Werten demonstriert, die sich unter den Werten befinden, die eine Spannung hervorrufen könnten, die die Grenzwerte für die Störfallbedingungen überschreiten würden. Der Höchstdruck für diesen Unfall wurde bewertet und es wurde gezeigt, daß er unter den Grenzwerten für den Druck unter Störfallbedingungen liegt.

Für alle Fälle wird mit den Resultaten der Analysen nachgewiesen, daß die Sicherheitskriterien für die Sicherheitsanalyse erfüllt werden.

Die Strahlenfolgen dieses Unfalls sind abhängig von der Anzahl der beschädigten Brennstäbe und der Menge an geschmolzenem Brennstoff. Unter sehr konservativen Annahmen (Temperatur des Brennstoffs erreicht nur lokal und kurzfristig die Schmelztemperatur für abgebrannte Brennstäbe) wurde die Menge an Brennstoff im Kern ausgewertet, die sich unter den Krisenbedingungen für den Wärmeübergang befindet, und die Menge an leicht angeschmolzenem Brennstoff. Mit dieser Auswertung wurde für das Ereignis herausgeschossener Regelstab festgesetzt, daß sich 15% der Brennstäbe in Krisenbedingungen des Wärmeübergangs befinden und 0,4% des Kerns schmelzen. Von

diesen Bedingungen gehen dann die Analysen der Strahlenfolgen aus. Diese ergaben, daß das geforderte Limit an der Schutzzonengrenze erfüllt wird und in diesem Fall auch mit Ingestion.

C.V.2.5. Erhöhung der Kühlmittelmenge des Reaktors

Es wurden einige Ereignisse angenommen, die zu einer Erhöhung der Kühlmittelmenge oder zur Veränderung der Borkonzentration im Reaktorkühlmittel führen können. Diese werden in den folgenden Teilen beschrieben.

C.V.2.5.1. Unabsichtlicher Start des Kernnotkühlsystems im Leistungsbetrieb

Ursache der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Die fehlerhafte oder selbsttätige Inbetriebnahme des Kernnotkühlsystems kann eine ungeplante Erhöhung der Kühlmittelmenge des Reaktors bewirken. Abhängig von der Borkonzentration und der Temperatur des nachgefüllten Wassers und der Reaktion des automatischen Steuerungssystems kann es dann zum Leistungsanstieg kommen, und dieser Anstieg kann dann zur Brennstoffbeschädigung oder zum Überdruck im Primärkreis führen. Ein anderes Resultat kann aber auch Leistungsreduktion und Druckverringering sein.

Der unabsichtliche Start des Kernnotkühlsystems kann auch durch einen Fehler der Operators oder ein falsches elektrisches Startsignal verursacht werden. Die größte ungeplante Erhöhung der Kühlmittelmenge im Reaktor als Fehlfunktion des Kernnotkühlsystems oder eines ähnlichen Systems, wird durch das falsche Signal Bruch des Dampfleiters ausgelöst.

Der resultierende Effekt einer Fehlfunktion des Kernnotkühlsystems im Primärkreis im Leistungsbetrieb ist ähnlich der Fehlfunktion des Systems für die Nachfüllung und Ableitung des Primärkreises und der Borregulation, die die Kühlmittelmenge des Reaktors vergrößert (d.h. beide Ereignisse führen zur Nachfüllung von Borwasser in den Primärkreis). Die Beschreibung des Falls einer Fehlfunktion im System für die Nachfüllung und Ableitung des Primärkreises und der Borregulation, die die Kühlmittelmenge des Reaktors vergrößert, wird im folgenden Teil C.V.2.5.2 angeführt.

Ab dem Start für die Noteinspritzung starten drei Gruppen von Nachfüllpumpen: Volldruck -, Hochdruck -, und Niederdruckhavarienschfüllpumpen. Die Hochdruckpumpen haben eine Enddruck, oder den Druck für Nulldurchfluß, bei in etwa 12 MPa und daher füllen sie bei Nominaldruck im Primärkreis nicht nach. Derselbe Grund gilt für die Niederdruckpumpen, die einen Enddruck von ca. 3 MPa haben. Bei diesem Ereignis werden nur die Volldruckpumpen die Kühlmittelmenge vergrößern. Es handelt sich um drei Volldruckpumpen, eine pro Schutzdivision. Für diese Sicherheitsanalyse wird angenommen, daß durch das falsche Signal Bruch des Dampfleiters alle drei Volldruckpumpen gestartet werden.

Präventivmaßnahme:

s. Teil C.V.2.5.2.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie II)

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 15, GDC 20, GDC 26

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-2, SC-3, SC-4

Analyse der Effekte und Folgen:

Die physikalischen Eigenschaften des nachgefüllten Wassers und die Wirkungen auf den Primärkreis beim Betrieb mit 4,3,2 Schleifen sind für die Analyse des falschen Starts des Kernnotkühlsystems durch die Eigenschaften des Wassers für die Analyse einer Fehlfunktion des Systems für die Nachfüllung und Ableitung des Primärkreises und der Borregulation, die die Kühlmittelmenge des Reaktors vergrößert, abgedeckt. Die Höchstkonzentration von Bor und die Minimaltemperatur werden genauso wie bei einer Fehlfunktion des Systems für die Nachfüllung und Ableitung des Primärkreises und der Borregulation angenommen, die zugeführte Menge ist wesentlich geringer als der angenommene Wert bei einer Fehlfunktion dieses Systems. Daher sind die Ergebnisse der Analyse eines Fehlstarts des Kernnotkühlsystems durch die Ergebnisse der Analyse für einer Fehlfunktion des Systems für die Nachfüllung und Ableitung des Primärkreises und der Borregulation, die die Kühlmittelmenge des Reaktors vergrößert, abgedeckt. Das Ereignis unerwünschter Betrieb des Kernnotkühlsystems in Leistungsbetrieb ist daher weniger ungünstig als die Fehlfunktion des Systems für die Nachfüllung und Ableitung des Primärkreises (=Normalnachfüllung) und der Borregulation, die die Kühlmittelmenge des Reaktors vergrößert. Auf Basis der Ergebnisse von Teil C.V.2.5.2 kann man konstatieren, daß für dieses Ereignis die geforderten Akzeptanzkriterien erfüllt werden.

C.V.2.5.2. Fehlfunktion des Systems zur Normalnachfüllung und Borregulation, die die Kühlmittelmenge im Primärkreis vergrößert

Ursache der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Die Fehlfunktion des Systems zur Normalnachfüllung und Borregulation (=System für die Nachfüllung und Ableitung des Primärkreises und der Borregulation) kann zu einer ungeplanten Erhöhung des Kühlmittels im Reaktor führen. Entsprechend der Borkonzentration und Temperatur des eingespritzten Wassers und der Reaktion des automatischen Steuerungssystems, kann das zu einer Leistungserhöhung und Brennstoffbeschädigung führen. Die Analyse betrifft auch Wasser, das in den Primärkreis nachgefüllt wird, mit derselben Borkonzentration oder einer höheren, als die Borkonzentration im Primärkreis ist. (Die Analyse der Verringerung der Borkonzentration, beschrieben in Teil C.V.2.4.5, betrifft die Nachfüllung in den Primärkreis mit einer geringeren Borkonzentration, als es die Borkonzentration im Primärkreis ist).

Die Fehlfunktion des Systems für die Normalnachfüllung und die Borregulation, die die Kühlmittelmenge des Reaktors vergrößert, kann durch eine Fehlfunktion der Anlage, einen Fehler des Operators oder einen Fehler im Steuerungssystem verursacht sein. Während des Normalbetriebs des KKW wird der Durchfluß des nachgefüllten Wassers durch den Regulator des Spiegels im Druckhalter reguliert. Die Störung im Regulator des Spiegels im Druckhalter kann dazu führen, daß über die normale Trasse die Höchstmenge an Wasser nachgefüllt wird und die Ableitungstrasse gesperrt ist.

Die Einspritzung von Borwasser mit einer höheren Borkonzentration als im Primärkreis, führt zur Verringerung der Leistung des Kerns. Mit einer Bedrohung der Integrität der Brennstoffhüllen wird nicht gerechnet.

Die Fehlfunktion kann auch einen Zufluß von Wasser aus dem System für die Normalnachfüllung und die Borregulation in den Druckhalter führen. Dieses Ereignis kann

durch die unrichtige Öffnung der Hilfssprinklerventile des Systems für die Normalnachfüllung und die Borregulation ausgelöst werden. Der resultierende Effekt der Einspritzung von kaltem Wasser in den Druckhalter am Primärkreis ist ähnlich der falschen Öffnung der Sicherheits/Entlastungsventile am Druckhalter (d.h. Ergebnis ist Druckverringerung im Primärkreis).

Präventivmaßnahme:

Während dieses Ereignisses wird die Reaktorschnellabschaltung durch die Basisschutzsysteme durch den hohen Wasserspiegel im Druckhalter verursacht. Für die Basisschutzsysteme stehen folgende Möglichkeiten zur Verfügung:

- a) Reaktorschnellabschaltung vom hohen Druck im Druckhalter.
- b) Reaktorschnellabschaltung vom niedrigen Druck im Druckhalter.
- c) Schutzsystem gegen Bruch des Dampfleiters: Abtrennung beim Dampf und Speisewasser und Signal für den Start des Kernnotkühlsystems.
- d) Signal für den Start des Kernnotkühlsystems durch die Verringerung der Reserve der Sättigungsgrenze auf der Primärseite.
- e) Reaktorschnellabschaltung und Turbinenschnellabschaltung vom Signal Start des Kernnotkühlsystems.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie II)

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 15, GDC 20, GDC 25, GDC 26

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-2, SC-3, SC-4

Analyse der Effekte und Folgen:

Das Ereignis Fehlfunktion des Systems für die Normalnachfüllung und die Borregulation, das zur Erhöhung der Menge an Kühlmittel im Reaktor führt, wird im Betrieb mit 4,3, und 2 Schleifen analysiert. Die repräsentative Analyse wird für den Betrieb mit 4 Schleifen in Volleistung durchgeführt, da dies in Hinblick auf die Minimierung des DNBR, wie aus den Berechnungsvarianten resultierte, der konservative Zugang ist. Die Analyse in Hinblick auf die Minimierung des DNBR, geht von der maximalen Reaktivitätsrückkopplung und der Nachfüllung des Wassers mit derselben Borkonzentration aus, wie sie im Primärkreis herrscht.

Um die potentielle Nachfüllung in den Primärkreis zu maximieren, wird im Verlauf des Übergangsprozesses mit dem Betrieb aller drei Zentrifugalpumpen zur Nachfüllung gerechnet. Der sofortige Zufluß aus dem System für die Normalnachfüllung ändert sich je nach Druck in der Primärseite, für die Analyse wird jedoch damit gerechnet, daß der maximale Zufluß, der durch die Höchstkonzentration der Nachfüllpumpen gegeben ist, während des Übergangsprozesses unter allen Druckwerten im Primärkreis konstant sein wird. Dies ist konservativ, weil bei höheren Drücken im Primärkreis ein geringer Zufluß erwartet wird.

Der analysierte Übergangsprozeß wird durch eine Störung des (Meß-) Kanals für den Wasserspiegel im Druckhalter, der zur Regulierung verwendet wird, ausgelöst. Es wird angenommen, daß dies zum Signal niedriger Wasserspiegel führt, und dies löst einen maximalen Zufluß von boriiertem Wasser in den Primärkreis aus. Weiters wird mit der manuellen Steuerung der Regelstäbe gerechnet, damit deren Ausfahren durch das Steuerungssystem verhindert wird. Dies führt zur Reduktion des Kühlmittelvolumens im

Reaktor und zur Druckreduktion und Verringerung des Wasserspiegels im Druckhalter, was für die Bedingungen des Wärmeübertritts ungünstig ist. Die automatische Steuerung der Regelstäbe würde einen höheren Druck im Druckhalter aufrechterhalten und das wäre für den DNBR günstig.

Am limitierendsten für den Minimum-DNBR ist der Betrieb mit 4 Schleifen und der Wassernachfüllung in derselben Konzentration, wie sie im Primärkreis vorherrscht. Alle übrigen Fälle, einschließlich der Fälle mit dem Betrieb von 3 und 2 Schleifen mit der maximalen Veränderung der Borsäurekonzentration, sind durch den genannten Fall abgedeckt, wie die durchgeführten Berechnungen zeigen. Die Ergebnisse der Analysen zeigen, daß das berechnete Minimum für den DNBR für das Ereignis Fehlfunktion des Systems zur Normalnachfüllung und die Borregulation, das zur Erhöhung der Menge an Kühlmittel im Reaktor führt, über dem Wert des Sicherheitslimits für die Analyse liegt; der Projektgrundsatz des Nichterreichens von Krisenbedingungen für den Wärmeübergang wird somit eingehalten.

Der Wärmeübergangsprozeß mit Überdruck im Primär – und Sekundärkreis ist für dieses Ereignis durch den Störfall „Ausfall der externen elektrischen Last/Turbinenausfall (s. Teil C.V.2.2.2, C.V.2.2.3) abgedeckt.

C.V.2.6 Verringerung der Kühlmittelmenge im Reaktor

Die Ereignisse, die zur Verringerung der Kühlmittelmenge im Reaktor führen, wie in den nächsten Teilen beschrieben wird, umfassen Kategorie II, III und IV.

C.V.2.6.1 Unabsichtliches Öffnen des Sicherheits – oder Überlaufventils am Druckhalter

Ursache der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Die unabsichtliche Druckentlastung des Primärkreises kann als Folge einer selbsttätigen Öffnung des Sicherheits – oder Überlaufventils am Druckhalter entstehen. Dazu kann ein Fehler des Regulators oder des Operators führen, oder ein mechanischer Fehler am Ventil. Dieses Ereignis führt zum Austritt von Dampf aus dem Primärkreis über das beschädigte Ventil und das führt zur Druckentlastung im Primärkreis. Der Druck im Primärkreis sinkt schnell und kann ohne Eingriff des Basisschutzsystems Werte erreichen, die der Sättigungsgrenze im heißen Strang entsprechen.

Obwohl der Störfall des Sicherheitsventils am Druckhalter in vollständig geöffneter Position angenommen wird, ohne Schließung bei niedrigem Druck, und als Ereignis der Kategorie II definiert wird, ist er wesentlich unwahrscheinlicher als der Störfall mit dem Überlaufventil. Wahrscheinliche Störfallarten für Sicherheitsventile sind vorzeitiges Öffnen, Schließen unter dem eingestellten Druckwert, Unterschreitung des Ventils und/oder unvollständiges Schließen. Ein vollständiger Störfall in vollständig geöffneter Position ist sehr selten. Jedes der zwei Sicherheitsventile des Druckhalter in Temelin hat eine größere Kapazität als das Überlaufventil. Daher wird, ohne Beachtung der niedrigen Eintrittswahrscheinlichkeit, für die unabsichtliche Druckentlastung als repräsentativer Störfall die vollkommene Beschädigung des Sicherheitsventils des Druckhalter bei Volleistung angenommen, damit die ausreichende Funktion des Basisschutzsystems zur Erhaltung der Projektlimits des Brennstoffs und des Starts der Sicherheitssysteme nachgewiesen wird.

Das Hauptsicherheitslimit, das für die durch nichts verringerte unabsichtliche Öffnung des Überlauf – oder Sicherheitsventils des Druckhalter bewertet wird, ist die mögliche Beschädigung der Brennstoffhüllen, die durch die Druckverringerung im Primärkreis ausgelöst wird. Die potentielle Beschädigung der Brennstoffhüllen wird dadurch verhindert, daß das kritische Wärmeverhältnis (DNBR) über dem Grenzwert für die Sicherheitsanalyse bleibt.

Wenn die Druckentlastung durch die Öffnung des Überlaufventils verursacht wurde, kann es durch die Schließung seines Schließventils abgetrennt werden, das manuell oder automatisch gesteuert wird. Wenn das Ventil nicht abgetrennt werden kann, wird dieses Ereignis als LOCA (Unfall mit Kühlmittelverlust) Kategorie III (s. Teil. C.V.2.6.5) eingestuft. Die langfristige Reaktion des KKW auf die Blockierung in der geöffneten Position des Sicherheitsventils, das nicht abgetrennt werden kann, ist durch die Analysen zu LOCA abgedeckt.

Bei dem Ereignis unabsichtliche Öffnung des Sicherheits – oder Überlaufventils des Druckhalters wird damit gerechnet, daß der Druck im Primärkreis im Verlauf des gesamten Übergangsprozesses kontinuierlich sinkt. Die Druckentlastung im Primärkreis führt zu einer Verringerung der Leistung durch die Rückkopplung von der Dichte des Moderators. Das automatische Steuerungssystem für die Steuerung der Regelstäbe wird allerdings konstante nukleare Leistung, Dampfdruck in Hauptdampfkollektor, Durchschnittstemperatur in der Schleife oder Dampfdruck im Hauptdampfkollektor und Durchschnittstemperatur in der Schleife aufrechterhalten.

Präventivmaßnahmen:

Der Reaktorkern ist gegen Krisenbedingungen des Wärmeübergangs bei der selbsttätigen Öffnung des Sicherheits – oder Überlaufventils des Druckhalters durch die Reaktorschnellabschaltung durch die Verringerung des Drucks im Druckhalter geschützt. Um eine mögliche Beschädigung der Brennstoffhüllen zu verhindern, die Folge dieses Ereignisses sein kann, ist das Schutzsystem des Reaktors so ausgelegt, daß automatisch jeder Übergangsprozeß beendet wird, bevor der DNBR unter den Grenzwert für den Sicherheitsbericht fällt.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie II und III)

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 15, GDC 26

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-1, SC-2, SC-3, SC-4

Anm.: Hier wird der Fall beschrieben (einschließlich der Akzeptanzkriterien), wenn das Ereignis in Kategorie II fällt. Falls nicht, dann ist dieses Ereignis durch die Analysen in Teil C.V.2.6.5 abgedeckt.

Analyse der Effekte und Folgen:

Die Analyse wurde für die Übergangsprozesse mit 4, 3, und 2 arbeitenden Schleifen und unter der Annahme von konservativen Werten für den DNBR im Verlauf des Übergangsprozesses erstellt. Daher wird mit der Funktion der Systeme der Reaktorsteuerung nur dann gerechnet, wenn deren normale Tätigkeit zu ernstesten Unfallfolgen führt. In der durchgeführten Analyse geht man davon aus, daß das automatische Steuerungssystem der Regelstäbe eine konstante Durchschnittstemperatur im Primärkreis erhält. Wenn das automatische Steuerungssystem der

Regelstäbe in Betrieb ist, wird der Reaktor im Bereich der vollen Leistung gehalten, wenn es nicht zur Reaktorschnellabschaltung kommt. Das ist die am stärksten limitierende Voraussetzung für die Bestimmung des DNBR-Minimums. Wenn der Reaktor manuell gesteuert wird (d.h. wenn es zu keiner Bewegung der Stäbe kommt), könnte es früher zur Reaktorschnellabschaltung kommen. Der Übergangsprozeß wird nach der Reaktorschnellabschaltung für beendet angesehen. In diesem Übergangsprozeß schaltet das Basisschutzsystems den Reaktor mit dem Signal vom niedrigen Druck im Druckhalter ab.

Im Verlauf des Prozesses wird die nukleare Leistung in der Nähe des Anfangswertes gehalten, sofern der Reaktor nicht vom Signal niedriger Druck im Druckhalter abgeschaltet wird. Der Druck fällt schneller nach der Verringerung der Wärmeentwicklung im Kern nach der Reaktorschnellabschaltung. Der Spiegel im Druckhalter steigt anfangs als Folge der Druckreduktion und der Verringerung des Zuflusses von Kühlmittel in den Druckhalter an. Dann verringert er sich als Folge der Reaktorschnellabschaltung. Die Ergebnisse der Analysen zeigen, daß das berechnete DNBR-Minimum für das Ereignis der Druckentlastung des Primärkreises über den Grenzwerten für die Sicherheitsanalyse bleibt.

Die unabsichtliche Öffnung der Sicherheits – und Überlaufventile des Druckhalters setzt Primärkühlwasser in das Barbotagebecken des Druckhalters frei; unter der Annahmen einer direkten Freisetzung in das Containment werden die radiologischen Folgen jedoch wesentlich geringer sein als bei LOCA (Teil C.V.2.6.5) als Folge der geringeren Menge von Primärkühlmittel und dessen geringerer Aktivität, da es wie bereits erläutert, bei diesem Ereignis zu keiner Brennstoffbeschädigung kommt.

C.V.2.6.2 Bruch einer Röhre der Instrumentierung oder anderer Leitungen, die an die Kühlmitteldruckgrenze angeschlossen sind und durch die Containmentwände führen

Ursache der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Einige kleinen Rohrtrassen am KKW führen oder können potentiell Primärkühlmittel außerhalb des Containments abführen. Dazu gehört die Leitung für die Probeentnahme, die Leitung zur Messung, die Leitung für das Systems zur Nachfüllung und Borregulation, das Leitungssystem des Sperrwassers der Hauptkühlmittelpumpen und das Leitungssystem der organisierten Lecks aus dem Primärkreislauf. Das erwogene Ereignis (Unfall) ist der Bruch einer der genannten Leitungen, wobei in Abhängigkeit vom Röhrendurchmesser das Ereignis in Kategorie II oder III fällt. Gesamt werden die folgenden Ereignisse betrachtet:

- Bruch der Leitung für die Probeentnahme (Kategorie II),
- Bruch der Leitung zur Messung (Kategorie II),
- Bruch der Leitung zur Zufuhr von Sperrwasser zur Hauptkühlmittelpumpe (Kategorie III),
- Bruch der Leitung für die Ableitung des Kühlmittels aus dem Primärkreis des Systems zur Nachfüllung und Borregulation (Kategorie III),
- Bruch der Leitung für die Ableitung des Sperrwassers von der Hauptkühlmittelpumpe des Systems zur normalen Nachfüllung und Borregulation (Kategorie II),
- Bruch der Leitung des Systems zur normalen Nachfüllung und Borregulation (Kategorie III),
- Bruch der Leitung des Systems der organisierten Lecks, angeschlossen an das Notkühlssystem des Kerns (Kategorie II),

- Bruch der Leitung des Systems der organisierten Lecks, angeschlossen an die Hauptkühlmittelpumpen (Kategorie II).

Präventivmaßnahmen

Für jeden Typ Leitung ist eine Beschreibung des Ereignisses mit der Beschreibung der Fähigkeit des Operators, die Trasse im Fall des Abbruchs außerhalb des Containments abzutrennen, angeführt.

Bruch der Leitung für die Probeentnahme

Es gibt eine Reihe von Röhren für die Probeentnahme am Druckhalter, am kalten Strang des Primärkreises und an Teilen der Leitungen zwischen den Dampferzeugern und den Hauptkühlmittelpumpen, am Reaktordruckbehälter und im Strahlenmonitoringsystem. Alle Röhren für die Probeentnahme sind mit im voraus einstellbaren Beschränkungselementen (Begrenzer oder lokal manuell einstellbare Ventile) zur Beschränkung der Abnahmedurchflüsse auf die geforderte Menge einstellbar, die nie mehr als 100l/Minute erreichen. Ein Leck von Primärkühlmittel bei Bruch einer der Trassen ist durch die Größe dieser im voraus einstellbaren Beschränkungen limitiert. Die Alarmsignale des Strahlenmonitoringsystems und weitere Parameter, wie der Parameter des Wasserspiegels in den Räumen rund um das Containment, würden dem Operator ermöglichen, den Bruch und die Stelle des Bruchs festzustellen. Jede dieser Trassen hat mindestens zwei Schließarmaturen, die geschlossen werden können, damit die Trassen im Falle eines Bruchs außerhalb des Containments abgetrennt werden können. Diese Trassen können vom Operator auch in dem Fall abgetrennt werden, daß es zu einer einfachen Störung am Schließmechanismus einer Armatur kommt. Sobald der Bruch festgestellt wurde, schließt der Operator die Armatur, um das Ereignis zu beenden.

Bruch der Leitung zur Messung

Im allgemeinen gibt es keine Leitungen für die Messung, die Kühlmittel aus dem Primärkreis enthalten würden und durch das Containment führen. Es gibt allerdings einige Typen dualer Art, die dem Monitoring der Kühlmittelbedingungen im Primärkreis dienen, oder potentiell Medium des Primärkreises enthalten könnten.

Die erste Art sind die Kapillarröhren, die für die Anzeige von Spiegel und Druck im Reaktordruckbehälter verwendet werden. Diese Trassen sind abgedichtet. In der Anlage des Fernmessers in der Nähe des Primärkreises, die den Inhalt der Kapillarröhren vom Arbeitsmedium trennt, existiert eine innere Armatur. Im Falle eines Lecks aus den Kapillarröhren (z.B. Bruch im Containment), schließt sich die Armatur, trennt die Kapillarröhren vom Prozeß und verhindert den Verlust des Inhalts oder des Arbeitsmediums. Außerdem wird ein hydraulischer Abschneider (befindet sich im Containment in Wandnähe), der auf der hohen Veränderung der Druckunterschiede basiert, als Schließventil des Containments verwendet. In Folge dieser Barrieren, die den Austritt des Mediums des Primärkreises aus dem Containment verhindern, wird der Bruch der genannten Trassen nicht als potentieller LOCA im Containment angesehen.

Die zweite Art sind die Trassen für die Messung, die zur Druckmessung zwischen zwei Dichtungen auf den Flanschen der Komponenten der Primärkreises dient (Reaktordruckbehälter, Druckhalter und Dampferzeuger) zum Zwecke des Monitorings eines möglichen Lecks aus dem inneren des Flanschs dient. Diese Trassen zur Messung haben

einen Innendurchmesser von 9,398 mm, so daß der Bruch einer dieser Trassen, wenn überhaupt, dazu führen würde, daß das Leck nicht größer ist als das Sickerwasser durch die Dichtung des Innenflanschs. Daher werden diese Trassen nicht als potentieller LOCA im Containment angesehen.

Bruch der Sperrwasserleitung zur Hauptkühlmittelpumpe

Die Röhre auf der Sperrwasserleitung zur Hauptkühlmittelpumpe, die durch das Containment geführt ist, verzweigt im Containment in acht Röhren, je zwei zu jeder Hauptkühlmittelpumpe. Eines von zwei Röhren führt zu jeder Hauptkühlmittelpumpe Wasser unter der ersten Dichtung. Es ist mit redundanten Rückschlagklappen ausgestattet und wird daher nicht weiter betrachtet. Das zweite Röhren führt Wasser zwischen die erste und zweite Dichtung der Hauptkühlmittelpumpe und ist normalerweise in Betrieb. Es verfügt ebenfalls über ein Regulationsventil, das den Druck im Bereich zwischen den Dichtungen der Hauptkühlmittelpumpen reguliert, und eine Rückschlagklappe. Im Falle des Bruchs der Sperrwasserleitung der Hauptkühlmittelpumpe würde die Rückschlagklappe einen Rückfluß verhindern. Im Falle des Versagens einer der Rückschlagklappen würde das Leck an Primärkühlmittel (zurück durch die Zufuhrleitung in eine der Hauptkühlmittelpumpen und durch einen Risse hinaus) sehr stark durch den Widerstand der ersten Dichtung und dem Widerstand der Röhren und Regulationsventile eingeschränkt werden. Die Warnsignale des Strahlenmonitoringsystems und weitere Parameter, wie der Parameter des Wasserspiegels in den Räumen rund um das Containment, würden es dem Operator ermöglichen, den Bruch und die Stelle des Bruchs festzustellen. Jede dieser Trassen hat mindestens zwei Schließarmaturen, die geschlossen werden können, damit die Trassen im Falle eines Bruchs außerhalb des Containments abgetrennt werden können. Diese Trassen können vom Operator auch in dem Fall abgetrennt werden, daß es zu einer einfachen Störung am Schließmechanismus einer Armatur kommt. Sobald der Bruch festgestellt wurde, schließt der Operator die Armatur, um das Ereignis zu beenden.

Bruch der Leitung für die Sperrwasserableitung von der Hauptkühlmittelpumpe des Systems zur normalen Nachfüllung und Borregulation

Die Trassen für die Ableitung des Systems der Normalnachfüllung und Borregulation aus jeder der 4 Kühlschleifen sind an einen gemeinsamen Kollektor angeschlossen, der aus dem Containment hinausführt. Diese Trassen haben in jedem Leitungszweig einen Durchflußbeschränker, der den Durchfluß des Mediums aus dem Primärkreis in den Kollektor einschränkt. Neben diesen Beschränkern in jedem Leitungszweig wird der Gesamtdurchfluß der Ableitung durch Ableitungsregelventile gesteuert. Normalerweise ist eines der beiden Ventile in Betrieb und reguliert den Durchfluß. Das Ventil, das nicht regelt, ist geschlossen. Die Warnsignale des Strahlenmonitoringsystems und weitere Parameter, wie der Parameter des Wasserspiegels in den Räumen rund um das Containment, würden dem Operator ermöglichen, den Bruch und die Stelle des Bruchs festzustellen. Jede dieser Trassen hat mindestens zwei Schließarmaturen, die geschlossen werden können, damit die Trassen im Falle eines Bruchs außerhalb des Containments abgetrennt werden können. Diese Trassen können vom Operator auch in dem Fall abgetrennt werden, daß es zu einer einfachen Störung am Schließmechanismus einer Armatur kommt. Sobald der Bruch festgestellt wurde, schließt der Operator die Armatur, um das Ereignis zu beenden.

Bruch der Sperrwasserableitung von der Hauptkühlmittelpumpe des Systems zur normalen Nachfüllung und Borregulation

Die Trassen für die Sperrwasserableitung von den Hauptkühlmittelpumpen des Systems der Normalnachfüllung und Borregulation aus jeder der 4 Kühlschleifen sind an einen gemeinsamen Kollektor angeschlossen, der aus dem Containment hinausführt. Diese Trassen haben in jedem Leitungszweig einen Durchflußbeschränker, der den Durchfluß des Mediums aus dem Primärkreis in den Kollektor einschränkt. Neben diesen Beschränkern in jedem Leitungszweig wird der Gesamtdurchfluß der Ableitung durch Ableitungsregelventile gesteuert. Normalerweise ist das eine oder das andere Ventil in Betrieb und reguliert den Durchfluß. Das Ventil, das nicht regelt, ist geschlossen. Die Warnsignale des Strahlenmonitoringsystems und weitere Parameter, wie der Parameter des Wasserspiegels in den Räumen rund um das Containment, würden es dem Operator ermöglichen, den Bruch und die Stelle des Bruchs festzustellen. Jede dieser Trassen hat mindestens zwei Schließarmaturen, die geschlossen werden können, damit die Trassen im Falle eines Bruchs außerhalb des Containments abgetrennt werden können. Diese Trassen können vom Operator auch in dem Fall abgetrennt werden, daß es zu einer einfachen Störung am Schließmechanismus einer Armatur kommt. Sobald der Bruch festgestellt wurde, schließt der Operator die Armatur, um das Ereignis zu beenden.

Bruch der TK Röhren am System der normalen Nachfüllung

Die Trasse des Systems der Normalnachfüllung und Borregulation betritt das Containment als gemeinsamer Kollektor und führt dann in jede der vier Kühlschleifen des Primärkreises. Zwischen dem Kollektor und jeder Kühlschleife ist ein Durchflußbeschränker, der den Durchfluß im Falle eines Leitungsbruchs außerhalb des Containments einschränkt. Die Warnsignale des Strahlenmonitoringsystems und weitere Parameter, wie die Anzeige des Wasserspiegels in den Räumen um das Containment, ermöglichen dem Operator die Feststellung des Bruchs und die Stelle. Die Kollektorleitung hat drei Schließarmaturen, die geschlossen werden können, damit die Leitung im Falle eines Bruchs außerhalb des Containments abgetrennt werden kann. Diese Trasse kann dann vom Operator auch in dem Fall abgetrennt werden, daß es zu einer einfachen Störung am Schließmechanismus einer Armatur kommt. Wenn das Signal „großer LOCA“ initiiert wird (von der niedrigen Unterkühlung im heißen Strang, verursacht durch die Druckreduktion) kommt es zur Abtrennung als Folge der automatischen Schließung dieser drei Ventile. Sobald der Bruch entdeckt wurde, schließt der Operator die Armatur, um das Ereignis zu beenden.

Bruch der Leitung des Systems der organisierten Lecks, angeschlossen an das Notkühlsystem des Kerns

Die Leitungen des Kernnotkühlsystems, die Wasser in den Primärkreis leiten, haben redundante Rückschlagklappen für die Minimierung des Rückflusses. Die Drainageröhren sind gegen den Strom dieser Klappen angebracht, damit sie das leckende Kühlmittel von den Rückschlagklappen in das System der organisierten Lecks des Primärkreises ableiten. Es gibt auch Drainageröhren in das System der organisierten Lecks des Primärkreises von den (normalerweise geschlossenen) Schließventilen auf der Rückleitung der Systeme für die Restwärmeabfuhr. Der Durchfluß auf jeder Trasse des organisierten Lecks ist auf die Durchlässigkeit der Rückschlagklappe beschränkt und weiter durch die Beschränker, die in die Leitung eingebaut sind. Die Warnsignale des Strahlenmonitoringsystems und weitere Parameter, wie der Parameter des Wasserspiegels in den Räumen rund um das Containment, würden es dem Operator ermöglichen, den Bruch und die Stelle des Bruchs festzustellen. Die Kollektorleitung hat drei Schließarmaturen, die geschlossen werden können, damit im Falle eines Bruchs außerhalb des Containments die Leitung getrennt werden kann. Diese Trassen können vom Operator auch in dem Fall abgetrennt werden, daß es zu einer einfachen Störung

am Schließmechanismus einer Armatur kommt. Sobald der Bruch festgestellt wurde, schließt der Operator die Armatur, um das Ereignis zu beenden.

Bruch der Leitung des Systems der organisierten Lecks, angeschlossen an die Hauptkühlmittelpumpen

Die Leitungen der organisierten Lecks von den Hauptkühlmittelpumpen jeder der drei Kühlschleifen des Reaktors sind an einen gemeinsamen Kollektor angeschlossen, der aus dem Containment hinausführt. Jede der vier Leitungen hat ein System von Beschränkern zur Durchflußbeschränkung, so daß der Durchfluß von Primärkühlmittel durch einen Riß einer dieser Leitungen durch das System von Beschränkern eingeschränkt wird. Die Warnsignal des Strahlenmonitoringsystems und weitere Parameter, wie der Parameter des Wasserspiegels in den Räumen rund um das Containment, würden es dem Operator ermöglichen, den Bruch und die Stelle des Bruchs festzustellen. Die Kollektorleitung hat zwei Schließarmaturen, die geschlossen werden können, damit im Falle eines Bruchs außerhalb des Containments die Leitung getrennt werden kann. Diese Trassen können vom Operator auch in dem Fall abgetrennt werden, daß es zu einer einfachen Störung am Schließmechanismus einer Armatur kommt. Sobald der Bruch festgestellt wurde, schließt der Operator die Armatur, um das Ereignis zu beenden.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie II und III)

Allgemeine Projektkriterien: GDC 55

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-12 (anwendbare Verordnung Nr. 184/1997 Gb.)

In Hinblick darauf, daß sich in der genannten Gruppe Ereignisse der Kategorie II (abweichender Betrieb), wie auch der Kategorie III (Unfallbedingungen) befinden, werden zur Bewertung der Strahlenfolgen die folgenden Kriterien angewendet:

- für Ereignisse der Kategorie II (abweichender Betrieb) werden die Strahlenfolgen als annehmbar angesehen, wenn die Effektivdosis an der Grenze der Schutzzone in 50 Jahren den Wert 12,5 mSv (einschließlich Ingestion) nicht überschreitet,
- für Ereignisse der Kategorie III (Unfallbedingungen) werden die Strahlenfolgen als annehmbar angesehen, wenn die Effektivdosis an der Grenze der Schutzzone in 50 Jahren den Wert 50 mSv (ohne Ingestion) nicht überschreitet

Analyse der Effekte und Folgen:

Alle Analysen dieser Gruppen befassen sich mit der Bestätigung der Annehmbarkeit der Strahlenfolgen unter der konservativen Maximierung des Lecks des Mediums aus dem Primärkreis. Von allen erwogenen Fällen wurden als repräsentativ befunden:

- in Kategorie II: Bruch der Leitung für die Ableitung des Sprewwassers von der Hauptkühlmittelpumpe des Systems zur normalen Nachfüllung und Borregulation
- in Kategorie III: Bruch der Leitung für die Ableitung des Kühlmittels aus dem Primärkreis des Systems zur normalen Nachfüllung und Borregulation.

Die Analyse der Strahlenfolgen des Ereignisses Bruch der Leitung für die Ableitung des Sperrwassers von der Hauptkühlmittelpumpe des Systems zur normalen Nachfüllung und Borregulation basieren auf der Annahme, daß das Gesamtvolumen des ausgetretenen Mediums aus dem Primärkreis in 30 Minuten, bevor es zur Abtrennung der Trassen kommt,

mehr als 8m³ betragen würde. Bei diesem konservativen Wert mit der konservativ geschätzten Aktivität des Primärkühlwassers überschreitet die Effektivdosis (einschließlich Ingestion) an der Schutzzonengrenze den Grenzwert für Ereignisse der Kategorie II nicht.

Die Analyse der Strahlenfolgen im Fall eines Leitungsbruchs und eines Kühlmittlecks aus dem Primärkreis des Systems zur normalen Nachfüllung und Borregulation gehen von der Annahme aus, daß das Gesamtvolumen an Medium aus dem Primärkreis innerhalb von 30 Minuten bis es zur Abtrennung der Trassen kommt, 65 t nicht überschreiten wird. Bei diesem konservativen Wert mit der konservativ geschätzten Aktivität des Primärkühlwassers überschreitet die Effektivdosis (ausschließlich Ingestion) an der Schutzzonengrenze den Grenzwert für Ereignisse der Kategorie III nicht.

C.V.2.6.3. Bruch einer Röhre oder eines Röhrenbündels im Dampferzeuger

Ursache der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Das initiierte Ereignis wird als Beschädigung der Druckgrenze des Primärkühlmittels definiert, das den Austritt von Primärkühlmittel auf der Sekundärseite verursacht. Das untersuchte Ereignis ist der vollständige Abriß einer Röhre des Dampferzeugers. Weiters geht man davon aus, daß das Kühlmittel des Reaktors mit Spaltprodukten kontaminiert ist, unter Einhaltung der Grenzwerte für den Betrieb des KKW. Der Unfall führt zur Erhöhung der Kontamination im Sekundärkreis als Folge des Kühlmittlecks aus dem Primärkreis. Wenn es gleichzeitig mit diesem Ereignis zum Verlust der externen Versorgung oder einem Störfall der Überlaufstationen in den Kondensator kommt, kann das zur Freisetzung von Aktivität in die Atmosphäre über die Überlaufstationen in die Atmosphäre und/oder über die Sicherheitsventile führen.

Dank verschiedener Warnsignale und Warnsituationen kann der Operator bestimmen, ob es zum Bruch einer Dampfgeneratorröhre gekommen ist. Der Operator führt dann Schritte durch, die den Austritt über die gebrochene Leitung einstellen. Diese Schritte können bereits beendet sein, bevor der Wasserspiegel im beschädigten Dampfgenerator bis zum Dampfleiter ansteigt. Es stehen genug Daten und Regulation zur Verfügung, die es dem Operator ermöglichen, diese Schritte erfolgreich durchzuführen.

Einige scheinbare Anzeichen eines Unfalls mit dem Bruch einer Röhre im Dampfgenerator sind auch Anzeichen eines kleinen Bruch einer Dampfleitung und von kleinen LOCA. Diese Anzeichen sind Abfall von Druck und Spiegel im Druckhalter und die Erhöhung der nachgefüllten Menge. Eine stärkere Erhöhung in einem Dampferzeuger allein ist ein spezifisches Anzeichen für einen Bruch einer Röhre im Dampfgenerator. Dieser Unfall kann auch mit dem Warnsignal des Strahlenmonitorings der Verdrängung der Kondensatorpumpe, des Strahlenmonitorings des Dampfleiters oder des Strahlenmonitorings der Dampferzeugerabscheidungen angezeigt werden.

Präventivmaßnahmen:

Nach der Feststellung, daß es zum Bruch einer Röhre im Dampfgenerator gekommen ist, führt der Operator Schritte zur Stabilisierung des KKW und zur Beendigung des Lecks aus dem Primär – in den Sekundärkreis durch. Diese Schritte sind in den Vorschriften für die Beseitigung außerordentlicher Situationen beschrieben. Die wichtigsten Schritte des Operators bei Bruch einer Röhre im Dampfgenerator sind:

1. Feststellung der Undichtigkeit einer Röhre und Initiierung einer Reaktorschnellabschaltung, wenn es nicht automatisch zur Reaktorschnellabschaltung gekommen ist.
2. Feststellung und Abtrennung des beschädigten Dampferzeugers.
3. Druckentlastung des Primärkreises, damit der Unterschied zwischen der Temperatur der Sättigung von Primär – und Sekundärkreis verringert wird.
4. Abkühlung des Primärkreises, damit eine Reserve zur Unterkühlung erreicht wird.
5. Druckentlastung des Primärkreises nach der Abkühlung, damit der Druck auf beiden Seiten des Risses ausgeglichen wird.
6. Beendigung der Hauptnachfüllung (sofern eingeschaltet), damit das Leck vom Primär – in den Sekundärkreis gestoppt wird.
7. Weitere Schritte des Operators nach Beendigung des Notspeisung dienen der vollständigen Einstellung des Lecks.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie IV)

Allgemeine Projektkriterien: GDC 55

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-12 (Anwendbare Verordnung Nr. 184/1997 Gb.)

Die Strahlenfolgen dieses Ereignisses werde als annehmbar betrachtet, wenn die Effektivdosis von 50 mSV (ohne Ingestion) an der Schutzzonengrenze in 50 Jahren nicht überschritten wird.

Analyse der Effekte und Folgen:

Das Hauptziel der Analyse ist die Untersuchung des größten Risikos in Verbindung mit dem Bruch einer Röhre des Dampfgenerators, das die externen Strahlenfolgen ist, die eine Folge der Freisetzung von Radioaktivität über Dampf/Wasser in die Umgebung sind. Die Aufmerksamkeit gilt auch der Möglichkeit der Überfüllung des Dampferzeugers im Verlauf des Ereignisses mit dem Bruch einer Röhre des Dampfgenerators, was die Wiederherstellungsschritte komplizieren könnte und zu größeren externen Strahlenfolgen führen könnte. Daher wurde die Möglichkeit der Überfüllung des beschädigten Dampferzeugers untersucht und es wurde festgestellt, daß es mindestens eine Stunde dauert bis es zur Überfüllung des Dampferzeugers und des Dampfleiters und der anschließenden Ableitung der Flüssigkeit über die Überlaufstationen kommt.

In Hinblick auf die Integrität des Brennstoffes ist die Geschwindigkeit des Masseabbaus im Primärkreis im Verlauf des Basisverlaufs des Auslegungsstörfalls Bruch einer Röhre des Dampfgenerators nicht groß genug dafür, daß es zur Brennstoffbeschädigung kommen würde. Die Verringerung des Drucks im Primärkreis während des Lecks vom Primärkreis in den Sekundärkreis verringert sicherlich den Berechnungswert des DNBR, doch ist die Geschwindigkeit der Druckverringerung wesentlich geringer für den Bruch einer Röhre des Dampfgenerators als für andere Ereignisse mit Druckverlust im Primärkreis, wie z.B. die unabsichtliche Öffnung eines Sicherheitsventils des Druckhalters (s. Teil C.V.2.6.1). Nach der Reaktorschnellabschaltung steigt der DNBR, so daß der Berechnungswert des DNBR über dem Grenzwert bleibt und es zu keiner Beschädigung des Brennstoffs kommt. Außerdem bleibt der Kern die ganze Zeit über geflutet, es kommt zu keiner wesentlichen Erhöhung der Brennstofftemperatur oder der Hüllen und der Höchsttemperatur der Hüllen muß keine besondere Aufmerksamkeit gewidmet werden.

Zur Bestimmung des Durchflusses durch den Riß Lecks vom Primärkreis in den Sekundärkreis und der Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung aus den beschädigten und dem nicht beschädigten Dampferzeugern (oder Kondensator) wurde die Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung konservativ berechnet, ohne Einbeziehung der Verringerung des Durchflusses durch den Riß und der Freisetzung von radioaktiven Stoffen während der Wiederherstellungsschritte. Einberechnet wurde auch eine zusätzliche Freisetzung von radioaktiven Stoffen aus den nicht beschädigten Dampferzeugern während der langfristigen Abkühlung des Primärkreises vor der Erreichung der Bedingungen, die für den Start des Restwärmeabfuhrsystems notwendig sind.

Der Zugang zur thermohydraulischen Analyse, der für die Geschwindigkeit und Dauer der Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung verwendet wurde, entspricht den Empfehlungen von NUREG-800 USNRC Standard Review Plan. Die beobachteten Werte umfassen die Jodspitze, die Pikierung des Primärkühlmittels, das durch den Riß fließt, die Vermischung von Primärkühlmittel und Sekundärkühlmittel, die Abdampfung und/oder Ableitung des Wassers aus dem beschädigten Dampferzeuger in die Umgebung und die Verteilung von Jod. Die Voraussetzung für die Modelle sind sehr konservativ, sie wurden in der Lizenzierungspraxis in den USA im Lauf vieler Jahre entwickelt und haben die maximale Stufe von Konservativismus in den Lizenzanalysen erreicht.

Das Ereignis Auslegungsstörfall Bruch einer Röhre des Dampfgenerators muß für den Fall der Jodspitze, die sich vor dem Unfall bildet, wie auch für die Jodspitze, die durch den Unfall entsteht, ausgewertet werden.

Im Fall der Jodspitze, die sich vor dem Unfall bildet, wird bei der Anfangsjodkonzentration im Primärkreis mit dem maximalen stationären Wert gerechnet, der laut Limits und Bedingungen für den kurzfristigen Betrieb erlaubt ist. Diese Bedingung wird für den Anfang des Ereignisses angenommen, womit ausgedrückt wird, daß es vorher zu einem anderen Übergangsprozeß kam, der zu einem Anstieg des Jods auf Höchstwerte geführt hat, bei dem es zum Bruch einer Röhre des Dampfgenerators kommt. Das ist ein extrem unwahrscheinliches Szenario.

Im Fall der Jodspitze, die durch Unfall entsteht, geht man davon aus, daß sich im Kühlmittel Jod im Höchstwert laut Limits und Bedingungen befindet. Das Ereignis Bruch einer Röhre des Dampfgenerators verursacht eine Jodspitze, bei der mit einer Geschwindigkeit für den Jodanstieg im Primärkreis gerechnet wird, die das 500fache der Geschwindigkeit beträgt, die zur Erhaltung der gleichmäßigen Jodkonzentration benötigt wird. Diese Geschwindigkeit hält an, bis sich die zur Verfügung stehende Gesamtmenge des Jod auf das 60fache gegenüber der gleichmäßigen Aktivität im Primärkreis erhöht. Neben diesen extrem konservativen Annahmen für die Entstehung der Jodspitze wurden weitere konservative Annahmen genommen, die die Menge des freigesetzten Jods maximieren. Gesamt wurden die Berechnungen für die Strahlenfolgen für die folgenden Varianten durchgeführt:

1. Bruch einer Röhre des Dampfgenerators ohne Verlust der Netzversorgung.
2. Bruch einer Röhre des Dampfgenerators mit Verlust der Netzversorgung
3. Bruch einer Röhre des Dampfgenerators bei der Erneuerung mit Notspeisewasser.

Jede der Varianten wurde dann berechnet:

- a) mit Jodspitze ausgelöst durch den Unfall,
- b) mit Jodspitze vor dem Unfall.

Aus den genannten Fällen ist aus radiologischer Sicht am ungünstigsten der Fall des Bruchs einer Röhre des Dampfgenerators mit Verlust der Netzversorgung mit einer Jodspitze, ausgelöst durch den Unfall. Die Analysen zeigten dann auch für diesen Fall, daß die genannten Grenzwerte für die Schutzzonengrenze nicht überschritten werden.

C.V.2.6.4. Störfälle an der Innenwand der Dampferzeugers

Ursache der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Der Störfall an der Innenwand des Dampferzeugers wird als Verlust der Wirksamkeit der Dichtungsringe unter der Kontrolluke, die an der Spitze des Eintritts – und Austrittskollektor des Dampferzeugers ist definiert. Diese Art von Unfall führt zum Kühlmittleck von der Primär – auf die Sekundärseite des Dampferzeugers.

Die Dampferzeuger des KKW Temelin wurden so modifiziert, daß es zur Einschränkung eines potentiellen Lecks vom Primärkreis in den Dampferzeuger kommt. Auch wenn alle Schrauben versagen sollten, die den Primäreinstiegsdeckel halten, müßte das Leckmedium durch kleine Zwischenringe mit einem Höchstdurchmesser für den Durchfluß von 14,12 cm² gelangen.

Der Verlust der Dichtigkeit der Dampferzeugerkollektors verursacht im beschädigten Dampferzeuger ein Leck vom Primär – in den Sekundärkreis, was zur Druckentlastung im Primärkreis führen kann. Das Leck kann den beschädigten Dampferzeuger anfüllen und es kann zum Austritt der Flüssigkeit kommen. Wenn externe Netzversorgung zur Verfügung steht und der Austritt der Flüssigkeit aus dem Dampferzeuger gering ist, wird der Kondensator die Restwärme abführen und den Sekundärdruck erhalten und die Freisetzung von Stoffen in die Umgebung wird gering sein. Wenn keine externe Netzversorgung zur Verfügung steht und der Austritt der Flüssigkeit aus dem Dampferzeuger ausreichend groß ist für die Abtrennung der Überlaufstation in den Kondensator, kann der Inhalt aus dem beschädigten Dampferzeuger in die Atmosphäre gelangen, entweder über die Überlaufstation in die Atmosphäre, oder über die Sicherheitsventile. Als Folge des Verlusts des Inhalts des Primärkreises kann es zur Verringerung des Spiegels im Reaktordruckbehälter kommen.

Präventivmaßnahmen:

Die wichtigsten Schritte des Operators beim Verlust der Dichtigkeit des Dampferzeugerkollektors sind analog zum Bruch einer Röhre des Dampfgenerators und umfassen:

1. Feststellung der Undichtigkeit und Start der manuellen Reaktorschnellabschaltung, wenn es nicht zur automatischen Reaktorschnellabschaltung gekommen ist. Bei dem großen Leck, wie es hier betrachtet wurde, kommt es zur automatischen Reaktorschnellabschaltung innerhalb von 2 Minuten.
2. Bestimmung und Abschaltung des beschädigten Dampferzeugers.
3. Abkühlung des Primärkreises, damit eine Reserve für die Unterkühlung entsteht.
4. Druckentlastung des Primärkreises, damit sich der Inhalt des Primärkreises vor Abschluß der Unfalleinspritzung erhöht.
5. Beendigung der Notspeisung, damit die Druckerhöhung im Primärkreis eingestellt wird, die zur Erhöhung der Leckgeschwindigkeit führt.

6. Druckentlastung des Primärkreises, damit sich der Druck an der Stelle des Risses ausgleicht und ein weiterer Austritt aus der Primär – auf die Sekundärseite verhindert wird.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie IV)

Allgemeine Projektkriterien: GDC 10, GDC 15, GDC 20, GDC 26, GDC 28

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-2, SC-12 (Anwendbare Verordnung Nr. 184/1997 Gb.), SC-28, SC-29, SC-30, SC-31, SC-32, SC-33, (Anwendbare Verordnung Nr. 184/1997 Gb)

Die Strahlenfolgen dieses Ereignisses werde als annehmbar betrachtet, wenn die Effektivdosis von 50 mSV (ohne Ingestion) an der Schutzzonengrenze in 50 Jahren nicht überschritten wird.

Analyse der Effekte und Folgen:

Für dieses Ereignis wurden zwei Analysen durchgeführt: Die Analyse der Kernintegrität und die Analyse der Strahlenfolgen. Die Analyse der Kernintegrität wurde durchgeführt, damit bewiesen wird, daß das Projekt des Notkühlsystems die Brennstoffintegrität bewahrt und die Folgen eines Dichtigkeitsverlustes des Dampferzeugers vermindert. Die Erhaltung der Brennstoffintegrität im Verlauf des Ereignisses garantiert, daß die Radioaktivitätsquelle akzeptabel ist. Die Analyse der Strahlenfolgen wurde als Nachweis für die akzeptablen Strahlenfolgen im KKW durchgeführt.

Die Analyse der Integrität des Kern wurde mit der Verwendung eines repräsentativen Zugangs unter der Annahme eines konservativ niedrigen Durchflusses der Noteinspritzung für eine Division der Noteinspeisung durchgeführt. Es wurde davon ausgegangen, daß vor Wirkungsverlust der Kreisdichtungen, sich der Primärkreis im nominalen stationären Betrieb auf Volleistung plus Unsicherheit befindet. Konservativ wird mit maximalem Druck und maximaler Temperatur gerechnet, was zur spätesten Reaktorschnellabschaltung und der anschließenden Dauer der Tätigkeit der Noteinspeisung führt. Es wird damit gerechnet, daß es gleichzeitig mit den Signal zur Reaktorschnellabschaltung, auch zum Verlust der externen Netzversorgung kommt. Diese Ereignisse initiieren das Einfahren der Regelstäbe, die Abschaltung der Turbine, die Abtrennung dem Dampfleitungen, die Abtrennung des Speisewassers und die Aktivierung der Notnachfüllung. Die Tätigkeiten des Operators werden in der Analyse konservativ nicht einberechnet. Die Analyse dieser Voraussetzungen zeigte, daß es zu keiner Entstehung von Krisenbedingungen beim Wärmeübergang führt, so daß die Integrität der Kernzone erhalten bleibt.

Die Strahlenanalyse wurde mit solchen Anfangsbedingungen durchgeführt, daß die berechnete Masse und Energie maximiert werden, die über die Überlaufstationen in die Atmosphäre gelangen. Höhere Anfangswerte der Leistungsebene und entsprechende Temperaturen werden die Enthalpie der abgeleiteten Flüssigkeiten maximieren und zu einem größeren Anteil führen, der in Dampf übergeht; eine niedrigere Temperatur im Primärkreis maximiert die Masse des Mediums im Primärkreis und die Jodmenge in den Edelgasen, die für den Austritt zur Verfügung stehen. Die thermohydraulische Analyse für die Strahlenfolgen wurde mit analogen Methoden wie die Analyse des Bruchs der Dampfgeneratorröhre durchgeführt (s. Teil C.V.2.6.3).

Obwohl das analysierte Ereignis zur keiner Brennstabbeschädigung führen würde, würde dennoch das Kühlmittelleck aus dem Primärkreis in den Dampferzeuger und dann hinaus in

die Atmosphäre eine Freisetzung von Radioisotopen in die Umgebung bedeuten. Zur Maximierung der Übertragung des Mediums aus dem Primärkreis wurde mit dem Betrieb aller drei Hochdruckhavarieeinspritzpumpen und deren Maximalkapazität gerechnet. Außerdem wurde mit einer Erhöhung des Durchflusses der Nachfüllung gerechnet, (Nachfülldurchfluß minus Ableitung) von Null auf 100 m³/h (Maximalgeschwindigkeit der Nachfüllung) bis der Operator den Zufluß aus der Havarieeinspritzung beendet.

Weil der Dampferzeuger überfüllt sein wird (keine Dampfableitung in den Kondensator wird einberechnet), käme es zur Freisetzung von Flüssigkeit in die Atmosphäre über die Überlaufstationen. Nicht einberechnet wurde das Volumen der Dampfleitung zwischen Dampferzeuger und Abtrennarmatur zur Verringerung einer solchen Flüssigkeitsfreisetzung und es wurde auch das Volumen des Dampfleiters hinter der Abtrennarmatur nicht einbezogen, der sich vor der Ableitung in die Atmosphäre über die Überlaufstationen mit Wasser füllen würde.

Die Berechnungen der Strahlenfolgen für den Störfall an der Innenwand des Dampfgenerators wurden für die folgenden Varianten berechnet:

- a) mit Jodspitze ausgelöst durch den Unfall,
- b) mit Jodspitze vor dem Unfall.

Von diesen beiden Fällen ist unter dem Aspekt der Strahlenfolgen der ungünstigere Störfall der Störfall mit der Jodspitze, die durch den Unfall ausgelöst wird, wo das Zeitintegral für die freigesetzten Radionuklide am größten ist. Die Ergebnisse der Analysen zeigen allerdings auch in diesem Fall, daß der höher genannte Wert an der Schutzzonengrenze nicht überschritten wird.

C.V.2.6.5. Unfall mit Kühlmittelverlust (LOCA) als Folge des Spektrums der angenommenen Größe des Leitungsbruchs im Rahmen der Druckgrenze der Reaktorkühlmittels

Ursache der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Der Unfall mit Kühlmittelverlust (LOCA) ist die Folge des Bruchs der Leitung, die die Grenze des Primärkreises bildet. Für den hier beschriebenen Unfall wird der Bruch einer größeren Leitung (großer Abriß) als Riß mit einem Gesamtdurchmesser größer oder gleich 0,1 m² (großer LOCA – Kategorie IV) definiert, der kleinere Bruch (kleiner Abriß) als Störung der Druckgrenze der Kühlmittels mit einem Gesamtdurchmesser von unter 0,1 m² bei dem der Durchfluß des normalen Nachfüllbetriebs nicht zur Aufrechterhaltung von Spiegel und Druck im Druckhalter ausreicht (kleiner LOCA – Kategorie III).

Man geht davon aus, daß vor Entstehung des Übergangsprozesses mit einem großen LOCA das KKW auf dem Projektniveau der Leistung in einem gleichmäßigen Zustand arbeitet, d.h. daß die Wärme aus dem Kern in den Sekundärkreis abgeführt wird. Man geht davon aus, daß es an der Hauptspeisewasserleitung zum Abriß kommt, im ganzen Durchmesser und mit beidseitigem Leck oder zu einem Bruch mit einer länglichen Geometrie des Risses. Der Übergangsprozeß mit großem LOCA hat für Temelin drei verschiedene Phasen, in denen die Kühlung der Brennstäbe gewährleistet ist: 1) Verlust des Inhalts der Primärkreises über den Kern, 2) Einspritzung von Flüssigkeit vor allem aus den Akkumulatoren, die den Reaktordruckbehälter und den Kern wieder fluten, unterstützt durch die Notspeisepumpen und 3) Einspritzung nur mit den Hochdruck – und Niederdruckpumpen der Noteinspeisung.

Die erste Phase des Übergangsprozesses ist durch die schnelle Druckverringerung im Primärkreis in Verbindung mit einem großen Durchfluß durch die gestörte Schleife und den fast vollständigen Verlust des Kühlmittels und die Freilegung des Kerns charakterisiert. Die Temperatur der Brennstoffhüllen steigt auf ein Maximum, weil sich der Wärmeübergang verschlechtert. Der Temperaturanstieg in der Brennstoffhüllen wird beendet, wenn sich der Durchfluß durch den Kern umkehrt.

Im Verlauf der zweiten Phase des Ereignisses füllt die Flüssigkeit aus den Akkumulatoren und der Einspritzung nur mit den Hochdruck – und Niederdruckpumpen wieder die Abfallkammer, die untere Mischkammer, den Kern und die obere Mischkammer an. Die Abtrennung der Akkumulatoren beim Erreichen der Einstellung niedriges Niveau, kombiniert mit dem Anstieg der Dampfentwicklung wenn die Flüssigkeit in den Dampferzeugern verdampft, führt zur Wiederherstellung des Drucks im Kreis und zur Verringerung der Anfüllung des Reaktordruckbehälters.

In der dritten Phase des Übergangsprozesses kommt es zur zweiten Freilegung des Kern, was zum Temperaturanstieg des Brennstoffs führt. Das Flüssigkeitsvolumen im Kreise steigt auf Grund der Einspritzung nur mit den Hochdruck – und Niederdruckpumpen, bis die Abfallkammer des Reaktordruckbehälters wieder angefüllt ist, was den Temperaturanstieg in der Brennstoffhüllen beendet. Der Betrieb der Pumpen des Kernnotkühlungssystems fährt fort, das Wasser im Verlauf der langfristigen Kühlung zu liefern und die Temperaturen des Kern verringern sich auf eine langfristig stabile Ebene in Verbindung mit der Abfuhr der entwickelten Restwärme.

Für das Ereignis kleine LOCA verringert sich der Druck im Primärkreis als Folge des Verlusts des Inhalts im Kühlkreis und führt zu einer Reaktorschnellabschaltung. Der Druck im Primärkreis verringert sich, bis ein momentan gleichmäßiger Druck knapp unter dem Druck auf der Sekundärseite des Dampferzeugers erreicht wird. Dieser vorübergehende gleichmäßige Zustand hält an, bis der Dampf durch den Riß zu entweichen beginnt.

Zur Freilegung des Kerns kann es in Abhängigkeit von der Kapazität der Noteinspritzung kommen, in Abhängigkeit von der Überhitzung im Kern (Funktion der Restwärme) und der Rißgröße. Während sich die Restwärme und der Druck im Primärkreis reduzieren, wird die Noteinspritzung den Primärkreis wieder anfüllen und den Kern im Zustand der langfristigen Kühlung halten.

Präventivmaßnahme:

Wenn es zu einem großen Bruch kommt, führt der Druckverlust im Primärkreis zur Verringerung der Sättigungstemperatur im Primärkreis und zur Druckerhöhung im Containment. Das Signal zur Reaktorschnellabschaltung kommt, wenn der Wert der Einstellung für die Reaktorschnellabschaltung durch den Reserveverlust für die Unterkühlung auf der Primärseite erreicht worden ist. Das Signal für die Sicherheitsfunktion Noteinspritzung wird erzeugt, sobald das Signal Noteinspritzung durch Reserveverlust für die Unterkühlung auf der Primärseite oder die Einstellung der Sicherheitsfunktion vom hohen Druck im Containment erreicht wurde. Die Initiierung dieser Gegenmaßnahmen wird die Folgen des Unfalls in zwei Richtungen einschränken:

1. Reaktorschnellabschaltung und Borwassereinspritzung ergänzen den Effekt der Hohlräume, die die schnelle Leistungsabsenkung auf ein Restniveau bewirken, das

der Zerfallswärme der Spaltprodukte entspricht. In den Analysen LOCA wird allerdings die Wirkung des Bors im Einspritzwasser für die Kernabschaltung nicht einbezogen. Außerdem wird in der Analyse für den großen Bruch die negative Reaktivität vom Einfahren der Regelstäbe nicht berücksichtigt.

2. Die Einspritzung von Borwasser dient der Wärmübertragung aus dem Kern und verhindert die Temperaturüberschreitung der Brennstoffhüllen.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie III und IV)

Allgemeine Projektkriterien: GDC 35

Spezifische Akzeptanzkriterien: SC-28, SC-29, SC-30, SC-31, SC-32, SC-33 (Anwendbare Verordnung Nr. 184/1997 Gb.)

Die Strahlenfolgen dieses Ereignisses werden als annehmbar betrachtet, wenn die Effektivdosis von 50 mSV (ohne Ingestion) an der Schutzzonengrenze in 50 Jahren nicht überschritten wird.

Analyse der Effekte und Folgen:

Im Falle eines großen LOCA wurden die Berechnungen für den Querbruch des kalten Strangs in der 4. Schleife mit beidseitigem Leck im Verlauf des Betriebs mit 4 Schleifen durchgeführt, die Resultate für diesen Fall decken die Ergebnisse für den Betrieb mit 3 und 2 Schleifen ab.

Das berechnete Temperaturmaximum der Hüllen ist unter dem Akzeptanzlimit, die maximale lokale Reaktion Metall-Wasser liegt unter 2,0%, die Gesamtreaktion Metall-Wasser im Kern ist für alle Brüche unter 0,2%. Den Berechnungen zufolge kommt es zu keiner Überhitzung der Brennstäbe. Die Berechnungen wurden bis zu dem Moment durchgeführt, wo alle Brennstäbe bis zur Temperatur des Sättigung der Flüssigkeit gekühlt sind und die Flüssigkeit des Primärkreises stabilisiert ist und als Folge der Unfalleinspritzung ansteigt.

Im Fall eines kleinen LOCA wurden die Berechnungen für einen Riß für die Saugwirkung der Pumpen im Betrieb mit 4 Schleifen gemacht. Die erhaltenen Ergebnisse decken die Ergebnisse für den Betrieb mit 3 und 2 Schleifen ab. Die Höchsttemperatur der Hüllen, die für die kleine LOCA berechnet wurde liegt unter der Höchsttemperatur für eine große LOCA. Auf Basis dieser Analyse wurde festgestellt, daß der Limitbruch ein Riß mit dem Äquivalentdurchmesser von 100 mm im Saugrohr der Pumpe des Primärkreises ist. Der Bruch wird am unteren vertikalen Teil der Leitung angenommen, die zur Saugseite der Pumpe aufsteigt und wird als Kreisöffnung im unteren Teil der Saugseite der Pumpenleitung modelliert. Das Maximum der berechneten Höchsttemperaturen der Hüllen für alle analysierten kleinen Brüche bewegt sich im Bereich aller Grenzwerte der Akzeptanzkriterien.

Zur Bewertung der radiologischen Folgen von LOCA wurde konservativ ein großer LOCA Unfall ausgewählt, der als Abriß der Hauptspeiseleitung mit beidseitigem Kühlmittelleck definiert ist. Die Berechnungen wurden dann für die entsprechenden Leckcharakteristika für Primärkühlmittel mit einer zusätzlichen konservativen Bedingung einer Dehermetisierung von 100% der Brennstäbe als Auswirkung des Wärmeschocks durchgeführt. Zur Anschmelzung des Brennstoffs kommt es nicht.

Die Undichtigkeit des Containments ist mit der zulässigen Undichtigkeitsgröße definiert, d.h. als Größe des Lecks für 24 Stunden bei einer großen LOCA, gleich oder größer 0,1% vom

Gesamtinhalt des Gasdampfgemisches in der Hermozone am Unfallbeginn, bei einem Auslegungshöchstwert für einen Unfall von 0,49 MPa und einer Anfangstemperatur bis 150 °C. Für diesen Unfall (in Hinblick auf die Dehermetisierung von 100% der Brennstäbe) sind die in den Brennstäben angesammelten Spaltprodukte und Tritium eine Quelle für die Aktivität.

Die Ergebnisse zeigen, daß die genannten Grenzwerte an der Schutzzonengrenze nicht überschritten werden, und das nicht einmal unter Berücksichtigung der Ingestion.

C.V.2.7. Austritt radioaktiver Stoffe aus dem Subsystem oder den Komponenten

In diesem Teil werden Ereignisse beschrieben, deren Ursprung weder im Primärkreis, noch im Sekundärkreis liegt.

C.V.2.7.1. Undichtigkeiten oder Störungen der Integrität im System der radioaktiven gasförmigen Abfälle

Ursache der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Die Ursachen für die Störungen der Integrität des Systems der Reinigung der technologischen Belüftung (SGO) im Hauptproduktionsblock können die Entstehung von Undichtigkeit im System, eine fehlerhafte Bedienung oder Störungen im Steuerungssystem sein. Im Fall von Lecks aus der inneren Umgebung des Baus wird das Medium über den Abluftkamin der Systeme der speziellen Belüftung abgeführt, wo es zur Reduktion der Aktivität der Halogene und Aerosole kommt, da diese Systeme über Aerosol – und Jodfilter verfügen. Im Falle von Lecks durch den Abluftkamin über das SGO (System der Reinigung der technologischen Belüftung) außerhalb des Absorbers kommt es allerdings nicht zum Einfang der Halogene und Zurückhalten der Edelgase.

Präventivmaßnahme:

Die Leitungen sind rostfrei, geschweißt, und seismisch widerstandsfähig mit einer erhöhten Anforderung an Dichtigkeit und Lebensdauer. Im Verlauf der Durchführung der Lieferungen, der Errichtung und des Betriebs der Anlage wurde ein Qualitätssicherungssystem angewendet.

Das Reinigungssystem der technologischen Belüftung ist mit Unterdruck, in drei eigenständigen gleichen Anlagen mit der Möglichkeit zur Umschaltung von Arbeits – auf Reserveanlage angelegt. Die Automatik und die Blockade sind so angelegt, daß es zur Auslösung des genannten Ereignisses nur kommen kann, wenn Störfälle und Bedienungsfehler kumulieren.

Das System wird vom Operator in der Blockwarte beobachtet und gelenkt, wohin die alle Ergebnisse der Messungen und der Steuerungen der aktiven Elemente geleitet werden. Das verwendete Steuerungssystem ermöglicht die Übertragung von Informationen und die Steuerung des Systems von der Notwarte aus.

Analyse der Effekte und Folgen:

Für die Berechnung der Verbreitung von Aktivität in der Atmosphäre für die genannten Ereignisse mit der Bestimmung der Strahlenbelastung für die Bevölkerung in der Umgebung des KKW wurde das Berechnungsprogramm EGP „HAVAR“ verwendet.

Für die Berechnung werden 4 mögliche Pfade für die Bestrahlung von Personen angenommen:

- externe Bestrahlung aus der radioaktiven Wolke (Photone und Gammastrahlen)
- externe Bestrahlung aus der kontaminierten Bodenoberfläche (Photone und Gammastrahlen)
- innere Bestrahlung beim Einatmen von kontaminierter Luft beim Durchzug der Wolke und innere Bestrahlung durch das Einatmen von Luft, die durch die Wiederaufnahme von abgesetzten Radionukliden kontaminiert ist,
- innere Bestrahlung durch die Ingestion von Lebensmitteln, die durch Fallout aus der Atmosphäre kontaminiert sind.

Zur Berechnung der inneren Bestrahlung durch Ingestion wurde das statische Modell des Transports von Radionukliden durch die Nahrungskette von Interatomenergo¹ verwendet. Bei der Verwendung dieses Berechnungsmodells beträgt die Effektivdosis für den Einzelnen aus der Bevölkerung für beide Freisetzungspfade bis zu 2 μSv , das sind 0,2% des Basisgrenzwerts 1 mSv, bzw. 4% vom Richtwert für die Bestrahlung mit 50 μSv für den Nachweis des vernünftigerweise erreichbaren Bestrahlungsniveaus (§ 7, Abs.2, Verordnung Nr. 184/1997 des Gb.)

C.V.2.7.2. Undichtigkeiten oder Störungen der Integrität im System der radioaktiven flüssigen Abfälle

Ursache der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Die Ursache für die Entstehung eines Brands in der Bituminierungsanlage ist die Entzündung der Bitumenprodukte durch eine exotherme Reaktion in Folge der Oxidationsstoffe in den radioaktiven Abfällen. Diese Situation kann durch einen Fehler des Bedienungspersonals oder einen Fehler im Steuerungssystem entstehen.

Die maximale Anhäufung von radioaktiven Stoffen im Kontakt mit dem brennbaren Medium sind gesamt 10 Fässer mit dem abkühlenden Bitumenprodukt auf der Karusselltransporter.

Während des Unfalls verbrennen alle 10 Fässer mit den Bitumenprodukt, die sich auf dem Karusselltransporter befinden und in den Verbrennungsprodukten wird die gesamte Aktivität, die zunächst in der Fässern war, in der Form von Aerosolen freigesetzt.

Die Aktivitätsfreisetzung dauert ca. 2 Stunden.

Präventivmaßnahme:

¹ Die Methodik von Interatomenergo wurde von der ehemaligen CSKAE unter dem Titel „Methoden zur Berechnung der Ausbreitung von radioaktiven Stoffen aus Nuklearanlagen und Bestrahlung der Bevölkerung in der Umgebung“ in Bepecnost jaderných zařízení 5/1984 veröffentlicht. Die Verwendung dieser Methode ist von SUJB anerkannt.

Zur Bestimmung der Gefahr einer exothermischen Reaktion in den Bitumenprodukten wird vor der Verarbeitung jeder Abfallcharge mit einer Probe eine differentialthermische Analyse durchgeführt.

Im Verlauf der eigentlichen Bituminierung wird die Höchsttemperatur des Prozesses kontrolliert (Temperaturfühler, Infrarotkamera).

Mit Videokameras wird die Befüllung der Fässer, deren Transport und die Schließung der Fässer kontrolliert.

Bei einem Temperaturanstieg werden die Fässer mit Bitumenprodukt mit Wasser aus dem stabilen Kühlsystem bespritzt.

Teil der Brandmelder sind Ionisations – und Flammenlöscher.

Die Verbrennungsprodukte werden mit einem speziellen Lufttechniksystem (Waschmaschine für Verbrennungsprodukte – Wirksamkeit von 90% - Verringerung der Aktivität 10x + Aerosolfilter - Wirksamkeit von 99,99% - Verringerung der Aktivität 10000x). Die Luft wird nach der Reinigung (Gesamtverringerung der Aktivität 100 000x) über den Abluftkamin des BPP abgeleitet).

Analyse der Effekte und Folgen:

Die Berechnung wurde wie in Kapitel C.V.2.7.1. mit dem Programm HAVAR durchgeführt.

Die beim Verbrennen von 10 Fässern freigesetzte Aktivität beträgt ca. 10^{12} Bq. Nach dem Durchgang durch die Barrieren verringert sich der Wert vor der Ableitung durch den Abluftkamin auf gesamt ca. 10^7 Bq.

Die Effektivdosis für den Einzelnen aus der Bevölkerung beträgt bis zu 0,01 μ Sv, was ca. 1,0% des Basisgrenzwerts, bzw. 20 % des Richtwerts von 50 μ Sv laut Verordnung Nr. 184/1997 des Gb. sind.

C.V.2.7.3. Lecks radioaktiver Stoffe als Folge der Beschädigung der Becken mit flüssigen Medien

Ursache der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Die Ursache für dieses Ereignis kann nur ein seismisches Ereignis mit einer damit einhergehenden Zerstörung des Objekts und dem Verlust der Integrität der Lagerbecken für radioaktives Konzentrat sein, so daß es zum Austritt der radioaktiven Stoffen außerhalb der technologischen und baulichen Barrieren und der hypothetischen Möglichkeit ihres Vordringens zur Bevölkerung kommt. Die Zerstörung der genannten Becken wurde als Fall mit den maximalen Strahlenfolgen ausgewählt.

Nach dem Auftreten des initiiierenden Ereignisses, dessen Folgen der Verlust der höher genannten Barrierenintegrität ist, kommt es zur Freisetzung der flüssigen radioaktiven Stoffe aus dem Konzentratbecken in der Umgebung des JETE mit seinen Gemeinden über die Migration der flüssigen Abfälle. Die radioaktiven Stoffe gelangen entweder über den Entwässerungskanal für die Abwässer aus dem KKW unter die Stufe Korensko – Variante A (Oberflächenwasser), oder es kommt zur Verteilung in das umliegende Terrain mit der

anschließenden Migration durch den Boden in einen hypothetischen Brunnen in 3 km Entfernung – Variante B (Grundwasser – Brunnen).

Variante A geht vom Transport des gesamten Inventars des Konzentratbeckens in die Moldau innerhalb von 100 Stunden aus.

Im Falle von Variante B kommt es zum Austritt der radioaktiven Medien durch die zerstörten Barrieren nur in die Bodenuntergrund des Gebäudes BPP und zur anschließenden Migration der Radionuklide durch die tieferen Bodenschichten. Ein solcher Prozeß verläuft wesentlich langsamer als die Bewegung der Flüssigkeit an der Oberfläche. Es besteht somit keine direkte Gefahr für die Umwelt, die man mit präventiven (projektierten) Maßnahmen oder Havarieplänen lösen müßte. Die Bedrohung der Umwelt aus dem Grund der sehr langsamen Migration der Radionuklide durch die Gesteine unbedeutend (noch 20 Jahre später sollten sich die Radionuklide des Grundwassers im Areal des KKW befinden). Während dieser langen Zeit zerfällt ein Großteil der Radionuklide und die Konzentration verringert sich als Folge der Verteilung im Raum.

Präventivmaßnahme:

Technologische Barrieren:

Die flüssigen radioaktiven Abfälle werden in druckfreien walzenförmigen stehenden Tanks aus austenitischem rostfreien Stahl gelagert.

Der Austritt der flüssigen Medien wird durch die Spiegelmessung in den Becken des Raums signalisiert.

Bauliche Barrieren

Die Lagertanks für das radioaktive Konzentrat befinden sich in Räumen mit Stahlbetonkonstruktion mit einer hermetischen Aufschweißung aus austenitischem rostfreien Stahl bis in die Höhe der höchstmöglichen „Überschwemmung“ des Raumes.

Analyse der Effekte und Folgen:

Variante A – Freisetzung über Oberflächenwasser in die Moldau:

Nach der Bewertung der Auswirkungen, wenn es zur Freisetzung des vollständigen Inventars an Radionukliden aus den Becken des radioaktiven Konzentrats in die Moldau bei Korensko kommt, wo der Durchfluß mit $Q_{355} = 9,47 \text{ m}^3/\text{s}$ angenommen wird, wurden zwei Aufnahmepfade für die Bevölkerung betrachtet:

a) *Ein Einzelner aus der Bevölkerung befriedigt seinen Flüssigkeitsbedarf ausschließlich mit Wasser aus der Moldau*

Bei der Berechnung wird mit der Freisetzung einer beschränkten gelagerten Menge an radioaktivem Konzentrat von 320 m^3 gerechnet. Die Freisetzungsdauer für das gesamte Inventar in die Moldau wird mit 100 h angesetzt. Der Flüssigkeitsverbrauch der Bevölkerung beträgt 20 Liter. Die Effektivdosis wird mit dem Konversionsfaktor für die Ingestion laut Verordnung 184/97 Gb. berechnet.

Einschätzung der Effektivdosis für den Konsum von Moldauwasser lautet 0,17 mSv

b) Der Einzelne, der in der Moldau Fische fängt, in deren Fleisch konzentriert Radionuklide als Folge des kontaminierten Wassers auftreten

Für die Einschätzung der Folgen wurde das Modell für die Ingestion gemäß der Methodik Interatomenergo verwendet, von dem die Koeffizienten für die Ansammlung von Radionukliden in Fischfleisch übernommen wurde (für die Berechnung der Folgen wurde ein Einzeler aus einer kritischen Gruppe von Fischern angenommen, der 1 kg Fischfleisch konsumiert).

Die Belastungsberechnung ist in zwei extreme Fälle unterteilt:

Im ersten Fall wird mit dem Fischfang in „fließendem“ Wasser in der Nähe von Korensko gerechnet unter der Annahme, daß sich ein Fisch bis zu 100 h in kontaminiertem Wasser aufhält. Die berechnete Effektivdosis für den Einzelnen aus einer kritischen Gruppe der Bevölkerung beträgt 0,16 mSv.

Beim zweiten Extremfall wird davon ausgegangen, daß das gesamte Radionuklidinventar im gesamten Stausee Orlík verteilt wird und dort für eine unbeschränkte Zeitdauer bleibt. Das Volumen des Stausees beträgt $2,8 \cdot 10^8 \text{ m}^3$. Die resultierende Effektivdosis für den Einzelnen aus einer kritischen Gruppe der Bevölkerung beträgt 0,20 mSv.

Selbst wenn wir von einem Einzelnen ausgehen, der sowohl Wasser als auch Fisch aus der Moldau konsumiert, so erhält er eine Dosis unter 0,4 mSv. Dieser Wert liegt unter dem allgemeinen Grenzwert für die Bevölkerung laut Verordnung 184/97 Gb. von 1 mSv/a.

Variante B – Freisetzung über unterirdisches Wasser in den hypothetischen Brunnen

Die Variante B geht vom Eindringen der Radionuklide in den hypothetischen Brunnen 3 km von der Kontaminationsquelle entfernt aus. Konservativ geschätzt bewegt sich die Verbreitung der Radionuklide genauso schnell vorwärts wie die Verbreitung des horizontalen unterirdischen Wassers im Kraftwerksareal, mit 8,8 m/a.

Für den Zweck dieser Analyse wird nicht mit der Adsorption der Radionuklide bei der Bewegung durch das unterirdische Wasser gerechnet. In der Analyse der Bewegung der Radionuklide im unterirdischen Wasser außerhalb des KKW-Areals, die dem Zweck der Einschätzung von Unfallfolgen auf die Umwelt dient, wird die Verteilung der Radionuklide in verschiedene Richtungen durch das horizontale Wasser mit 350 Jahre angenommen.

Der Verdünnungskoeffizient, der das Verhältnis zwischen der Volumensaktivität im Brunnen und im Quellenelement des Konzentrats ohne Einberechnung des Zerfalls anzeigt, wird auf $1 \cdot 10^{-4}$ geschätzt.

Die Belastung durch Ingestion pro Einwohner wurde für vier mögliche Pfade berechnet, wobei ein Einwohner:

- 1) Brunnenwasser als einzige Flüssigkeitsquelle verwendet, wobei die Flüssigkeitszufuhr für einen erwachsenen Mann pro Jahr aus der betrachteten Quelle (Brunnen) im Sinne von Punkt 3, §47 der Verordnung Nr. 184/97 Sb. 1 m^3 entspricht.

- 2) Schweinefleisch von Tieren konsumiert, die das ganze Jahr mit diesem Brunnenwasser versorgt wurden.
- 3) Milch einer Milchkuh konsumiert, der ein ganzes Jahr mit Brunnenwasser versorgt wurde.
- 4) Die ganze Vegetationsperiode hindurch seinen Garten mit Brunnenwasser gießt und die Produkte selbst konsumiert.

Die Berechnung für die Punkte 1 bis 3 ist mit der Methodik von Interatomenergo gemacht worden.

Die resultierende Effektivdosis für den Einzelnen aus einer kritischen Gruppe der Bevölkerung beträgt für Punkt 1 (Wasserkonsumation) $5,92 \cdot 10^{-3}$ mSv.

Die resultierende Effektivdosis für den Einzelnen aus einer kritischen Gruppe der Bevölkerung beträgt für Punkt 2 (Schweinefleischverzehr) $2,46 \cdot 10^{-5}$ mSv.

Die resultierende Effektivdosis für den Einzelnen aus einer kritischen Gruppe der Bevölkerung beträgt für Punkt 3 (Milchkonsumation) $1,42 \cdot 10^{-3}$ mSv.

Für die Berechnung der Dosis von Punkt 4 aus dem Verzehr von Gemüse, das mit Wasser aus dem kontaminierten Brunnen gegossen wurde, wurden Kartoffeln, Frühlingsblattgemüse, Herbstblattgemüse, Wurzelgemüse, Früchte (Gemüse) und Obst herangezogen.

Es wurden die zwei äußersten Varianten für die Bewässerung während der Vegetationszeit angenommen und damit eine Vereinfachung der Bewässerung erzielt:

- Bewässerung während der Vegetationszeit in einer Intensität von 10 mm, bzw. 20 mm
- Kontinuierliche Bewässerung des Gartens

Die Berechnungen wurden mit modifizierten Versionen der Programme EGP HAVAR und NORMAL gemacht.

Die Jahreseffektivdosis für einen Erwachsenen nach dem Verzehr von Gartengemüse, das mit Wasser aus dem kontaminierten Brunnen bewässert wurde, beträgt ca. $5,2 \cdot 10^{-7}$ Sv für das 1. Bewässerungsszenario und ca. $6,3 \cdot 10^{-7}$ Sv für das 2. Bewässerungsszenario.

Der angenommene Einzelne aus der Bevölkerung, der den Wirkungen aller vier Ingestionspfade ausgesetzt ist, erhält eine Effektivdosis unter $10 \mu\text{Sv}$. Diese Jahreseffektivdosis beträgt 1 % vom allgemeinen Grenzwert für die Bevölkerung von 1mSv/a gemäß Verordnung 184/97 Gb. und 20 % vom Richtwert $50 \mu\text{Sv/a}$.

Trotz der vorgenommenen Vereinfachungen kann man zum Schluß kommen, daß die angenommenen Freisetzungen von radioaktiven Stoffen in Folge der Störung der Becken mit flüssigen Medien in der Umgebung von Temelin keinen Niederschlag bei der Strahlenbelastung hervorrufen, die eine Überschreitung des Basislimits laut Verordnung Nr. 184/1997 des Gb. bedeuten würden.

C.V.2.7.4. Auslegungstörfälle bei der Manipulation des Brennstoffs im Containment und in den Gebäuden für die Brennstofflagerung

Ursache der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Der Auslegungstörfall für die Manipulation des Brennstoffs ist als Fall einer Kassette mit abgebrannten Brennstäben während der Manipulation des Brennstoffs angelegt, der zur Störung der Hüllen der Brennstäbe führt.

Der abgebrannte Brennstoff wird am Standort Temelin im Becken mit abgebrannten Brennstäben gelagert, das sich innerhalb des Containmentgebäudes befindet. Ein Unfall bei der Brennstoffmanipulation wird als Fall einer Brennstoffkassette und der anschließenden Freisetzung (Leck) der Spaltprodukte aus den Zwischenräumen der beschädigten Brennstäbe definiert. Die heruntergefallene Brennstoffkassette kann entweder im Kern oder im Lagerbecken auf eine andere Brennstoffkassette fallen.

Im Lagerbecken für abgebrannte Brennstäbe gibt es zwei Räume, wo der Auslegungstörfall für die Manipulation des Brennstoffs angenommen wird: im Stand für Inspektion und Reparatur des Brennstoffs, der sich unter der Wasseroberfläche befindet, und im Lagergitter für abgebrannte Brennstäbe, das sich ebenfalls unter der Wasseroberfläche befindet. Der Stand für Inspektion und Reparatur des Brennstoffs ist während jeder Abschaltung zur Kontrolle und/oder Reparatur des Brennstoffs bereit. Die beschädigten Brennstäbe werden aus der Kassette entfernt und werden in den Lagerkorb für beschädigte Brennstäbe gelegt. Es wird angenommen, daß die fallende Kassette den Lagerkorb trifft, wobei alle Stäbe in der fallenden Kassette und alle Brennstäbe im Korb beschädigt werden. Daher wird die Analyse der Folgen des Auslegungstörfalls bei der Manipulation des Brennstoffs auf die Umgebung mit der Beschädigung einer Kassette entweder im Reaktorbehälter oder im Gitter der abgebrannten Brennstäbe, und der Beschädigung der Brennstoffkassette plus des Inhalts des Lagerkorbs beim Unfall am Stand für Inspektion und Reparatur des Brennstoffs gerechnet.

Präventivmaßnahme:

Jede Transportmanipulation findet im Hauptproduktionsblock (Reaktor, Lagerbecken für abgebrannte Brennstäbe) mit einem Polarkran der Reaktorsaals mit Hilfe von speziellen Aufhängevorrichtungen mit Sicherheitselementen gegen das Ausklinken des Transportguts statt.

Akzeptanzkriterien (Ereignis Kategorie IV)

Auf den Auslegungstörfalls bei der Manipulation des Brennstoffs beziehen sich die allgemeinen Anforderungen und Akzeptanzkriterien der Verordnung Nr. 184/1997 Gb.

Die Strahlenfolgen dieses Ereignisses werden als annehmbar betrachtet, wenn die Effektivdosis von 50 mSV (ohne Ingestion) an der Schutzzonengrenze in 50 Jahren nicht überschritten wird.

Analyse der Effekte und Folgen:

Dieses Ereignis umfaßt die Freisetzung von Teilen des Jods und der Edelgase aus den beschädigten Brennstoffkassetten und die Auswaschung des Jods durch das Wasser des Beckens für abgebrannte Brennstäbe. Die Freisetzung anderer Nuklide als von Edelgasen und Jod gehört nicht zu diesem Ereignis. Andere Spaltprodukte sind nicht flüchtig und haben keine Möglichkeit vom Grund des Wasserbeckens in die Luft zu gelangen.

Als ungünstigster Fall bei der beobachteten Lokalität wurde der Fall bestimmt, wo es zum Fall der Brennstoffkassette am Stand für Inspektion und Reparatur des Brennstoffs mit Beschädigung der Brennstoffkassette und des Inhalts des Lagerkorbs kommt. Die resultierenden Ergebnisse zeigten, daß der genannte Grenzwert an der Schutzzonengrenze nicht überschritten wird.

C.V.2.7.5. Unfälle in Verbindung mit dem Fall von Containern mit abgebranntem Brennstoff

Ursache der Entstehung und Verlauf des Ereignisses:

Der Abtransport des abgebrannten Brennstoffs aus dem KKW Temelin wird mit einem speziellen Transportcontainer durchgeführt. Der Transportcontainer muß die Parameter der Gesetzgebung der CR und der internationalen Empfehlungen erfüllen. Jede Manipulation mit der Container in der Reaktorhalle wird mit einem Polarkran mit speziellen Aufhängevorrichtungen gemacht, der mit einer Gabel der Flasche 160 t sitzt. Es wird mit der Verwendung von Containern gerechnet, die den Anforderungen der IAEO entsprechen, bei denen die volle Funktionsfähigkeit bei einem Fall aus 9 m Höhe garantiert ist.

Bei der Manipulation mit einem gefüllten Container für den Transport im Bereich der Reaktorhalle gibt es drei kritische Hübe, bei denen die Fallgeschwindigkeit beim Abriß des Containers die Konstruktion des Transportcontainers beschädigen könnte:

1. Anheben des gefüllten Containers im Schacht des Transportcontainers.
2. Absenken und Anheben des Containers im Schacht der Deaktivierung des Transportcontainers.
3. Absenken des gefüllten Containers in den Transportkorridor auf den Transportgleiswagen.

Für den Transport der Container mit dem Polarkran werden spezielle Aufhängevorrichtungen verwendet, auf einer Gabel mit einem Anhub von 160 t. Die Aufhängevorrichtung besteht aus einer horizontalen Traverse mit zwei Aufhängestäben mit Ösen. Diese Vorrichtung ist für die Manipulation von Containern mit einer Maximalhöhe von 9 m bestimmt.

Für die Manipulation in höheren Höhen wird dieses Aufhängung mit einer zweiten unabhängigen Aufhängung gesichert, die Teil des Polarkrans ist und für eben diese Manipulation bestimmt ist. Die Aufhängung besteht aus einer speziellen Seilflasche mit zwei 70t – Haken. Auf diese Haken wird der Container mit Hilfe eines 160 t- Anhubs befestigt, der nach einer teilweisen Anhebung und Drehung des Containers dessen Anhängen auf das zweite Paar der Haken ermöglicht. Diese doppelte Aufhängung verdoppelt die Sicherheit und schließt praktisch den Fall des Containers aus.

Der Fall des Containers wird daher auf Grund der beschriebenen doppelten unabhängigen Aufhängung nicht in die Auslegungstörfälle aufgenommen.

C.V.2.8. Erwartete Übergangsprozesse ohne Reaktorschnellabschaltung

Der erwartete Übergangsprozesse ohne Reaktorschnellabschaltung ist eine erwartetes Betriebsereignis der Kategorie II, während der die automatische Reaktorschnellabschaltung gefordert ist, jedoch als Folge von Störfällen mit gemeinsamer Ursachen im Basisschutzsystem des Reaktors versagt.

Für das KKW Temelin ist der Schutz gegen Übergangsprozesse ohne Reaktorschnellabschaltung durch ein diversifiziertes Schutzsystem (DPS) garantiert. DPS ist zum Schutz gegen Ereignisse der Kategorie II plus einige weniger häufige Ereignisse geplant worden. Dabei verläßt man sich nicht auf das Basisschutzsystem, von dem man annimmt, daß es aufgrund von Störfällen mit gemeinsamer Ursachen außer Betrieb sein könnte. Zur Einstellung des DPS gehören Werte, die die Wirkung des Basisschutzsystems ohne die Wirkung des DPS ermöglichen. Die Auslegungsstörfälle für DPS wurde auf Basis dessen ausgewählt, daß deren erwartete Häufigkeit über 10^{-3} pro Reaktorjahr liegt. Es handelt sich um folgende Ereignisse:

1. Fehlfunktion des Speisewassersystems verursacht eine Temperaturreduktion und eine Fehlfunktion des Speisewassersystems verursacht eine Erhöhung des Speisewasserdurchflusses.
2. Fehlfunktion des Druckregulators oder Störung führt zum erhöhten Dampfdurchfluß.
3. Unabsichtliches Öffnen des Überlaufventils (Überlaufstation) des Dampferzeugers bewirkt eine Druckentlastung des Heißdampfsystems.
4. Ausfall der externen elektrischen Last.
5. Turbinenausfall.
6. Unabsichtliches Schließen der Abtrennarmaturen an den Hauptdampfleitern.
7. Vakuumverlust im Kondensator.
8. Ausfall der Arbeits – und Reservequelle der Stromversorgung.
9. Verlust der normalen Wasserspeisung der Dampferzeuger.
10. Ausfall einer oder mehrerer Kühlmittelpumpen.
11. Verringerung der Netzfrequenz (Unterfrequenz).
12. Vollständiger Verlust des erzwungenen Kühlmitteldurchflusses.
13. Ungesteuertes Ausfahren der Regelstäbe aus dem unterkritischen Zustand oder bei geringen Leistungsniveaus beim Anfahren.
14. Ungesteuertes Ausfahren von Gruppen von Regelstäben im Leistungsbetrieb.
15. Fehlfunktion der Steuerorgane (Fall eines Regelstabs, Fall einer Gruppen von Regelstäben, statischer Fehlposition der Regelstäbe).
16. Start einer nicht arbeitenden Schleife des Reaktorkühlsystems bei falscher Temperatur.
17. Fehlfunktion des Systems der normalen Nachfüllung und Borregulation, die zur Verringerung der Borkonzentration im Kühlmittel führt und Fehlfunktion des Systems der normalen Nachfüllung und Borregulation, die die Kühlmittelmenge im Reaktor erhöht.
18. Unabsichtlicher Start des Kernnotkühlung im Leistungsbetrieb.
19. Unabsichtliche Öffnung des Überlauf (Entlastungs)ventils des Druckhalters.
20. Kühlmittelverlust des Reaktors und kleiner LOCA.
21. Bruch einer Dampferzeugerröhre.

Zur Verhinderung von Störfällen mit gemeinsamer Ursachen im Reaktorbasisschutzsystem wurden weitreichende Maßnahmen angenommen, daher gehen Störfälle mit gemeinsamer Ursache über den Auslegungsrahmen des Reaktorbasisschutzsystems hinaus. Die Analysen oder die Bewertung der Ereignisse mit angenommenen Störfälle mit gemeinsamer Ursache

werden daher auf der Basis von realistischeren Annahmen als die Auslegungsstörfälle gemacht, die im Rahmen des Nachweises über die Sicherheit des KKW gemacht werden. Aus einer solchen realistischen Bewertung der genannten Ereignisse mit der hypothetischen Annahme, daß es zum Ausfahren keines einzigen Regelstabes kommt, geht hervor, daß nicht einmal eine starke Beschädigung eines Brennstabes oder die Beschädigung der Integrität des Kühlsystems die wahrscheinliche Folge eines solchen Ereignisses ist.

C.V.2.9. Schutz gegen externe Ereignisse

Der Schutz gegen natürliche Ereignisse oder die Tätigkeit der Menschen in der nuklearen Anlage geht von den folgenden Anforderung aus:

1. Die für die nukleare Sicherheit wichtigen Anlagen müssen so geplant sein, daß es bei Naturkatastrophen, mit denen real gerechnet wird, möglich ist:
 - den Reaktor sicher abzuschalten und im unterkritischen Zustand zu halten,
 - die Restleistung des Reaktors für eine ausreichende Dauer abzuleiten,
 - eventuelle radioaktive Freisetzungen unter den Grenzwerten für den Standort der nuklearen Anlagen zu halten,
2. Bei der Auslegung muß einbezogen werden:
 - die stärksten Naturkatastrophen, die historisch am Standort und der Umgebung verzeichnet wurde, extrapoliert mit der Einbeziehung der eingeschränkten Genauigkeit bei Werten und Zeit,
 - eine Kombination der natürlichen Erscheinungen, von Auswirkungen der menschlichen Tätigkeit und von Havariebedingungen, die dadurch verursacht werden.

Für das KKW Temelin wurden die Konstruktionen, Systeme und Komponenten, die für die Erhaltung des KKW in einem sicheren Zustand unerlässlich sind, so projektiert, daß sie allen für den Standort angenommenen natürlichen Erscheinungen und Ereignissen, die durch menschliche Tätigkeit hervorgerufen werden, widerstehen. Im Bereich von Kontrolle und Steuerung sind die Anlagen, die für die Sicherheit wichtig sind, so ausgelegt, daß sie entweder gegen die Wirkungen natürlicher Erscheinungen resistent sind oder sie sind so ausgelegt, daß im Falle ihrer Störung das KKW in einem sicheren Zustand erhalten werden kann.

Die Einhaltung der genannten Bedingungen beruht auf der Geographie und Demographie des Standortes unter Einbeziehung der nahegelegenen Objekte der Industrie, des Verkehrs oder der Armee, unter Einbeziehung von Meteorologie, Hydrologie, Geologie, Seismologie und Geotechnik des Standorts. Bei der Planung der Systeme und Komponenten, die für die Erhaltung des KKW in einem sicheren Zustand unerlässlich sind, wurden zusätzlich Schutzeinrichtungen gegen die Belastung durch Wind und die übrigen Klimafaktoren (Regen, Schnee, Temperaturen), Schutz gegen Überschwemmungen, fliegende Objekte und Schüsse, Schutz gegen dynamische Einflüsse durch den angenommenen Leitungsbruch (innerhalb und außerhalb des Containments) und Erdbebenschutz eingerichtet.

Erscheinungen in Zusammenhang mit menschlicher Tätigkeit

Die Auswahl des Standorts für das KKW Temelin wurde so durchgeführt, daß eine mögliche negative Interaktion mit der Umgebung minimiert wird. In der direkten Umgebung gibt es keine Industrieanlagen, keine dichte Besiedlung und mit Ausnahme der Gastransitpipeline auch keine frequentierten Verkehrswegen, keine Förderung von Ressourcen und keine großen

Lager von explosiven oder toxischen Stoffen. In den nahegelegenen Gebieten wird mit keinem Anstieg der Industrie oder des Verkehrs gerechnet. Außerdem ist der Standort günstig in Hinblick auf die meteorologischen Verteilungsbedingungen, da er auf einer der Höhenlage im Hügelgebiet liegt. Trotz der genannten Tatsachen wurde die Bewertung aller möglichen Erscheinungen der menschlichen Aktivität vorgenommen, wobei in die Projektbasis jedes relevante Ereignis aufgenommen wurde, das den Betrieb des KKW Temelin bedrohen könnte, wenn es eine Wahrscheinlichkeit von über 10^{-6} /a hat.

In der direkten Umgebung des KKW gibt es keine industrielle Anlage (weder unterirdische noch oberirdische Gaslager), die durch eine Explosion, durch die toxische Wirkung von freigesetztem Material oder eine verspätete Explosion von freigesetzten und transportierten Medien das Objekt KKW Temelin bedrohen könnten

Beim Straßen – und Eisenbahnverkehr wurde die Wahrscheinlichkeit eines großen Unfalls in Verbindung mit einem auftretenden Riß auf einem Transporter von Gefahrgut untersucht, und es wurde festgestellt, daß die Wahrscheinlichkeit unter 10^{-6} /a liegt und daher wurde dies nicht in die Projektgrundlage aufgenommen.

In der minimalen Entfernung von unter 1 km vom KKW verlaufen drei Zweige der Transitpipeline mit DN 1400, DN 1000 und DN 800. Für die Analyse der Auswirkungen einer Beschädigung der Dichtigkeit dieser Gasleitung auf die Objekte und Anlagen des KKW, die für die nukleare Sicherheit wichtig sind, wurden der Zugang der Definition des maximalen Auslegungstörfalls für die Transitgasleitung einschließlich des Umfangs und der Auswirkungen auf Basis einer theoretischen Analyse mit einer anschließenden Expertenbegutachtung unternommen. Aus Analyse ging als maximaler Auslegungstörfall für die Transitgasleitung der gleichzeitige Abbruch aller drei Zweige in vollem Durchmesser mit anschließendem Gasaustritt und Entzündung hervor. Die entscheidende Auswirkung auf die Umgebung ist die Abstrahlung der Flammen. Aus der Analyse, die auf dem so definierten Auslegungstörfall und den entsprechenden Berechnungen aufbaut, gilt für die Bauobjekte unter dem Aspekt der nuklearen Sicherheit folgendes:

- a) die Funktion der Bauobjekte des KKW Temelin wird nicht beeinträchtigt,
- b) die Funktion der technologischen Anlagen des KKW Temelin wird nicht beeinträchtigt.

Für große zivile und militärische Flugzeuge wurde die Wahrscheinlichkeit für einen Absturz mit unter 10^{-7} /a errechnet und damit wird die SUJB-Verordnung Nr. 215/1997 Gb. eingehalten.

Erscheinungen in Zusammenhang mit natürlichen Auswirkungen

Belastungen durch Naturerscheinungen dürfen die Funktion der für die nukleare Sicherheit wichtigen Systeme nicht beeinträchtigen. In Zusammenhang damit wurden die Objekte untersucht, die Teile von für die nukleare Sicherheit wichtigen Objekten sind oder Systeme enthalten, die für die nukleare Sicherheit wichtig sind, ob sie den Auswirkungen dieser Ereignisse widerstehen. Diese Erscheinungen (Regen, Überschwemmungen, Erdbeben, Erdbeben) werden für zwei Ebenen bestimmt. Es handelt sich um die sogenannten Auslegungsbelastungen und die Extrembelastungen für die einzelnen Bauobjekte des KKW. Im Falle der Auslegungsbelastungen durch Naturerscheinungen wird mit der Wiederholbarkeit von einmal in 10^2 Jahren gerechnet. Für die berechneten Extrembelastungen Naturerscheinungen wird mit der Wiederholbarkeit von einmal in 10^4 Jahren gerechnet. Die

Auswirkungen der berechneten Extrembelastungen müssen jene Objekte aushalten, die Teil von für die nukleare Sicherheit wichtigen Objekten sind oder Systeme enthalten, die für die nukleare Sicherheit wichtig sind und dabei darf die Funktion dieser Objekte nicht bedroht sein. Die übrigen Objekte werden mit der Auslegungsbelastungen belastet.

Die aktuelle Projektierung des KKW Temelin ermöglicht die Annahme der ungünstigsten initiiierenden Ereignisse, zu denen das maximale Auslegungserdbeben zählt (berechnete Extrembelastung), mit der Erhaltung der Instrumente des KKW (d.h. ohne externe Lieferung von Energie und Material) in einem sicheren Zustand und einer Restwärmeabfuhr für mindestens 54 Stunden.

Zusammenfassung

Die externen Auswirkungen können zu keinen Ereignissen mit Strahlenbelastung führen, die den Rahmen der Ereignisse der Teile C.V.2.1. bis C.V.2.8. überschreiten würden.

C.V.3. Gesamtbewertung der Ereignisse des abweichenden Betriebs und der Unfallbedingungen

Die Analyse der Strahlenfolgen der erwogenen Ereignisse zeigt, daß es auch unter den ungünstigsten Bedingungen an der Schutzzonengrenze des KKW Temelin in 50 Jahren nicht zur Entstehung folgender Ereignisse kommen wird:

- Überschreitung der Effektivdosis von 12,5 mSv (einschließlich Ingestion) für die Ereignisse im abweichenden Betrieb,
- Überschreitung der Effektivdosis von 50 mSv (ohne Ingestion) für Unfallbedingungen

Als das ungünstigste Ereignis unter dem radiologischen Aspekt wurde der Leitungsbruch mit einem Kühlwasserleck aus dem Primärkreis des Systems der normalen Nachfüllung und Borregulation (Kategorie III), und der Verlust der Dichtigkeit des Dampferzeugerkollektors auf der Primärseite (Kategorie IV) bestimmt.

C.V.4. Präventivmaßnahmen und Folgemaßnahmen bei Unfällen mit Strahlenfolgen

Die grundlegenden Präventivmaßnahmen unter dem Aspekt des Strahlenschutzes beruhen auf der technischen Auslegung der nuklearen Anlage und einer solchen Art des Betriebs, daß die Möglichkeit eines Unfalls mit Strahlenfolgen für die Umgebung mit einer maximal erreichbaren Sicherheit ausgeschlossen werden können. Dennoch, wie in den vorhergehenden Kapiteln dokumentiert wurde, existieren hypothetische Unfallszenarien mit Strahlenfolgen. Als Präventivmaßnahmen sind somit auch Maßnahmen der Havariebereitschaft notwendig. Wenn der Unfall in der Nuklearanlage mit der Beeinträchtigung der Barrieren und der Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umwelt verbunden ist, werden entsprechend den vorbereiteten Unfallplänen und der aktuellen Strahlensituation zunächst die unaufschiebbaren Schutzmaßnahmen und anschließend, wenn es die Situation erfordert, auch anschließende Schutzmaßnahmen durchgeführt.

Daher ist eine notwendige Bedingung für die Betriebsgenehmigung auch die Genehmigung des internen Unfallplans durch SUJB (Bestimmung Punkt 6, Abs. b/lit. C der Beilage von

Ges. Nr. 18/1997 des Gb. und die anknüpfende SUJB-Verordnung Nr. 219/1997 des Gb. über die Details der Gewährleistung der Havariebereitschaft von Nuklearanlagen). Der Besitzer der Genehmigung für die Standortbestimmung, die Errichtung und den Betrieb einer nuklearen Anlage ist weiters einer Regierungsanordnung Nr. 11/1998 Gb. zufolge verpflichtet, SUJB einen Vorschlag für die Einrichtung einer Zone der Unfallplanung vorzulegen. Der Besitzer der Genehmigung ist weiters verpflichtet, die notwendigen Unterlagen für die Erstellung eines externen Havarieplans für den Bezirk vorzulegen, der entsprechend der Verordnung MV Nr. 25/2000 vom zuständigen Bezirksamt erarbeitet wird.

Das KKW Temelin wird im Falle eines Strahlenunfalls zusammen mit den übrigen Elementen laut den Bestimmungen des vierten Teils der SUJB-Verordnung Nr. 184/1997 Gb., §64 und §66 über die Details zu Art und Umfang der Gewährleistung des Strahlenschutzes bei Einsätzen zur Verringerung der Strahlung in Folge von Strahlenfolgen vorgehen. Es handelt sich um folgende Tätigkeiten:

- Beschränkung der Bestrahlung von Personen und der Umwelt durch:
 - unaufschiebbare Schutzmaßnahmen (Schutzraum, Jodprophylaxe, Evakuierung),
 - anschließende Schutzmaßnahmen (Umsiedlung, Regulierung der kontaminierten Lebensmittel, Futtermittel).
- Zur Verfügung stellen von Unterlagen über Ausmaß des Unfalls zur Optimierung von Umfang, Form und Dauer der Schutzmaßnahmen.

Der externe Havarieplan, der für die Zone der Havarieplanung vor der Inbetriebnahme erstellt wird, umfaßt:

- Informationsteil:
 - Charakteristik des Region, vor allem demographische, geographische, klimatische und Beschreibung der Infrastruktur,
 - Siedlungseinheiten, einschließlich Überblick über die Bevölkerungsanzahl,
 - Ergebnisse der Analysen möglicher Strahlenunfälle und mögliche Bestrahlung der Bevölkerung, der Tiere, der Umwelt,
 - System für die Klassifizierung außerordentlicher Ereignisse gemäß internem Havarieplan,
 - Anforderungen an den Schutz der Bevölkerung und der Umwelt in Bezug auf die Eingriffsebenen bei einem Strahlenunfall,
 - Beschreibung der Organisationsstruktur der Havariebereitschaft in der Zone der Havarieplanung einschließlich der Nennung der Kompetenzen der einzelnen Glieder,
 - Beschreibung des Systems für die Benachrichtigung und Warnung, mit der Anbindung an den Genehmigungsinhaber und die Informationsweitergabe im Rahmen der Organisation der Havariebereitschaft in der Zone der Havarieplanung.
- Operativer Teil:
 - Aufgaben der zuständigen Verwaltungsbehörden und Elemente des integrierten Rettungssystems,
 - Art der Koordination bei einem Strahlenunfall,
 - Kriterien für die Ausrufung einer Bedrohungssituation,
 - Methode zur Sicherung des Informationsflusses bei der Lenkung der Beseitigung der Strahlenunfallfolgen,

- Grundsätze der Tätigkeit bei der Verbreitung oder der Möglichkeit der Verbreitung der Folgen des Strahlenunfalls außerhalb der Zone der Havarieplanung und System der Anbindung und Zusammenarbeit mit den zuständigen Verwaltungsbehörden,
- Art, Vorgangsweise und Form der Information für die Bevölkerung in der Zone der Havarieplanung, einschließlich deren Inhalts:
 - Art der möglichen Bedrohung und Maßnahmen, die zum Schutz der Bevölkerung ergriffen werden,
 - tatsächliche Bedrohung und ergriffene Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei der Entstehung eines Strahlenunfalls
- Plan für die konkreten Tätigkeiten:
 - Benachrichtigung,
 - Warnung der Bevölkerung,
 - Eingriffe der Elemente des integrierten Rettungssystems,
 - Schutzraum für die Bevölkerung,
 - Jodprophylaxe,
 - Evakuierung,
 - individueller Personenschutz,
 - Dekontamination,
 - Monitoring,
 - Regulation der Bewegung von Personen und des Verkehrs,
 - Krankenschutz,
 - Maßnahmen zum Schutz von Nutztieren,
 - Regulation von Verteilung und Verzehr von Lebensmitteln, Futtermitteln und Wasser, das durch Radionuklide kontaminiert ist,
 - Maßnahmen beim Tod von Personen im kontaminierten Gebiet, Sicherung der öffentlichen Ordnung und Sicherheit.

Entsprechend der Gesetzgebung in der Einleitung dieses Kapitels hat CEZ-JETE einen internen Havarieplan erstellt und zur Genehmigung vorgelegt, der Teil der notwendigen Havariebereitschaft ist.

Die Gewährleistung der Havariebereitschaft beruht auf:

- Feststellung der Entstehung eines außerordentlichen Ereignisses:
 - Information über den momentanen Zustand der Technologie und der Systeme der Anlagen oder der Arbeitsplätze, deren Versagen oder Beschädigung zu einer Beeinträchtigung der Barrieren führen kann, die für die Einschränkung von Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Arbeitsumgebung, die Umwelt und zur Einschränkung einer unzulässigen Bestrahlung von Personen dienen,
 - Informationen über den momentanen Zustand der Strahlensituation bei den Anlagen oder auf den Arbeitsplätzen, entsprechend dem Monitoringprogramm,
 - Informationen über die Freisetzung von radioaktiven Stoffen in den Bereich des Genehmigungsinhabers und in die Umwelt,
 - Informationen, die es ermöglichen, den Umfang und die Größe der radioaktiven Freisetzung und die Personenbestrahlung aus Sicht des erwarteten Verlaufs der außerordentlichen Situation vorauszusagen,
- Bewertung dessen, wie ernst die außerordentliche Situation ist:
 - 1. Stufe - außerordentliche Situation, die zur einer unzulässigen Bestrahlung von Mitarbeitern und anderen Personen, oder zu einer unzulässigen Freisetzung von

radioaktiven Stoffen in die Räume der Anlagen oder Arbeitsplätze führen kann oder führt; Ereignis der Stufe 1 kann ein Strahlenunfall sein, er ist von eingeschränkter, lokaler Art und zur Beseitigung sind die Kräfte und Instrumente der Bedienung oder Schicht ausreichend, und bei dem Transport kommt es zu keiner Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umwelt,

- 2. Stufe - außerordentliche Situation, die zur einer unzulässigen ernsten Bestrahlung von Mitarbeitern und anderen Personen, oder zu einer unzulässigen Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umwelt oder an Arbeitsplätze führen kann oder führt, die keine Einführung von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung oder der Umwelt erfordert. Das Ereignis der 2. Stufe ist ein Strahlenunfall, dessen Beseitigung die Aktivierung der Einsatzpersonen des Genehmigungsinhabers erfordert und zu deren Beseitigung die Kräfte und Instrumente des Genehmigungsinhabers, eventuell von vertraglich für den Genehmigungsinhaber gesicherten Kräften und Instrumenten ausreichend ist,
 - 3. Stufe - außerordentliche Situation, die zur einer unzulässigen Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umwelt führen kann oder führt, die eine Einführung von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung und der Umwelt erfordert, wie sie im externen Havarieplan oder im Havarieplan des Bezirks festgesetzt sind. Das Ereignis der 3. Stufe ist ein Strahlenunfall und die Beseitigung erfordert neben der Aktivierung der Einsatzpersonen des Genehmigungsinhabers und der Einsatzpersonen laut externem Havarieplan, bzw. des Havarieplan des Bezirks, den Einsatz weiterer betroffener Organe.
- Ausrufung einer außerordentlichen Situation
 - Warnung der bedrohten Mitarbeiter und weiterer Personen, die bei jeder außerordentlichen Situation sofort geschieht,
 - Information über die außerordentliche Situation 1. und 2. Stufe an SUJB ohne Verzögerung bis spätestens:
 - 24 Stunden ab Feststellung einer außerordentlichen Situation der 1.Stufe
 - 4 Stunden ab Feststellung einer außerordentlichen Situation der 2.Stufe
 - Mitteilung über eine außerordentliche Situation der 2.Stufe mit einer unzulässigen Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umwelt an das Bezirksamt ohne Aufschiebung innerhalb von 4 Stunden nach Feststellung,
 - Mitteilung über eine außerordentliche Situation der 3.Stufe ohne Aufschiebung an das Bezirksamt, SUJB und weitere betroffene Organe, die im internen Havarieplan bestimmt sind,
 - Warnung der Bevölkerung in der Havarieplanungszone bei der Entstehung einer außerordentlichen Situation der 3.Stufe,
 - in Kenntnis setzen der Einsatzpersonen, was bei jeder außerordentlichen Situation entsprechend Umfang und Dauer laut dem internen Havarieplan durchgeführt wird. Dies wird durch mindestens zwei voneinander unabhängige technisch – organisatorische Maßnahmen gemacht, und dies in der Arbeitszeit und außerhalb der Arbeitszeit,
 - in Kenntnis setzen über die Entstehung einer außerordentlichen Situation beim Transport umfaßt:
 - Warnung der bedrohten Mitarbeiter und weiterer Personen, wie es bei jeder außerordentlichen Situation sofort geschieht,
 - Information über die außerordentliche Situation 1. und 2. Stufe an SUJB ohne Verzögerung innerhalb von 24 Stunden ab Feststellung einer außerordentlichen Situation der 1.Stufe und 4 Stunden ab Feststellung einer außerordentlichen Situation der 2.Stufe,

- Mitteilung über die außerordentliche Situation 2. Stufe mit außerordentlicher Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umwelt an das Bezirksamt innerhalb von 4 Stunden ab Feststellung,
 - Mitteilung ohne Aufschub an SUJB und das zuständige Bezirksamt über die Entstehung einer außerordentlichen Situation 3. Stufe,
 - in Kenntnis setzen des Einsatzpersonen, was bei jeder außerordentlichen Situation entsprechend in Umfang und Dauer laut dem internen Havarieplan durchgeführt wird.
- Aktivierung der Einsatzpersonen (in Kenntnis setzen und vorbereiten, so daß dann die Aufgaben den festgelegten Einsatzschritten und Einsatzinstruktionen folgend durchgeführt werden).
 - Leitung und Durchführung des Einsatzes:
 - Bei der Entstehung einer außerordentlichen Situation wird der Einsatz von einer Person geleitet, die vom Genehmigungsinhaber bestimmt wird,
 - Leitung und Durchführung des Einsatzes beim Auftreten einer außerordentlichen Situation zielt auf die Tätigkeiten ab, die zur Beschränkung der Entwicklung und Minimierung der Folgen der außerordentlichen Situation und zur Beherrschung der Quelle ionisierender Strahlung bestimmt sind und verläuft entsprechend:
 - im voraus erstellten Einsatzschritten, Einsatzinstruktionen und Monitoringprogramm,
 - den Ergebnissen des Monitorings, der tatsächlichen Situation und deren angenommener Weiterentwicklung und Dauer, so daß die durchgeführten Maßnahmen mehr Nutzen als Schaden erbringen,
 - im Zeitraum ab Entstehung einer außerordentlichen Situation bis zur Klärung der Ursachen für die außerordentliche Situation, ist es verboten, Kontroll – und Meßgeräte Systeme und Geräte zu zerlegen, es darf auch die Einstellung der Signalebene nicht verändert werden, die für die Informationsgewinnung über die Entstehung einer außerordentlichen Situation dient,
 - die Einsatzschritte, die von den Grundsätze für die einzelnen vorhersehbaren außerordentlichen Situationen in zeitlicher Abfolge geplant werden, umfassen vor allem:
 - organisatorische Struktur für Leitung und Durchführung des Einsatzes mit Bestimmung der grundlegenden Pflichten der Mitarbeiter durch den Genehmigungsinhaber und weiterer Personen einschließlich der Gewährleistung der Zusammenarbeit zwischen ihnen,
 - Verzeichnis der Einsatzinstruktionen für die Durchführung der einzelnen Tätigkeiten für die Leitung und Durchführung des Einsatzes,
 - Methoden zur Einschränkung der Bestrahlung der Angestellten und weiterer Personen,
 - Grundsätze für die medizinische Versorgung,
 - Grundsätze für die Dokumentation der Tätigkeit für die Leitung und Durchführung des Einsatzes,
 - Umfang und Art der Datenübergabe an SUJB,
 - die Einsatzinstruktionen umfassen die konkrete Beschreibung der einzelnen Tätigkeit bestimmter Mitarbeiter und weiterer Personen, die sich an der Durchführung des Einsatzes beteiligen; die Einsatzinstruktionen bestimmt vor allem:
 - Zweck und Ziel der bestimmten Tätigkeit,
 - Spezifikation und Beschreibung der Tätigkeit,
 - organisatorische Sicherstellung und Zusammenarbeit mit den weiteren eingreifenden Mitarbeitern einschließlich der Art ihrer gegenseitigen Verbindung,

- Verzeichnis der notwendigen technischen Ausstattung, der Geräteausstattung und Materialausstattung für die Leitung und Durchführung des Einsatzes und den Ort der Aufbewahrung,
- Verzeichnis der benötigten Hilfsmittel und Ort der Aufbewahrung,
- Art und Umfang der Dokumentation der Tätigkeit, die laut Einsatzinstruktion durchgeführt wird,
- Monitoring der Strahlensituation:
 - Bei der Entstehung von außerordentlichen Ereignissen, die zu einem Strahlenunfall führen können oder führen, wird das Monitoring der Strahlensituation gemäß dem Monitoringprogramm durchgeführt,
 - Teil des Monitoringprogramms für Anlagen und Arbeitsplätze, für die eine Havarieplanungszone eingerichtet wurde, ist die kontinuierliche Beobachtung der meteorologischen Situation und das Monitoring der Umgebung der Anlagen und Arbeitsplätze bei der Entstehung eines Strahlenunfalls; die gewonnenen Daten dienen der Durchführung einer schnellen Abschätzung der möglichen Bestrahlung der Bevölkerung in den Havarieplanungszone und zur Vorbereitung einer Empfehlung für die rechtzeitige Durchführung von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung und der Umwelt in der Havarieplanungszone,
 - Einschränkung der Bestrahlung der Mitarbeiter und weiterer Personen – im Falle der Entstehung einer außerordentlichen Situation, wo eine unzulässige Bestrahlung der Mitarbeiter und weiterer Personen nicht ausgeschlossen werden kann, werden Maßnahmen zur Einschränkung vorbereitet und durchgeführt. Das sind Versammlung oder Schutzraum, eventuell Evakuierung; Versammlung oder Schutzraum für die Mitarbeiter und weitere Personen sind vor allem bei der Entstehung einer außerordentlichen Situation der 2. und 3. Stufe unter der Annahme gewährleistet, daß sie ohne die Realisierung dieser Maßnahmen einer Bestrahlung ausgesetzt würden, die das Einsatzniveau überschreitet. Für die Versammlung der Mitarbeiter und weiterer Personen wird festgesetzt und sichergestellt:
 - Ort für die Versammlung oder Schutzraum (Sammelplatz oder Schutzraum), der in einem betriebsbereiten Zustand erhalten werden muß,
 - Fluchtweg vom Ort der Entstehung der außerordentlichen Situation und von bedrohten Räumen zum Ort für die Versammlung oder in den Schutzraum,
 - Art der Evidenzführung über die Personen am Sammelplatz oder im Schutzraum,
 - dosimetrische Kontrolle der Personen am Sammelplatz oder im Schutzraum und Gewährleistung ihrer Dekontamination,
 - Gewährung von Erster Hilfe am Sammelplatz oder im Schutzraum,
 - Kommunikationsverbindung mit den Personen der Einsatzleitung,
 - Organisation einer eventueller Evakuierung der Mitarbeiter und weiterer Personen vom Sammelplatz oder Schutzraum; die Evakuierung wird für außerordentliche Situationen der 3 Stufe garantiert und durchgeführt, wenn die Annahme besteht, daß die Mitarbeiter und weiteren Personen auch bei der Versammlung und im Schutzraum ohne Realisierung dieser Maßnahmen einer Bestrahlung ausgesetzt wären, die zur Überschreitung der Einsatzgrenzwerte führen würde,
 - für die Evakuierung der Mitarbeiter und weiterer Personen wird eine Stelle für Abtransport der Personen vom Sammelplatz oder Schutzraum gesichert, wie auch die benötigte Anzahl der Verkehrsmittel, der Evakuierungstrassen in Anbindung an den interenen Havarieplan, die Art der Evidenzführung der evakuierten Personen, Instrumente für das Monitoring der Strahlensituation im Verlauf der Evakuierung,

- Grundsätze für die medizinische Versorgung im Falle der Entstehung einer außerordentlichen Situation umfassen:
 - Art des Aufsuchens der Mitarbeiter und weiterer Personen an den Orten mit Anlagen oder an den Arbeitsplätzen, die von der außerordentlichen Situation bedroht sind,
 - Art der Gewährung Erster Hilfe den verletzten Mitarbeitern und weiteren Personen,
 - Art der medizinischen Versorgung für verletzte Mitarbeiter und weitere Personen,
 - Sicherstellung von fachlicher, eventuell spezieller medizinischer Versorgung für verletzte Mitarbeiter und weitere Personen,
 - Zusammenspiel mit den Einsatzpersonen, die die Lenkung, Durchführung und das Monitoring der Strahlensituation sichern,
 - für den Fall einer Entstehung einer außerordentlichen Situation, bei der die innere Kontamination von Personen durch radioaktive Stoffe nicht ausgeschlossen werden kann, muß im Rahmen der medizinischen Versorgung eine entsprechende Anzahl von Antidoten (d.h. Stoffen zur Einschränkung der Bestrahlung aus innerer Kontamination) zur Verfügung stehen, wie auch der Ort der Lagerung und die Art ihrer Verteilung,
- ab dem Zeitpunkt der Entstehung und im Verlauf der außerordentlichen Situation werden in zeitlicher Abfolge alle Befehle an Personen, die vom Genehmigungsinhaber zur Einsatzsteuerung bestimmt sind aufgezeichnet, weiters die Größen und Parameter und Tatsachen, die für die Ausrufung einer außerordentlichen Situation und der Leitung und Durchführung des Einsatzes wichtig und entscheidend sind:
 - Auf Basis der Aufzeichnungen wird ein Protokoll über Entstehung und Verlauf der außerordentlichen Situation erstellt. Es enthält vor allem die Ursachen der Entstehung und die Bewertung der Bedeutung der außerordentlichen Situation, die Schritte, die zur Leitung und Durchführung des Einsatzes getätigt wurden. Weiters ist im Protokoll auch die Bewertung in Hinblick auf die Vorgangsweisen laut internem Havarieplan, Havarieordnung und Einsatzinstruktionen, Bewertung der Sinnhaftigkeit und Wirksamkeit der durchgeführten Schritte bei Leitung und Durchführung des Einsatzes, die Bewertung der Folgen der außerordentlichen Situation für die Technologien und Systeme der Anlagen und Arbeitsplätze, eventuell der Hüllensysteme, die Bewertung der Gesundheitsfolgen für die Mitarbeiter und weitere Personen, die sich an der Leitung und Durchführung des Einsatzes beteiligten, die Bewertung der Freisetzung der radioaktiven Stoffe in die Umwelt einschließlich der Monitoringergebnisse, ein Vorschlag für die weitere Beseitigung der Folgen, ein Vorschlag für die Maßnahmen, die der Verhinderung und Reduktion eines wiederholten Auftretens der entstandenen außerordentlichen Situation dienen, enthalten.
 - das Protokoll wird SUJB innerhalb eines Monats ab Ausrufung der außerordentlichen Situation 1. und 2. Stufe und innerhalb von drei Monaten ab Ausrufung eines Ereignisses 3. Stufe übermittelt,
 - Aufzeichnungen und Protokolle über außerordentliche Situationen werden für mindestens 50 Jahre ab Ausrufung der außerordentlichen Situation in Evidenz gehalten und archiviert,
 - bei Entstehung und Verlauf einer außerordentlichen Situation, die zu einem Strahlenunfall führen kann, gewährt der Genehmigungsinhaber SUJB die notwendigen Daten und Informationen über:
 - Zustand der Technologie und Systeme (technologischer Teil) der Anlagen oder Arbeitsplätze, eventuell des Hüllensystems,
 - die Strahlensituation in den Räumen und der Umgebung der Anlage oder der Arbeitsplätze, eventuell am Ort der außerordentlichen Situation beim Transport und dessen Umgebung,

- Freisetzung von radioaktiven Stoffen und ionisierender Strahlung,
 - Bestrahlung der Mitarbeiter und weiterer Personen und Methoden zur Einschränkung der Bestrahlung,
 - ergriffene Maßnahmen des Genehmigungsinhabers und Art der Information der staatlichen Behörden und der Öffentlichkeit.
- Vorbereitung der Mitarbeiter, Personen und Nachweis der Havariebereitschaft:
 - der Inhalt der internen Havarieplanung ist nachweislich allen Mitarbeitern und weiteren Personen bei Arbeitsantritt vor Beginn der Tätigkeit vertraut gemacht worden, und wird mindestens einmal jährlich entsprechend der Art der Arbeit aufgefrischt,
 - für Mitarbeiter, die vom Genehmigungsinhaber für Leitung und Durchführung des Einsatzes bestimmt sind, einschließlich der Vertragspersonen wird ein Plan für ihre theoretische und praktische Vorbereitung erstellt, der dem Erlernen der Tätigkeit dient, wie sie für sie im internen Havarieplan und den Einsatzinstruktionen vorgesehen sind, und das mindestens einmal im Jahr.
 - die Durchführung jeder Vorbereitung muß nachgewiesen werden,
 - der Inhalt der Havarieordnung muß vor Transportbeginn allen Mitarbeitern und weiteren Personen, die sich am Transport beteiligen, vertraut sein, und das entsprechend dem Umfang, der Art und dem Ort ihrer Tätigkeit bei außerordentlichen Ereignissen,
 - die Information der Mitarbeiter und weiterer Personen wird bei jeder Veränderung des internen Havarieplans oder der Havarieordnung durchgeführt, im Ausmaß der zugehörigen Änderungen.

Der Nachweis der Havariebereitschaft dient dem Beweis für die Fähigkeit, qualifiziert, effektiv und zweckmäßig Aufgaben und Tätigkeiten laut internen Havarieplan oder Havarieordnung und Einsatzinstruktionen im Fall der Entstehung außerordentlicher Situationen durchzuführen. Zum Nachweis der Havariebereitschaft dient:

- Unfallübungen,
- Kontrolle der Funktionstüchtigkeit der technischen Mittel, Systeme und Geräte für die Leitung und Durchführung der Einsätze.

Die Unfallübungen werden entsprechend dem erarbeiteten Plan durchgeführt, der die Ausrichtung, den Umfang und die Termine der Übungen festsetzt, eventuell auch die Häufigkeit. Bei der Erstellung des Plans wurde mit der Übung gerechnet, die folgendes beinhaltet:

- Einsatzinstruktionen für die einzelnen Stufen der außerordentlichen Ereignisse mindestens einmal jährlich,
- Einsatzschritte und anknüpfende Einsatzinstruktionen für die Entstehung eines außerordentlichen Ereignisses der Stufe 3 – Strahlenunfall, mindestens einmal in zwei Jahren.

Die Havarieübung besteht aus einem Vorbereitungs -, einem Realisierungs – und einem Bewertungsteil. Im Vorbereitungsteil wird entsprechend dem Havarieübungsplan eine Szenario erarbeitet, wo vor allem festgesetzt wird:

- Ziel, Umfang und Dauer der Übung,
- Bestimmung von Entstehung und Art des außerordentlichen Ereignisses und dessen Entwicklung im Verlauf der Übung,

- Spezifikation der Einsatzinstruktionen und Schritte, die geübt werden,
- Festsetzung der Personen zur Bewertung und eventuellen Beobachtung der Übung.

Der Durchführungsteil ist die eigentliche Durchführung der Übung entsprechend einem vorbereiteten Szenario unter Teilnahme der für die Leitung und Durchführung des Einsatzes verantwortlichen Personen, einschließlich der Personen zur Bewertung und eventuellen Beobachtung der Übung. Als Abschluß der Übung wird die Bewertung durchgeführt. Dies geschieht in der Form eines Abschlußprotokolls, das im Sinne des Gesetzes als für die Havarievorbereitung wichtige Tatsache angesehen wird. Diese Protokolle werden für 5 Jahren in Evidenz gehalten. Für ein Kalenderjahr wird eine umfassende Bewertung der durchgeführten Übungen erstellt, die SUJB spätestens zum Ende des ersten Quartals des Folgejahres übergeben wird. Eine Ausnahme ist eine Übung für die Entstehung eines Strahlenunfalls, wo das Abschlußprotokoll innerhalb von zwei Monaten nach der Bewertung der Übung übergeben wird. Auf Basis der bei der Übung festgestellten Mängel werden Verbesserungen des internen Havarieplans, der Einsatzinstruktionen, der Vorbereitung der Personen für die Leitung und Durchführung des Einsatzes, die Ergänzung der technischen Ausstattung vorgenommen. Über den Rahmen der durchgeführten Übung hinaus wird überprüft:

- einmal in drei Monaten die Funktionstüchtigkeit der technischen Instrumente, Systeme und Art der Benachrichtigung der Personen für die Leitung und Durchführung des Einsatzes,
- zweimal jährlich die Funktionstüchtigkeit der technischen Instrumente, Systeme und Art der Warnung der Mitarbeiter und weiterer Personen,
- einmal in drei Monaten die Funktionstüchtigkeit der technischen Instrumente, Systeme und Art der Benachrichtigung über eine außerordentliche Situation und einen Strahlenunfall,
- die Funktionstüchtigkeit der technischen Instrumente, Systeme und Art der Warnung der Bevölkerung in der Havarieplanungszone entsprechend dem Umfang, wie er in einer eigenen Vorschrift bestimmt ist.

Der Nachweis über die genannten Tätigkeiten wird im Sinne von §18 des Ges. Nr. 18/1997 des Gb. als eine für die Havariebereitschaft wichtige Tatsache betrachtet und die Durchführung muß bewiesen werden. Die Protokolle über die Durchführung und die Ergebnisse werden mindestens ein Jahr in Evidenz gehalten.

Der interne Havarieplan umfaßt vor allem:

- Einleitungsteil, der folgende Angaben enthält:
 - Basisdaten über den Antragsteller einschließlich Kontaktangaben,
 - Gegenstand und Ausmaß der Tätigkeit,
 - Ort der Tätigkeit und Dauer dieser Tätigkeit,
- erwogene außerordentliche Ereignisse im Rahmen der einzelnen Stufen mit Nennung der Art der Feststellung und Bewertung,
- Art und Systeme für die Ausrufung außerordentlicher Ereignisse,
- Art der Aktivierung der Einsatzpersonen,
- Einsatzschritte für Leitung und Durchführung des Einsatzes für die einzelnen außerordentlichen Ereignisse mit Anführung der Methode zur Einschränkung der Bestrahlung und Sicherung der medizinischen Versorgung der Mitarbeiter und weiterer Personen,
- Art der Dokumentation der Tätigkeiten bei außerordentlichen Ereignissen,
- Art der Informationsweitergabe,

- Verzeichnis der Organe der Verwaltung und anderer Organe und Art der Informationsweitergabe an diese,

Die Revision des internen Havarieplans wird mindestens alle drei Jahre durchgeführt. Wenn es zur Veränderung von Bedingungen kommt, die einen Einfluß auf die Havariebereitschaft haben, muß sofort die Änderung des internen Havarieplans oder eines Teils, eventuell der Einsatzschritte unternommen werden.

Die Havarieordnung für den Transport umfaßt vor allem:

- Einleitungsteil, der folgende Angaben enthält:
 - Basisdaten über den Antragsteller einschließlich Kontaktangaben,
 - Gegenstand, Ausmaß und Dauer des Transports,
- genaue Beschreibung des beförderten Materials,
- Beschreibung des Hüllensystems,
- erwogene außerordentliche Ereignisse im Rahmen der einzelnen Stufen mit Angabe zur Feststellung und Bewertung der Ereignisse,
- Art und Systeme für die Ausrufung außerordentlicher Ereignisse,
- Art der Aktivierung der Einsatzpersonen,
- Einsatzschritte für Leitung und Durchführung des Einsatzes für die einzelnen außerordentlichen Ereignisse mit Anführung der Methode zur Einschränkung der Bestrahlung und Sicherung der medizinischen Versorgung der Mitarbeiter und weiterer Personen,
- Art der Dokumentation der Tätigkeiten bei außerordentlichen Ereignissen,
- Art der Informationsweitergabe,
- Verzeichnis der Organe der Verwaltung und anderer Organe und Art der Informationsweitergabe an diese,

Beim Transport im Bereich des Genehmigungsinhabers kann die Havarieordnung Teil des internen Havarieplans sein. Wenn es zur Veränderung von Bedingungen kommt, die einen Einfluß auf die Havariebereitschaft haben, muß sofort die Änderung des internen Havarieplans oder eines Teils, eventuell der Einsatzschritte unternommen werden.

Die Havariebereitschaft wird weiters nachgewiesen durch:

- Erstellung von Einsatzinstruktionen,
- vertragliche Sicherung anderer Personen, die zur Durchführung des Einsatzes benachrichtigt werden,
- ein System der Vorbereitung der Mitarbeiter und weiterer Personen auf ihre Tätigkeit bei der Entstehung einer außerordentlichen Situation,
- Nachweis der Havariebereitschaft.

Der Temelinbetreiber CEZ-ETE erfüllt die Verpflichtungen der genannten Gesetze mit der Methode, wie sie im internen Havarieplan beschrieben ist, der von SUJB am 16.12.1999 als GZ 14600/5/99/Kr genehmigt wurde. Für die Planung des Schutzes der Bevölkerung in der Umgebung des KKW im Falle eines Strahlenunfalls und für die Erstellung eines externen Havarieplans wurde mit der SUJB-Entscheidung Nr. 311/1997 vom 5.8.1997 die Havarieplanungszone KKW Temelin festgesetzt. Es handelt sich um den Radius von 13 km ab der Mitte des Containments von Block 1. Für die Gewährleistung der Vorbereitung und Durchführung der Evakuierung der Bevölkerung wurde mit dieser Entscheidung ein innerer Teil der Havarieplanungszone bestimmt. Es handelt sich um den Radius von 5 km ab der Mitte des Containments von Block 1 unter Einbeziehung der Gemeinde an der Grenze. Die

Größe der Havarieplanungszone ist in Beilage Nr. 8.2 dieser Dokumentation graphisch dargestellt. Die nächstgelegene dauerhafte Besiedlung in der Entfernung vom 3 km nordwestlich vom KKW ist die Gemeinde Temelin mit 730 Einwohnern. Die wichtigsten Städte in der Havarieplanungszone sind die Städte:

- Tyn nad Vltavou, 6 km nordöstlich mit ca. 7500 Einwohnern,
- Protivin 12 km westlich mit ca. 5000 Einwohnern,
- Zliv ist 12 km südlich mit ca. 3800 Einwohnern gelegen.

Außerhalb den Grenzen der Havarieplanungszone bis 30 km, befinden sich folgende Städte:

- Hluboká nad Vltavou 14 km südlich mit ca. 4500 Einwohnern,
- Vodnany 15 km südwestlich mit 6500 Einwohnern,
- Bechyne 15 km nordöstlich mit ca. 6200 Einwohnern,
- Netolice 19 km südwestlich mit ca. 2700 Einwohnern,
- Pisek mit ca. 30 000 Einwohnern liegt ca. 22 km nordwestlich,
- Ceske Budejovice mit ca. 10 000 Einwohnern liegt ca. 22 km südlich.

Zum 30.6.1999 lebten in der Havarieplanungszone des KKW Temelin:

- bis 5 km einschließlich Tyn nad Vltavou: 9500 Personen,
- bis 13 km: 26 600 Personen,

An der Gewährleistung der Havariebereitschaft von CEZ – JETE beteiligt sich eine ganze Reihe von Organen und Organisationen auf nationaler und lokaler Ebene. Schema der gegenseitigen Verbindungen:

Abb. 38: Schema der Beziehung der Organe und Organisationen, die sich an der Gewährleistung der Havariebereitschaft beteiligen (siehe zip-file)

Die Organisation der Reaktion auf eine Havarie in der Anfangsphase besteht aus der Gewährleistung der Tätigkeit in Verbindung mit der Anfangsbewertung des Ausmaßes, der Ausrufung eines außerordentlichen Ereignisses, der Aktivierung der Einsatzpersonen und der operativen Leitung und Durchführung des Einsatzes, die nur aus dem Personal des ununterbrochenen Schichtpersonal zusammengesetzt wird. Die interne Organisation der Reaktion auf eine Havarie besteht aus den Angestellten, die den normalen Betrieb des KKW sichern. Im Fall der Entstehung eines außerordentlichen Ereignisses wird die interne Organisation der Reaktion auf eine Havarie in einem festgesetzten Zeitlimit durch im voraus bestimmte Experten und weitere Mitarbeiter von CEZ –ETE ergänzt, die in Bereitschaft sind.

Abb. 39.: Schema der Organisation der Reaktion auf eine Havarie (siehe zip-file)

Technisches Hilfszentrum: garantiert die technische Unterstützung des operativen Personals der Blöcke und die Erstellung der Bewertungsberichte und Empfehlungen für den Havariestab.

Havariestab: garantiert die Leitung des Einsatzes für die Minimierung der Folgen des außerordentlichen Ereignisses des KKW der 2. und 3. Stufe.

Unterstützungszentrum des Betriebs: (Schutzraum des Zivilschutzes unter dem Betriebsgebäude): Schutzraum für die Mitarbeiter des KKW und gleichzeitig Raum für die Konzentrierung der technischen Ausstattung der Einsatzgruppen, die operativ auf Basis der Anforderungen von SI oder NHS gebildet werden.

Das Technische Hilfszentrum und der Havariestab befinden sich im Raum des ehemaligen Schutzraums der Zivilschutzes des Verwaltungsgebäudes, genannt Havarieleitungszentrum des KKW Temelin.

Externes Havariehilfszentrum: Gewährleistet das Monitoring des Strahlenschutzes in der Umgebung des KKW Temelin und über den Havariestab übergibt es der koordinierenden Bezirkshavariekommission Empfehlungen für die Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung in der Havarieplanungszone.

Havarieinformationszentrum: Vorbereitung von Presseerklärungen für Massenmedien und Beantwortung von Fragen der Öffentlichkeit.

Logistisches Unterstützungszentrum: für externe logistische Unterstützung für alle anderen Havariehilfszentren.

Krisenkoordinationszentrum: Havariehilfszentrum von SUJB. Koordiniert die Tätigkeit aller Elemente des Strahlenmonitorings und der unabhängigen Bewertung der Sicherheit des Unfallblocks und erarbeitet Unterlagen für die Entscheidungen über Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung.

Die Warnung der Bevölkerung in der Havarieplanungszone wird auf Basis der Entscheidung von SI CEZ-ETE, bzw. des Vorstehers von HS – CEZ-ETE direkt nach der sofortigen Information der Behörden und der Aufsicht über die Entstehung einer außerordentlichen Situation 3. Stufe erteilt. Die Warnung der Bevölkerung kann im Falle von möglichen technischen Ausfällen auf drei verschiedene Arten durchgeführt werden.

Abb. 40.: Schema der Basisvarianten für die Warnung der Bevölkerung in der Havarieplanungszone auf Basis der Entscheidung von SI CEZ-ETE (siehe zip-file)

C.V.5. Übrige (nicht radiologische) Risiken

Der Betrieb des KKW (mit den bewerteten Veränderungen) ist kein bedeutendes Risiko für die Entstehung von Unfällen, die eine negative Auswirkung auf die Umwelt und die Bevölkerung haben könnten.

Dennoch können mit der Errichtung und des Betriebs einige Unfallsituationen mit der Freisetzung von verunreinigten Abwässern durch die Störung der Dichtigkeit der Kanalisation oder die Störung der Funktion der Kläranlage für ölverunreinigtes Wasser, die Freisetzung von gelagerten Stoffen (Chemikalien, Treibstoff, Schmiermittel und wärmeübertragende Mittel, Reinigungsmittel u.ä.) aus den Lagertanks oder Leitungsbrücken eventuell beim

Transport nicht ausgeschlossen werden. Auch die Möglichkeit des Brands der genannten Medien und anderer Stoffe ist nicht ausgeschlossen.

Die Folgen dieser Unfälle können höchstwahrscheinlich mit den üblichen Methoden beseitigt werden. Wenn es zu den Unfälle im Bereich verfestigter Flächen kommt, wird ein Teil am Ort beseitigt und ein Teil über die Regenkanalisation in ein Sicherheitsbecken geführt, das mit Filtern ausgestattet ist. Im Bereich nicht verfestigter Flächen droht das Versickern. Dieser Zustand muß sofort durch die Abtragung des kontaminierten Erdreichs beseitigt werden und eventuelles Einsickern kann mit dem Abpumpen des unterirdischen Wassers aus den Monitoring – oder Entwässerungsbohrlöchern beseitigt werden.

Die genannten Risiken sind sehr unwahrscheinlich. Es werden keine speziellen Maßnahmen zur Beseitigung oder Prävention gefordert, mit Ausnahme derer, die üblich oder in Bauvorschriften, Sicherheitsvorschriften oder Brandvorschriften etc. vorgeschrieben sind. Gleichzeitig wird mit der Einhaltung der technologischen Disziplin beim Betrieb des KKW gerechnet. Im Areal des KKW und in den Objekten müssen Sanierungsmittel für die Beseitigung der üblichen Lecks von Treibstoffen und anderen schädlichen Stoffen zur Verfügung stehen. Das KKW hat ein Monitoringsystem, daß es ermöglicht, die genannten Lecks bei ihrer Entstehung festzustellen, noch vor der Verbreitung in der Umgebung.

Die Maßnahmen sind von dem Ablauf des Ereignisses abhängig. Bei der Feststellung eines Lecks von gefährlichen Stoffe, wie etwa durch die Beeinträchtigung der Dichtigkeit der Transportleitungen, einer Havarie der Gleisfahrzeuge oder von Lastwagen in der Nähe des Areals usw. ist es notwendig, den größten Teil der Verunreinigung in der nicht saturierten Zone zu beseitigen, bevor sie in das Grundwasser vordringt und sich so in die Umgebung verbreiten kann. Wenn die Sanierung schnell und effektiv verläuft, droht in Hinblick auf die hydrogeologischen Bedingungen des Gesteins und die langsame Bewegung des Grundwassers keine Infiltration der Oberflächengewässer oder des Trinkwassers.

Im Sinne von Gesetz Nr. 353/1999 Gb. über die Prävention von schweren Unfällen, ist das KKW Temelin unter dem Aspekt von gefährlichen Stoffen in keine Gruppe eingeteilt worden, die die Erstellung eines Sicherheitsprogramms, bzw. Sicherheitsberichts erfordern würde. Die chemischen Stoffe auf dem Areal des KKW sind kein Risiko, das die Umgebung bedrohen würde. Die Einschätzung möglicher Folgen eines schweren Unfalls für die Gesundheit und das Leben der Bevölkerung lautet gering, für Nutztiere keine Folgen, für die Umwelt gering und für Eigentum keine Folgen.