

# Verfahren Betriebsbewilligung AKW Beznau II

Bericht an die  
Österreichische Bundesregierung  
sowie an die  
Landesregierung von Vorarlberg



Federal Environment Agency – Austria

Wien, Mai 2002

---

**Projektkoordination Umweltbundesamt**

Franz Meister

**Projektleiter**

Franz Meister

**Autoren**

Peter Hofer (Institut für Risikoforschung der Universität Wien)  
Roman Lahodynsky (Institut für Risikoforschung der Universität Wien)  
Josef Lercher (Rechtsanwälte Partnerschaft, Dornbirn)  
Barbara Rappl (Österreichisches Ökologie Institut, Wien)  
Emerich Seidelberger (Institut für Risikoforschung der Universität Wien)  
Steve Sholly (Institut für Risikoforschung der Universität Wien)  
Antonia Wenisch (Österreichisches Ökologie Institut, Wien)  
Petra Seibert (Inst.f. Meteorologie und Physik der Universität für Bodenkultur)  
Andreas Frank (Inst.f. Meteorologie und Physik der Universität für Bodenkultur)  
T. Szikszai (Enconet Consulting, Wien)  
Paul Sutterlütty (Rechtsanwälte Partnerschaft, Dornbirn)  
Bojan Tomic (Enconet Consulting, Wien)  
Ilse Tweer (Institut für Risikoforschung der Universität Wien)

Der vorliegende Bericht wird aus Mitteln des Bundesministeriums für Land- und Forstwirtschaft, Umwelt und Wasserwirtschaft und des Bundeslandes Vorarlberg finanziert.

**Impressum**

Herausgeber: Umweltbundesamt GmbH (Federal Environment Agency Ltd.)  
Spittelauer Lände 5, A-1090 Wien, Austria

Eigenvervielfältigung

© Umweltbundesamt GmbH (Federal Environment Agency Ltd.), Wien, Mai 2002

Alle Rechte vorbehalten  
ISBN 3-85457-668-X

## **INHALT**

<b>Zusammenfassung</b> .....	<b>5</b>
<b>Kurzfassung</b> .....	<b>7</b>
<b>Kapitel 1</b> <b>Stellungnahme aus rechtlicher Sicht</b> .....	<b>15</b>
<b>Kapitel 2</b> <b>Sicherheitstechnische Anmerkungen zur Beantragung einer unbeschränkten Betriebsbewilligung für Beznau II</b> .....	<b>29</b>
<b>Kapitel 3</b> <b>Ergebnis und Schlussfolgerungen betreffend PSA für NPP Beznau</b> .....	<b>83</b>
<b>Kapitel 4</b> <b>Mögliche Auswirkungen schwerer Unfälle auf Österreich</b> .....	<b>89</b>
<b>Autoren</b> .....	<b>101</b>
<b>Anhang: Karten zu Kapitel 4 (CD-ROM)</b>	



# **ZUSAMMENFASSUNG**



## ZUSAMMENFASSUNG

Am 17.11.2000 haben die Nordostschweizerische Kraftwerke (NOK) ein Gesuch um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung des Kernkraftwerkes Beznau II eingereicht. Das Gesuch und die miteingebrachten Unterlagen (Sicherheitsbericht und Hauptbericht der Probabilistischen Sicherheitsanalyse) wurden am 25.2.2002 der Republik Österreich gemäß Bilateralem Informationsabkommen zugeleitet.

Für das Bundesministerium für Land- und Forstwirtschaft, Umwelt und Wasserwirtschaft und die Vorarlberger Landesregierung hat das Umweltbundesamt eine Fachstellungnahme erstellt, welche die übermittelten Unterlagen in Bezug auf den Gesuchsgegenstand „Aufhebung der befristeten Betriebsbewilligung“ untersucht.

Die Experten empfehlen, sich gegen das Gesuch um Aufhebung der befristeten Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk Beznau II auszusprechen.

Dies wird wie folgt begründet:

- Die Aufhebung einer befristeten Betriebsbewilligung – verbunden mit einer Genehmigung einer unbefristeten Betriebsgenehmigung – hätte u. a. als Konsequenz, dass die Beurteilung der Sicherheit des Kernkraftwerkes Beznau II aufgrund der fehlenden Einflussmöglichkeiten Dritter der Öffentlichkeit entzogen werden würde.
- Zudem entspräche eine unbefristete Betriebsgenehmigung nicht der langjährigen Praxis des Bundesrates, obwohl auch das in Vorbereitung befindliche neue Kernenergiegesetz befristete Betriebsbewilligungen als „Kann-Bestimmung“ vorsieht.
- Das Kernkraftwerk Beznau gehört zu den ältesten Atomanlagen der Schweiz, bzw. baugleichen Anlagen weltweit. Wichtige Komponenten, wie z. B. der Reaktordruckbehälter sind auf eine 40 jährige Betriebsdauer ausgelegt. Zudem sind in den veröffentlichten Unterlagen Angaben zur Alterungsproblematik von Komponenten, welche für die angestrebte Bewilligung jedoch von großer Bedeutung sind, nicht enthalten.

Darüber hinaus sind folgende technische Aspekte von Bedeutung:

- Es sollte in Bezug auf eine sofortige und regelmäßige Überprüfung des Reaktordruckbehälter-Deckels gedungen werden, da aufgrund der Vorkommnisse am Druckwasserreaktor in Davis-Besse (USA), etwaige Borsäure-Korrosionsschäden im ferritischen Materialbereich um die Kontrollstabdurchführungen aufgetreten sein könnten.  
Bezüglich des im Sicherheitsbericht festgestellten LBB (Leck-vor-Bruch)-Verhaltens der Hauptkühlmittelleitungen und der Reaktor-Hauptpumpengehäuse wird auf die grundsätzlichen Bedenken der Nuclear Regulators' "Working Group Task Force on Leak before Break" hingewiesen, wobei insbesondere der Hinweis auf unbekannte Schädigungsmechanismen und unvorhergesehene Belastungen naturgemäß verstärkt für Altanlagen gilt.
- Das AKW Beznau II, speziell die Brennelementlagerbecken, sind nur unzureichend gegen Flugzeugabstürze, gesichert.
- Die Erdbebensicherheit der Anlage wäre im Lichte anzustrengender aktuellerer Untersuchungen zur seismischen Qualifikation des Standortes zu verifizieren.

Die Republik Österreich wie auch ihre Staatsbürger sind von der Entscheidung des Schweizer Bundesrates nicht nur unmittelbar betroffen, sondern es besteht auch ein vitales, schutzwürdiges Interesse rechtlicher und tatsächlicher Natur, an einer Entscheidung des Schweizerischen Bundesrates, welche sowohl den Sicherheitsbedürfnissen der in der Schweiz lebenden und arbeitenden österreichischen Staatsbürger als auch der in Österreich lebenden Bevölkerung in möglichst hohem Maße gerecht wird.

Zur Abschätzung möglicher Auswirkungen schwerer Unfälle in Beznau II auf Österreich wurden anhand realer Wettersituationen Berechnungen der Bodendeposition in Österreich mit dem Modell Flexpart durchgeführt.

In mehr als 60 % (43 % für Vorarlberg) der untersuchten Fälle ergibt sich demnach für Österreich eine Kontamination über dem Wert der mittleren Kontamination der österreichischen Böden nach dem Tschernobyl-Unfall ( $21 \text{ kBq/m}^2$ ). In 47 % (30 % für Vorarlberg) der meteorologischen Situationen würde die Belastung  $185 \text{ kBq/m}^2$  (Maximalbelastung nach Tschernobyl in Österreich) übersteigen. Die höchste simulierte Kontamination liegt über  $7300 \text{ kBq/m}^2$ .



# **KURZFASSUNG**



## KURZFASSUNG

### 1 EINLEITUNG

Mit Schreiben vom 17. November 2000 an den schweizerischen Bundesrat haben die Nordostschweizerische Kraftwerke (NOK) beantragt, die Befristung gegenständlicher Betriebsbewilligung aufzuheben. Von diesem Gesuch wurde das österr. Bundesministerium für auswärtige Angelegenheiten mit Schreiben vom 25. Februar 2002 des schweizerischen Bundesamtes für Energiewirtschaft (BFE) unter Bezug auf das bilaterale „Nuklearinformationsabkommen“ (Art 6 des am 1.1.2001 in Kraft getretenen Abkommens zwischen der Regierung der Republik Österreich und dem Schweizerischen Bundesrat über den frühzeitigen Austausch von Informationen aus dem Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes vom 19.03.1999) in Kenntnis gesetzt.

Diesem Schreiben des BFE waren die Beilagen – ein Sicherheitsbericht 2001 in insgesamt 4 Bänden sowie der Hauptbericht zu einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (Rev. 2, Januar 2002) angeschlossen.

Das Bundesministerium für Land- und Forstwirtschaft, Umwelt und Wasserwirtschaft, Abteilung V/6 Nuklearkoordination und das Amt der Vorarlberger Landesregierung erteilte dem Umweltbundesamt den Auftrag basierend auf die übermittelten Unterlagen eine Fachstellungnahme zur Bewertung des AKW Beznau II hinsichtlich des Antragsgegenstandes der NOK zu erstellen.

### 2 JURISTISCHE ASPEKTE

Am 2. Oktober 2000 nahm der Schweizer Bundesrat vom Ergebnis der Vernehmlassung zum Entwurf eines neuen Kernenergiegesetzes Kenntnis und entschied, auf eine gesetzliche Befristung der Betriebsbewilligungen für Kernkraftwerke zu verzichten.

Diese Entscheidung bezog sich freilich lediglich auf einen Verzicht einer im vorhinein festgelegten Befristung der Betriebsdauer der Kernkraftwerke in der Schweiz im allgemeinen, womit die Frage, ob nicht im Einzelfall hinsichtlich eines bestimmten Kernkraftwerks ohne damit von vornherein eine bestimmte Betriebsdauer festzulegen, eine Betriebsbewilligung befristet werden soll, noch nicht in präjudizieller Form einer Beantwortung zugeführt wurde.

Hinsichtlich des Kernkraftwerks Beznau II erfolgte die erstmalige Betriebsbewilligung am 16.07.1971; diese wurde in der Folge alle sechs Monate bis Ende 1974, dann alle Jahre bis Ende 1980 und sodann für fünf Jahre am 23.12.1980 bis Ende 1985 verlängert. Im Anschluss daran erfolgte zunächst eine Verlängerung vom 13.11.1985 bis 31.12.1993 und schließlich eine provisorische Verlängerung am 15.10.1993 für maximal ein Jahr.

Bereits am 18.12.1991 reichte die Nordostschweizerische Kraftwerke ein Gesuch um eine unbefristete Betriebsbewilligung für den Block II ein. Nachdem sich sowohl die Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) als auch die Eidg. Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen (KSA) positiv geäußert hatten, erteilte der Bundesrat im Dezember 1994 hinsichtlich des Kernkraftwerks Beznau II eine auf 10 Jahre befristete Betriebsbewilligung. Auch hinsichtlich des nahezu gleich alten Kernkraftwerks Mühleberg wurde von Seiten des Betreibers, der BKW Energie AG, ein Gesuch um Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung eingereicht, welchem der Bundesrat nur in begrenztem Maße nachkam, nämlich dergestalt, dass er mit Verfügung vom 14.12.1992 die Betriebsbewilligung bis 31.12.2002 verlängerte und gleichzeitig die Betreiber verpflichtete, im Hinblick auf den Frist-

ablauf Alternativen zu evaluieren. Mit Entscheid vom 28.10.1998 hat nunmehr der Bundesrat die Betriebsbewilligung hinsichtlich der Kernanlage Mühleberg noch einmal verlängert, und zwar bis zum 31.12.2012.

Aus alledem ergibt sich, dass bereits seit zumindest Mitte der 80er Jahre eine Gepflogenheit von Seiten des Bundesrates besteht, lediglich befristete Betriebsbewilligungen zu erteilen – angesichts des Alters des Kernkraftwerks Beznau II, des derzeit noch nicht absehbaren Bedarfs an Kernenergie pro futuro, sowie der Schwierigkeit der Prognose der zukünftigen möglichen Entwicklung im Hinblick auf das Etablieren alternativer Energieträger sowie Energieeinsparungsmöglichkeiten und des Auftretens derzeit noch nicht abschätzbarer Risiken besteht keinerlei Veranlassung, von dieser Tradition abzugehen.

Wenn nun die Betreiberin des Kernkraftwerks Beznau II ihr Gesuch um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung mit dem Hinweis zu stützen versuchen, der Entwurf zu einem neuen Kernenergiegesetz sehe keine Befristung der Betriebswilligungen für Kernkraftwerke vor, so greift dieses Argument gleich aus zwei Gründen ins Leere:

Zum einen ist der Hinweis auf das Fehlen einer Befristung der Betriebsbewilligung im Kernenergiegesetz insofern unrichtig oder zumindest verkürzt dargestellt, als dass der Bundesrat im Gesetzesentwurf zwar auf eine generelle Befristung verzichtet hat, gleichzeitig aber im neuen Kernenergiegesetz die Vornahme einer Befristung als Kann-Möglichkeit ausdrücklich festgehalten wird:

Gemäß Art 21 Abs 2 des Entwurfs des Kernenergiegesetzes können nämlich Betriebsbewilligungen befristet werden. Diese grundsätzliche Möglichkeit der Vornahme einer Befristung wird auch in Art 67 Abs 1 lit a des Entwurfs des neuen Kernenergiegesetzes zum Ausdruck gebracht, wird doch dort normiert, dass die Bewilligung erlischt, wenn die in der Bewilligung gesetzte Frist abläuft.

Zum anderen wird durch den Hinweis auf die fehlende generelle Befristung im neuen Kernenergiegesetz implizit der Eindruck vermittelt, durch den neuen Entwurf habe die Frage der Befristung von Betriebsbewilligungen von Kernanlagen eine Änderung erfahren. Eben dies ist aber nicht der Fall, enthält doch das Bundesgesetz über die friedliche Verwendung der Atomenergie vom 23.12.1959 keinerlei einschlägige Bestimmungen über die Befristung atomrechtlicher Betriebsbewilligungen, mit anderen Worten, es besteht auch nach der derzeitigen Rechtslage keine Verpflichtung zur Vornahme einer zeitlichen Befristung, sodass sich die in den letzten 1 ½ Jahrzehnten von Seiten des Bundesrats geübte Praxis nur dadurch erklären lässt, dass er von dem ihm eingeräumten Ermessen im Hinblick auf die Möglichkeit des Erteilens einer „bloß“ zeitlich befristeten Betriebsbewilligung Gebrauch machte.

Die Republik Österreich als auch ihre Staatsbürger sind von der Entscheidung des Schweizer Bundesrates nicht nur unmittelbar betroffen, sondern es besteht auch ein vitales, schutzwürdiges Interesse rechtlicher und tatsächlicher Natur an einer Entscheidung des Schweizerischen Bundesrates, welche sowohl den Sicherheitsbedürfnissen der in der Schweiz lebenden und arbeitenden österreichischen Staatsbürger als auch der in Österreich lebenden Bevölkerung in möglichst hohem Maße gerecht wird.

In Ergänzung zum beiliegenden sicherheitstechnischen Gutachten und den dort gezogenen Schlussfolgerungen sei betont, dass es sich bei Beznau um das älteste Kernkraftwerk der Schweiz handelt – im Falle Beznau II erfolgte die Standortbewilligung bereits am 17.11.1967, die Inbetriebnahme- und erstmalige Betriebsbewilligung am 16.07.1971 und die kommerzielle Inbetriebnahme am 15.03.1972. Damit stellt Beznau nicht nur das neuntälteste von insgesamt 107 Atomkraftwerken in Europa dar sondern es handelt sich dabei auch um eines der ältesten Kraftwerke seiner Art und Größe weltweit.

Im allgemeinen kann bei Kernkraftwerken von einer durchschnittlichen technischen Betriebsdauer in der Größenordnung von 30-40 Jahren ausgegangen werden – auch bei der politischen Festlegung von Restlaufzeiten für Atomkraftwerken in einigen europäischen Ländern wird von Gesamtlaufzeiten zwischen annähernd 30 (Schweden, Niederlande) und 40 Jahren (Belgien, Deutschland) ausgegangen.

Wenn nun die Nordostschweizerischen Kraftwerke unter Bruch der vormaligen Tradition des Erteilens von lediglich befristeten Betriebsbewilligungen im Zusammenhang mit dem Kernkraftwerk Beznau II ein Gesuch um Aufhebung eben dieser Befristung stellen, so wird dadurch der Eindruck vermittelt, dass damit eine Verlängerung der Laufzeit über die technisch vorgesehene Betriebsdauer von 40 Jahren intendiert wird.

Das Erteilen einer unbefristeten Betriebsbewilligung hätte im Ergebnis auch die negative Konsequenz, dass die Beurteilung der Sicherheit des Kernkraftwerkes Beznau II aufgrund der fehlenden Einflussmöglichkeiten Dritter im Hinblick auf das Anordnen von Aufsichtsmaßnahmen ein für alle Mal der effektiven Kontrolle der Öffentlichkeit entzogen würde.

Gerade das Kernkraftwerk Beznau II bietet aufgrund seines Alters nur einen sehr begrenzten Grad an Schutz gegen Abstürze von großen Passagierflugzeugen. Gleichzeitig hat das Ereignis vom 11.09.2001 aufgezeigt, dass sich pro futuro Bedrohungsszenarien ergeben können, welche derzeit noch nicht absehbar sind, sodass es durchaus Sinn macht, zur Aufrechterhaltung der notwendigen Flexibilität und zur Gewährleistung eines entsprechenden Handlungsspielraumes Kernkraftwerken lediglich eine zeitlich befristete Betriebsbewilligung zu erteilen.

Im übrigen entspricht es dem Geiste der neuen Schweizerischen Bundesverfassung aus dem Jahre 1999, dass erneuerbaren Energien der Vorrang vor anderen Energiequellen zukommt. So postuliert Art 73 der Schweizerischen Bundesverfassung 1999, dass sowohl Bund als auch Kantone ein auf Dauer ausgewogenes Verhältnis zwischen der Natur und ihrer Erneuerungsfähigkeit einerseits und ihrer Beanspruchung durch den Menschen andererseits anzustreben haben, wodurch der Grundsatz der Nachhaltigkeit zum Ausdruck gebracht wird.

Art 89 Abs 1 der neuen Schweizerischen Bundesverfassung konkretisiert dieses Gebot im Hinblick auf die Energiepolitik dahingehend, dass sich Bund und Kantone im Rahmen ihrer Zuständigkeiten für eine ausreichende, breitgefächerte, sichere, wirtschaftliche und umweltverträgliche Energieversorgung sowie für einen sparsamen und rationellen Energieverbrauch einzusetzen haben. Gemäß Abs 3 leg cit hat der Bund zudem die Entwicklung von Energietechniken, insbesondere in den Bereichen des Energiesparens und der erneuerbaren Energien, zu fördern.

Im Ergebnis würde daher das Erteilen einer unbefristeten Betriebsbewilligung zu einer Einschränkung der Handlungsmöglichkeiten des Schweizerischen Bundesrats im Hinblick auf die Chance zur Steuerung der Energiepolitik führen, während das Erteilen einer bloß befristeten Betriebsbewilligung ihm die Möglichkeit eröffnet, sich sämtliche Optionen offen zu halten.

Nach Auffassung der Republik Österreich müsste im Interesse der Wahrung eines ausreichenden rechtlichen Gehörs und des Vertrauensschutzes selbst für den Fall des Inkrafttretens des neuen Kernenergiegesetzes bis zur zweiten Hälfte 2004 der Bundesrat über das anhängige Gesuch der Nordostschweizerischen Kraftwerke entscheiden und dieser Entscheidung die alte Gesetzeslage, das heißt das geltende Recht zum Zeitpunkt des Einbringens des Gesuchs, in concreto das Bundesgesetz über die friedliche Verwendung der Atomenergie vom 23.12.1959 in Verbindung mit dem Bundesbeschluss zum Atomgesetz vom 06.10.1978, zugrunde legen.

Mit Rücksicht auf den Umstand, dass das derzeitige Gesuch der Nordostschweizerischen Kraftwerke noch nach dem gegenwärtig geltenden Recht zu behandeln sein dürfte, würde durch das Erteilen einer unbefristeten Betriebsbewilligung von Seiten des Schweizerischen Bundesrates im Ergebnis bewirkt, dass die Frage der Zulässigkeit des Betriebs des Kernkraftwerkes Beznau II ein für allemal der Beurteilung von Seiten eines unabhängigen, unparteiischen Gerichts entzogen ist und damit der Rechtsschutz derjenigen, welche durch die Betriebsbewilligung im besonderen Maße betroffen sind, in endgültiger Form erheblich eingeschränkt wird.

Demgegenüber hätte das Erteilen einer „bloß“ befristeten Betriebsbewilligung die Konsequenz, dass mit der Einführung des mit umfassenden Rechtsschutzmöglichkeiten ausgestatteten Kernenergiegesetzes im Zuge des Einbringens eines neuen Gesuchs um Verlängerung der Betriebsbewilligung in der Zukunft nicht nur die rechtliche Position der Kernkraftgegner, sondern auch die Rechtsstellung des Kraftwerksbetreibers durch die Möglichkeit des Ergreifens eines Rechtsmittels an ein unabhängiges, unparteiisches Gericht erheblich verbessert würde.

### **3 SICHERHEITSTECHNISCHE ASPEKTE**

#### **Vollständigkeit der Unterlagen**

Zur Bewertung der unbeschränkten Betriebsbewilligung für Beznau II standen der Sicherheitsbericht und der Hauptbericht der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) zur Verfügung.

Der Sicherheitsbericht Beznau II erfüllt generell die Anforderungen bezüglich Aufbau, Gliederung und Inhalt der einzelnen Kapitel. Bei einer exemplarischen Überprüfung der Vollständigkeit spezieller Ausführungen und Unterlagen wurden Unzulänglichkeiten festgestellt. Es wird daher empfohlen, den Sicherheitsbericht zu überarbeiten, um samt die festgestellten Mängel zu beseitigen.

Derzeit steht nur der Hauptbericht der PSA zur Verfügung. Die Alterungsproblematik von Komponenten wurde im PSA-Hauptbericht nicht berücksichtigt.

#### **Angegebene Lebensdauer und Periodische Sicherheitsüberprüfung**

Im Sicherheitsbericht Beznau II wird angegeben, dass die Sicherheit des Reaktordruckbehälters gegen Sprödbruch bei Temperatur- und Druckbelastungen aus postulierten Störfällen (Pressureized Thermal Shock) für 40 Betriebsjahre gewährleistet ist. Nach diesen Angaben müsste die Lebensdauer für den Reaktordruckbehälter des AKW Beznau II, welches 1971 in Betrieb genommen wurde, im Jahr 2010 oder 2011 enden. Es stellt sich grundsätzlich die Frage, warum eine unbefristete Betriebsbewilligung über die Lebensdauer des Reaktordruckbehälters und damit der Anlage hinaus erteilt werden sollte.

Entsprechend der HSK-Richtlinie zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) werden die Unterlagen einer PSÜ von Beznau II bei der Schweizer Aufsichtsbehörde Ende 2002 eingereicht. Wichtiger Schwerpunkt einer PSÜ ist laut HSK-Richtlinie die Bewertung der Betriebserfahrung der Anlage, wobei insbesondere für alte Anlagen, die Alterungsproblematik, die in den vorliegenden Unterlagen (Sicherheitsbericht und PSA-Hauptbericht) unzureichend behandelt wurde, eine wichtige Rolle spielt.

Die Ergebnisse der PSÜ für Beznau II wären eine wichtige Entscheidungsgrundlage für die ganzheitliche sicherheitstechnische Bewertung der Anlage, die für das begonnene Verfahren zur Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung für Beznau II jedoch fehlen.

Für eine alte Anlage, wie Beznau II, wird die Erteilung einer zeitlich befristeten Betriebsbewilligung auf Basis der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen empfohlen.

## Nachrüstungen

Positiv hervorzuheben sind die seit Beginn der 90er Jahre durchgeführten Nachrüstungsmaßnahmen zur Vermeidung und Eindämmung schwerer Unfälle und zur Verbesserung der Sicherheit der Anlage gegen Einwirkungen von Außen, durch die Errichtung unabhängiger gebunkelter Notstandssysteme, durch ein System zur gefilterten Druckentlastung zur Vermeidung von Überdruckversagen des Containments, durch bereits implementierte Notfallprozeduren zum Management schwerer Unfälle etc.

## Probabilistische Sicherheitsanalyse

Die vorliegende Probabilistische Sicherheitsanalyse zu Beznau II entspricht in Methodik und Ausführung den heutigen Herangehensweisen. Aufgrund der implementierten Nachrüstungsmaßnahmen sind die im PSA-Hauptbericht angegebenen PSA-Kennzahlen, zur Kernschadenshäufigkeit und Häufigkeit einer großen Freisetzung von radioaktiven Substanzen, klein und erfüllen die internationalen Sicherheitsziele der International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG) für neue Reaktoren.

Für eine Überarbeitung der PSA durch Betreiber und Aufsichtsbehörde wird empfohlen:

- die Alterungsproblematik für Komponenten (wie z. B. den Einfluss der Neutronenversprödung auf die Wahrscheinlichkeit eines Sprödbruchs des Reaktordruckbehälters RDB) in der PSA zu berücksichtigen,
- neuere Betriebserfahrungen bezüglich Turbinenzerknall in der PSA zu berücksichtigen,
- eine "Probabilistic Seismic Hazard Assessment"-Untersuchung am Stand der Technik durchzuführen und die Resultate in der PSA zu berücksichtigen,
- genauere Studien zum Containmentverhalten bei schweren Unfällen durchzuführen.

## Alterungsproblematik wichtiger Komponenten

Bezüglich des Sprödbruchsicherheitsnachweises für den Reaktordruckbehälter bestehen Zweifel an der Konservativität des verwendeten Wertes für die strahlenbedingte Verschiebung der Sprödbruchübergangstemperatur. Wegen fehlender quantitativer Angaben und widersprüchlicher Aussagen zum Nachweiszeitraum kann die Behauptung eines erfolgten Nachweises der Sprödbruchsicherheit nicht nachvollzogen werden.

Insbesondere können Formulierungen, wie ein „*erheblicher Abstand zur Reißinitiierung*“ bestehe und die Werkstoffdaten seien „*sinngemäß*“ entsprechend den Richtlinien bestimmt worden, nicht dazu dienen, den erfolgten Nachweis der Sprödbruchsicherheit für eine unbefristete Betriebsgenehmigung zu belegen. Auch in Zusammenhang mit den Wiederholungsprüfungen gibt es nur allgemeine Angaben, es fehlt z. B. die Quantifizierung des kleinsten sicher nachweisbaren Fehlers.

Aufgrund der Vorkommnisse am Druckwasserreaktor in Davis-Besse (USA), muss auf eine sofortige und regelmäßige Überprüfung des Reaktordruckbehälter-Deckels in Bezug auf etwaige Borsäure-Korrosionsschäden im ferritischen Materialbereich um die Kontrollstabdurchführungen gedrungen werden. Bezüglich des im Sicherheitsbericht festgestellten LBB (Leck-vor-Bruch)-Verhaltens der Hauptkühlmittelleitungen und der Reaktor-Hauptpumpengehäuse wird auf die grundsätzlichen Bedenken der Nuclear Regulators' "Working Group Task Force on Leak before Break" hingewiesen, wobei insbesondere der Hinweis auf unbekannte Schädigungsmechanismen und unvorhergesehene Belastungen naturgemäß verstärkt für Altanlagen gilt.

### **Erdbebengefährdung**

Der angegebene Wert von 0,15 g Beschleunigung für das zu unterstellende Erdbeben erscheint nicht ausreichend konservativ. Der Sicherheitsbericht nimmt keinen Bezug auf neuere Schweizer Publikationen zur Erdbebengefährdung.

### **Flugzeugabsturz**

Die Beiträge des externen Ereignisses „Flugzeugabsturz“ zur Gesamtkernschadenshäufigkeit sind entsprechend den Angaben der Probabilistischen Sicherheitsanalyse gering. Der Grund dafür ist die in der PSA angenommene geringe Häufigkeit von Flugzeugabstürzen für verschiedene Flugzeugtypen (Passagierflugzeug, Militärflugzeug) im Luftraum von Beznau. Was die Auslegung der Anlage gegen Flugzeugabstürze betrifft, hat laut vorliegendem Sicherheitsbericht die Nachrüstung von Beznau II mit einem unabhängigen System zur Nachzerfallswärmeabfuhr die Wahrscheinlichkeit einer Freisetzung großer Mengen radioaktiver Substanzen aus dem Reaktor bei einem solchen Unfall verringert.

Die Einwirkungen von Flugzeugtrümmern auf das Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente sind im Sicherheitsbericht unzureichend analysiert.

### **Einwirkungen Dritter**

Entsprechend einer vorliegenden Erklärung der Schweizer Aufsichtsbehörde kann für das Schweizer KKW Beznau eine Freisetzung von radioaktiven Substanzen aufgrund eines terroristischen Angriffs nicht ausgeschlossen werden.

Nach den Ereignissen des 11. Sept. 2001 wurden weltweit bei Nuklearanlagen (wie z. B. bei der franz. Wiederaufbereitungsanlage La Hague) verschiedene zusätzliche Sicherheitsvorkehrungen implementiert, bzw. weitere Untersuchungen durchgeführt. Im Sicherheitsbericht zu Beznau II wird ein separates Dokument zur Untersuchung der Widerstandsfähigkeit der Anlage gegenüber Einwirkungen von Dritten angesprochen. Dieses Dokument ist nicht verfügbar.

### **Radioaktives Inventar und Quellterm für Lagerbecken abgebrannter Brennelemente**

Obwohl das radioaktive Inventar in den Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente für langlebigere Radionuklide wie Cs-137 unter Umständen größer sein kann, als das im Reaktor vorhandene, werden im Sicherheitsbericht und im PSA-Hauptbericht darüber keine Angaben gemacht. Aus diesem Grund wurde in diesem Bericht das radioaktive Inventar der Brennelementelagerbecken abgeschätzt.

Im Sicherheitsbericht zu Beznau II wurde kein Störfall mit Freisetzung aus dem Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente untersucht. Im PSA-Hauptbericht wurden Wahrscheinlichkeiten für verschiedene Unfallsequenzen, die zu einer Freisetzung von radioaktiven Substanzen aus den Brennelementelagerbecken führen, angegeben, Quellterme für diese Unfallsequenzen fehlen.

Freisetzungen aus den Brennelementelagerbecken, die außerhalb des Containments von Beznau II angeordnet sind, sollten systematisch in einer PSA Level 2 untersucht werden.



## 4 MÖGLICHE AUSWIRKUNGEN SCHWERER UNFÄLLE AUF ÖSTERREICH

Zur Abschätzung möglicher Auswirkungen schwerer Unfälle in Beznau II auf Österreich wurden anhand realer Wettersituationen Berechnungen der Bodendeposition in Österreich mit dem Modell Flexpart durchgeführt. Der Quellterm von  $8,82 \text{ E}+16 \text{ Bq}$  für Cs-137 als Leitnuclid, wurde aus Angaben der Probabilistischen Sicherheitsanalyse errechnet.

In mehr als 60 % (43 % für Vorarlberg) der untersuchten Fälle ergibt sich demnach für Österreich eine Kontamination über dem mittleren Wert der Kontamination der österreichischen Böden nach dem Tschernobyl-Unfall ( $21 \text{ kBq/m}^2$ ). In 47 % (30 % für Vorarlberg) der meteorologischen Situationen würde die Belastung  $185 \text{ kBq/m}^2$  (Maximalbelastung nach Tschernobyl in Österreich) übersteigen. Die höchste simulierte Kontamination liegt über  $7300 \text{ kBq/m}^2$ .

Bei einem Unfall mit obengenannten radioaktiven Freisetzungen würde in 20 % der untersuchten Fälle in Österreich Gefährdungsstufe III laut österreichischer Rahmenempfehlung erreicht, in Vorarlberg in 15 % der untersuchten Fälle.

Für Gefährdungsstufe III sind in den Rahmenempfehlungen unter anderem ein allgemeines Aufenthaltsverbot im Freien, Verwendung von nicht kontaminierten Nahrungsmitteln und Trinkwasser (Haushaltsvorräte), die vorsorgliche Evakuierung von ungenügend geschützten Personen und die Verabreichung von Kaliumiodidtabletten sowohl an Erwachsene als auch an Kinder vorgesehen.



**KAPITEL 1**  
**STELLUNGNAHME AUS RECHTLICHER SICHT**



## **STELLUNGNAHME AUS RECHTLICHER SICHT**

gem Art 6 des am 1.1.2001 in Kraft getretenen Abkommens zwischen der Regierung der Republik Österreich und dem Schweizerischen Bundesrat über den frühzeitigen Austausch von Informationen aus dem Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes vom 19.03.1999

zum Gesuch der Nordostschweizerischen Kraftwerke vom 17.11.2000 um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung des Kernkraftwerkes Beznau II.

Geleitet von dem Wunsche, die gutnachbarschaftlichen Beziehungen zwischen der Republik Österreich und der Schweizerischen Eidgenossenschaft weiterzuentwickeln,

im Bewusstsein, dass ein gemeinsames Interesse an einer Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen besteht,

in Bekräftigung der Notwendigkeit, weiterhin einen hohen Stand nuklearer Sicherheit sowie eine wirksame nukleare Sicherheitskultur weltweit zu fördern,

in dem Bestreben, zur Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen beizutragen und nachteiligen Auswirkungen auf die Umwelt vorzubeugen,

in Bekräftigung dessen, dass die Verantwortung für die nukleare Sicherheit bei dem Staat liegt, dem die Hoheitsgewalt über eine Kernanlage zukommt,

in dem Bewusstsein, dass Unfälle in Kernanlagen grenzüberschreitende Auswirkungen haben können und Entscheidungen über den Standort, die Errichtung und den Betrieb kerntechnischer Einrichtungen sohin wichtige Interessen des Nachbarlandes berühren

und

in der Überzeugung, dass ein frühzeitiger Austausch von wichtigen Informationen und Erfahrungen über nukleare Sicherheit und Strahlenschutz in bedeutendem Maße zur Sicherheit der Bevölkerung beider Staaten beitragen kann,

gibt die Republik Österreich unter Berufung auf Art 6 des am 1.1.2001 in Kraft getretenen Abkommens zwischen der Regierung der Republik Österreich und dem Schweizerischen Bundesrat über den frühzeitigen Austausch von Informationen aus dem Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes vom 19.03.1999 zum Gesuch der nordostschweizerischen Kraftwerke vom 17.11.2000 um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung des Kernkraftwerks Beznau II binnen offener Frist nachstehende Stellungnahme ab:

### **I.**

Gemäß Art 5 Abs 1 des Bundesgesetzes über die friedliche Verwendung der Atomenergie vom 23.12.1959 (SR 723.0), in welchem viele Aspekte nicht im Detail geregelt sind, sodass man sich bereits Mitte der 70er Jahre dazu veranlasst sah, mit Revisionsarbeiten zu beginnen, welche nunmehr bekanntlich im vorliegenden Entwurf eines Kernenergiegesetzes gemündet haben, hat der Bundesrat die Betriebsbewilligung für eine Atomanlage zu verweigern oder von der Erfüllung geeigneter Bedingungen oder Auflagen abhängig zu machen, wenn dies notwendig ist zur Wahrung der äußeren Sicherheit der Schweiz, zur Einhaltung der von ihr übernommenen völkerrechtlichen Verpflichtungen oder zum Schutz von Menschen, fremden Sachen oder wichtigen Rechtsgütern oder wenn der Bundesrat es aus Gründen der Nichtverbreitung von Kernwaffen als notwendig erachtet.

Schon aus dem Wortlaut dieser Bestimmung („Schutz von Menschen“) geht in einer jeden Zweifel ausschließenden Weise hervor, dass der Bundesrat im Zuge der Erteilung der Bewilligung nicht nur den Sicherheitsinteressen der Schweizer Staatsbürger, sondern sämtlicher Menschen, d. h. auch Ausländern, Rechnung zu tragen hat.

Auch das in Art 10 Abs 1 der am 1.1.2000 in Kraft getretenen neuen Bundesverfassung der schweizerischen Eidgenossenschaft geregelte Recht auf Leben bezieht sich nicht nur auf Schweizer Staatsbürger, sondern ist als Menschenrecht ausgestaltet, sodass es nicht nur Schweizern sondern auch Ausländern zusteht.

Die Tendenz, durch das Etablieren von Menschenrechten auch ausländische Staatsbürger in den Grundrechtsschutz miteinzubeziehen, kommt besonders in der Konvention zum Schutze der Menschenrechte und Grundfreiheiten vom 4.11.1950 (EMRK) zum Ausdruck, welche von der Schweiz im November 1974 ratifiziert wurde und unmittelbar anwendbar ist.

Das im ersten Satz des Art 2 Abs 1 EMRK garantierte Recht jedes Menschen auf das Leben trägt dem Staat nicht nur auf, dass er eine absichtliche und rechtswidrige Entziehung des Lebens unterlässt, sondern auch, dass er geeignete Schritte setzt, um das Leben von Menschen – jedenfalls derjenigen Personen, welche unter seiner Jurisdiktion stehen – zu schützen. Der Staat ist daher dazu angehalten, durch Erlassung entsprechender Schutznormen aber auch durch Exekutivakte wie die gegenständliche Betriebsbewilligung nach den Umständen des Falles alles zu tun, was von ihm verlangt werden kann, um zu verhindern, dass das Leben von Menschen einem vermeidbaren Risiko ausgesetzt wird (vgl das Urteil des Europäischen Gerichtshofs für Menschenrechte vom 9.06.1998, Nr 14/1997/798/1001 im Fall LCB gegen das Vereinigte Königreich).

Trifft der Staat nicht in ausreichendem Maße Vorkehrungen, um die Gefahr von Umweltbeeinträchtigungen im allgemeinen und ein Störfallrisiko im besonderen zu reduzieren, so kann dies auch das Wohlbefinden von Menschen berühren und diese am Genuss ihrer Wohnung in einer Weise behindern, dass ihr Privat- und Familienleben beeinträchtigt ist und damit dem betreffenden Staat eine Verletzung des Art 8 EMRK zur Last gelegt werden kann (vgl das Urteil des Europäischen Gerichtshofes für Menschenrechte vom 19.02.1998, Nr 116/1996/735/932 im Fall Guerra ua gegen Italien).

Verschiedene Unfälle in der Vergangenheit wie in Harrisburg 1979, in Tschernobyl 1986 und Tokaimura 1999 haben nun aufgezeigt, dass ein gewisses Restrisiko im Hinblick auf das Auftreten von Störfällen niemals gänzlich ausgeschlossen werden kann. Dies gilt auch für das gegenständliche Kernkraftwerk Beznau II, wie aus dem beiliegenden sicherheitstechnischen Gutachten des Instituts für Risikoforschung hervorgeht.

Gleichzeitig gilt es mit Rücksicht auf die Erfahrungen von Tschernobyl darauf aufmerksam zu machen, dass für den Fall des Auftretens eines Kernschmelzunfalls mit Austritt von Radioaktivität die damit verbundenen nachteiligen Folgen nicht an der Staatsgrenze Halt machen, sondern vielmehr auch mit ernstesten Auswirkungen für die Gesundheit der Menschen, auf Flora und Fauna, auf Boden, Luft und Wasser innerhalb des österreichischen Staatsgebietes zu rechnen ist.

Für den Fall des „Supergaus“, des Austritts von Radioaktivität im Zuge eines Kernschmelzunfalls, beschränken sich die Auswirkungen selbstverständlich nicht auf die definierte unmittelbare Kernzone von wenigen Kilometern, vielmehr muss auch, wie die beiliegende Ausbreitungsrechnung aufzeigt, von dramatischen Auswirkungen auf die Bevölkerung Österreichs (und deren Lebensraum), insbesondere Vorarlbergs, ausgegangen werden. In diesem Zusammenhang muss insbesondere auf die in der Schweiz und Westösterreich vorherrschende Westwetterlage hingewiesen werden, welche dazu führt, dass die Bevölkerung Westösterreichs beim Auftreten eines Störfalles einem signifikant höheren Risiko ausgesetzt ist und deshalb stärker betroffen sein kann als weite Teile der Schweizer Bevölkerung, insbesondere der West- und Südschweiz.

Aus all diesen Gründen sind sowohl die Republik Österreich als auch ihre Staatsbürger von der Entscheidung des Schweizer Bundesrates nicht nur unmittelbar betroffen, sondern es besteht auch ein vitales, schutzwürdiges Interesse rechtlicher und tatsächlicher Natur an einer Entscheidung des Schweizerischen Bundesrates, welche sowohl den Sicherheitsbedürfnissen der in der Schweiz lebenden und arbeitenden österreichischen Staatsbürger als auch der in Österreich lebenden Bevölkerung in möglichst hohem Maße gerecht wird.

## II.

In Ergänzung zum beiliegenden sicherheitstechnischen Gutachten und den dort gezogenen Schlussfolgerungen sei in Erinnerung gerufen, dass es sich bei Beznau um das älteste Kernkraftwerk der Schweiz handelt – im Falle Beznau II erfolgte die Standortbewilligung bereits am 17.11.1967, die Inbetriebnahme- und erstmalige Betriebsbewilligung am 16.07.1971 und die kommerzielle Inbetriebnahme am 15.03.1972. Damit stellt Beznau nicht nur das neuntälteste von insgesamt 107 Atomkraftwerken in Europa dar, sondern es handelt sich dabei auch um eines der ältesten Kraftwerke seiner Art und Größe weltweit.

Die Materialprobleme wie z. B. durch Korrosion, Versprödung etc wurden in den veröffentlichten Unterlagen nur unzureichend berücksichtigt.

Weil nun aber Beznau zu den weltweit ältesten Kernkraftwerken seiner Art und Größe zu zählen ist, kommen gerade Alterungseffekten große sicherheitstechnische Bedeutung zu.

Im allgemeinen kann bei Kernkraftwerken von einer durchschnittlichen technischen Betriebsdauer in der Größenordnung von 30-40 Jahren ausgegangen werden - auch bei der politischen Festlegung von Restlaufzeiten für Atomkraftwerken in einigen europäischen Ländern wird von Gesamtlaufzeiten zwischen annähernd 30 (Schweden, Niederlande) und 40 Jahren (Belgien, Deutschland) ausgegangen.

Wenn nun die Nordostschweizerischen Kraftwerke unter Bruch der vormaligen Tradition des Erteilens von lediglich befristeten Betriebsbewilligungen im Zusammenhang mit dem Kernkraftwerk Beznau II ein Gesuch um Aufhebung eben dieser Befristung stellen, so wird dadurch der Eindruck vermittelt, dass damit eine Verlängerung der Laufzeit über die technisch vorgesehene Betriebsdauer von 40 Jahren intendiert wird.

Nicht in Abrede gestellt werden soll der Umstand, dass gemäß Art 3 der Verordnung über die eidgenössische Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen die eben bezeichnete Stelle als beratendes Organ des Bundesrates den Betrieb von Kernanlagen unter grundsätzlichen Gesichtspunkten der nuklearen Sicherheit zu verfolgen und Maßnahmen vorzuschlagen hat, welche nach der Erfahrung und nach dem Stand von Wissenschaft notwendig und zumutbar sind. Gleichzeitig existiert mit der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) gemäß Aufsichtsverordnung vom 14.03.1983 (SR 732.22) eine eigens installierte Aufsichtsbehörde in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz von Kernanlagen.

Gemäß Art 8 Abs 2 des Bundesgesetzes über die friedliche Verwendung der Atomenergie vom 23.12.1959 sind nun der Bundesrat und die von ihm bezeichneten Stellen befugt, in Ausübung ihrer Aufsicht jederzeit alle Anordnungen zu treffen, die zum Schutz von Menschen, fremden Sachen und wichtigen Rechtsgütern oder zur Wahrung der äußeren Sicherheit der Schweiz und der von ihr übernommenen völkerrechtlichen Verpflichtungen notwendig werden, sowie die Befolgung der Vorschriften und Anordnungen zu überwachen.

Die eben bezeichneten Behörden sind nicht nur ermächtigt, sondern es ist auch deren Aufgabe zu überprüfen, inwieweit ältere Anlagen in Folge altersbedingter Abnutzungserscheinungen einerseits und wissenschaftlichen sowie technischen Weiterentwicklungen anderer-

seits nachgerüstet werden müssen, oder ob Abweichungen toleriert bzw. anderweitig kompensiert werden können. Durch die eben beschriebenen Möglichkeiten der Einflussnahme seitens der Aufsichtsbehörden ist zwar der Betreiber eines Kernkraftwerkes auch für den Fall einer unbefristeten Betriebsbewilligung in bestimmtem Maße einem äußeren Zwang ausgesetzt, sein Kraftwerk ständig an den neuesten Stand der Technik im Hinblick auf Sicherheitsvorkehrungen anzupassen.

Wenn daraus nun aber die Nordostschweizerischen Kraftwerke in ihrem Gesuch um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung den Schluss ziehen wollen, eine Befristung der Betriebsbewilligung sei sicherheitstechnisch nicht relevant, so verkennen sie, dass im Rahmen des Treffens von Entscheidungen im Hinblick auf die Anordnung von Aufsichtsmaßnahmen gemäß Art 8 des Atomgesetzes Personen und Organisationen, die durch den Betrieb des Kernkraftwerkes in besonderem Maße betroffen sind, über keine Parteienstellung oder irgendwie geartete Mitspracherechte verfügen. Die Frage der nuklearen Sicherheit einer Atomanlage ist nämlich abschließend durch den Bund im Rahmen des Bewilligungsverfahrens zu prüfen, sodass sie nicht im Zuge von anderen Verwaltungsverfahren wie beispielsweise baupolizeilichen oder raumplanerischen Verfahren, die in den Kompetenzbereich der Kantone fallen, aufgeworfen werden kann (vgl BGE 119 IA 390, Seite 402).

Das Erteilen einer unbefristeten Betriebsbewilligung hätte daher im Ergebnis die negative Konsequenz, dass die Beurteilung der Sicherheit des Kernkraftwerkes Beznau II aufgrund der fehlenden Einflussmöglichkeiten Dritter im Hinblick auf das Anordnen von Aufsichtsmaßnahmen ein für alle Mal der effektiven Kontrolle der Öffentlichkeit entzogen würde.

### III.

Der von niemandem auch nur erahnbare terroristische Anschlag auf das World Trade Center in New York vom 11.09.2001 hat aufgezeigt, dass neue, nicht vorhersehbare Bedrohungsbilder auftreten können, welche die Betreiber von Kernkraftwerken sowie die Aufsichtsbehörden vor neue Herausforderungen im Hinblick auf die Sicherung des Kernkraftwerkes vor Einwirkungen von außen gestellt haben.

Zwar hat gerade die Schweiz die Möglichkeit einer Gefährdung der Sicherheit eines Kernkraftwerkes aufgrund eines Flugzeugsabsturzes schon früh erkannt, ist es doch bis in jüngere Zeit neben Deutschland das einzige Land gewesen, das Sicherheitskriterien gegen Flugzeugabstürze vorschrieben hat, und zwar in Gestalt der HSK-Richtlinie R-102, deren Inhalt bereits im Jahre 1986 in Kraft gesetzt wurde. Da die Absturzhäufigkeit von Großflugzeugen im Überflug im allgemeinen aber als sehr klein erachtet wurde, bezog sich die eben genannte Richtlinie nicht auf Großflugzeuge, sondern richtete ihr Hauptaugenmerk auf den Aufprall eines Militärflugzeuges.

Entsprechend aufgestellte Wahrscheinlichkeitsberechnungen im Hinblick auf einen Direktaufprall eines Flugzeuges auf ein Reaktorgebäude bezogen sich jeweils auf die Möglichkeit eines Flugzeugabsturzes, man rechnete jedoch in der Vergangenheit nicht damit, dass ein Reaktorgebäude im Zuge eines terroristischen Anschlags auch gezielt anvisiert werden könnte.

Die Reaktorgebäude der Ende der 60er Jahre gebauten Kernkraftwerke Beznau wurden gemäß dem damaligen Stand der Technik nicht speziell gegen Flugzeugabstürze ausgelegt. Mit dem in den Jahren 1992/93 erstellten Notstandssystem für die beiden Blöcke des Kernkraftwerkes Beznau (sogenanntes NANO-System) wird nunmehr freilich ein begrenzter Schutz geboten.



In einer Publikation der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) vom 21.09.2001 sowie einer Medienmitteilung des Eidgenössischen Departements für Umwelt, Verkehr, Energie, Kommunikation (UVEK) vom selben Tag räumen die Schweizerischen Aufsichtsbehörden aber selber ein, dass der terroristische Missbrauch eines vollbetankten schweren Verkehrsflugzeuges als Bombe weltweit in der Vergangenheit bei keiner technischen oder zivilisatorischen Einrichtung als Bedrohungsszenario einbezogen worden sei. Die heutigen Kernkraftwerke würden in diesem Fall keinen vollen Schutz bieten.

Im Falle eines schweren Flugzeugabsturzes könne nicht ausgeschlossen werden, dass es zum Versagen der Sicherheitshülle und auch zur Beschädigung der darunter liegenden inneren Gebäudestrukturen komme. Es sei durchaus denkbar, dass im Fall eines direkten Auftreffens eines Triebswerkes auf das Reaktorgebäude Brennelemente im Brennelementlager oder das Primärkühlsystem beschädigt würden und es zu einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen komme.

Insgesamt seien die derzeit in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke aus bautechnischer Sicht nicht gegen die Auswirkungen terroristischer Angriffe aus der Luft geschützt und es seien auch keine technischen Nachrüstungen realisierbar, die einen 100%igen Schutz gegen die Folgen eines Terroranschlages garantieren würden.

Im Falle des zu bewilligenden Kernkraftwerks Beznau II kommt nun im Hinblick auf eine Risikoerhöhung in Folge eines Flugzeugabsturzes erschwerend der Umstand hinzu, dass sich zwar der Reaktordruckbehälter selbst hinter verschiedenen Barrieren von Beton und Stahlhüllen befindet, welche zuerst durchschlagen werden müssten, sodass dadurch ein bestimmter, nicht quantifizierbarer Schutz besteht. Eben dieser Schutz kommt jedoch nicht jenen Brennelementen zu, welche außerhalb des Containments (Stahlkoppel) im Nebengebäude bis zu drei Jahren gelagert werden.

Insgesamt bietet daher gerade das Kernkraftwerk Beznau II aufgrund seines Alters und der eben genannten Spezifika nur einen sehr begrenzten Grad an Schutz gegen Abstürze von großen Passagierflugzeugen. Gleichzeitig hat das Ereignis vom 11.09.2001 aufgezeigt, dass sich pro futuro Bedrohungsszenarien ergeben können, welche derzeit noch nicht absehbar sind, sodass es durchaus Sinn macht, zur Aufrechterhaltung der notwendigen Flexibilität und zur Gewährleistung eines entsprechenden Handlungsspielraumes Kernkraftwerken lediglich eine zeitlich befristete Betriebsbewilligung zu erteilen.

#### IV.

Gemäß Art 3 Abs 1 lit b des Bundesbeschlusses zum Atomgesetz vom 6.10.1978 (SR 732.01) hat der Bundesrat die Rahmenbewilligung zur Errichtung eines Kernreaktors zu verweigern, wenn an der Anlage oder an der Energie, die in der Anlage erzeugt werden soll, im Inland voraussichtlich kein hinreichender Bedarf bestehen wird. Bei der Ermittlung des Bedarfs ist möglichen Energiesparmaßnahmen, dem Ersatz von Erdöl und der Entwicklung von anderen Energieformen Rechnung zu tragen.

Auch wenn diese Bestimmung nach ihrem klaren Wortlaut lediglich das Erteilen einer Rahmenbewilligung an einen Bedarfsnachweis knüpft, stellt es ein Gebot wirtschaftlicher Vernunft dar, dass eine Betriebsbewilligung, insbesondere wenn sie unbefristeter Natur ist, nur dann zu erteilen ist, wenn auch pro futuro mit einem entsprechenden Energiebedarf gerechnet werden muss.

Im übrigen entspricht es dem Geiste der neuen Schweizerischen Bundesverfassung aus dem Jahre 1999, dass erneuerbaren Energien der Vorrang vor anderen Energiequellen zukommt. So postuliert Art 73 der Schweizerischen Bundesverfassung 1999, dass sowohl Bund als auch Kantone ein auf Dauer ausgewogenes Verhältnis zwischen der Natur und ihrer

Erneuerungsfähigkeit einerseits und ihrer Beanspruchung durch den Menschen andererseits anzustreben haben, wodurch der Grundsatz der Nachhaltigkeit zum Ausdruck gebracht wird.

Art 89 Abs 1 der neuen Schweizerischen Bundesverfassung konkretisiert dieses Gebot im Hinblick auf die Energiepolitik dahingehend, dass sich Bund und Kantone im Rahmen ihrer Zuständigkeiten für eine ausreichende, breitgefächerte, sichere, wirtschaftliche und umweltverträgliche Energieversorgung sowie für einen sparsamen und rationellen Energieverbrauch einzusetzen haben. Gemäß Abs 3 leg cit hat der Bund zudem die Entwicklung von Energietechniken, insbesondere in den Bereichen des Energiesparens und der erneuerbaren Energien, zu fördern.

Nach Angaben des Schweizerischen Bundesamts für Energie wurden in der gesamten Schweiz im Jahre 2001 insgesamt 70,2 Milliarden kWh Elektrizität erzeugt, was einer Zunahme von 7,4 % gegenüber dem Vorjahr entspricht und wodurch das bisher höchste Produktionsergebnis erzielt wurde. Der Anteil der Kernkraftwerke an der gesamten Elektrizitätserzeugung betrug dabei 36 % (25,3 Milliarden kWh).

Demgegenüber ist der Elektrizitätsverbrauch der Schweiz im Jahre 2001 um nur 2,6 % gestiegen und zwar auf den Wert von 53,7 Milliarden kWh.

Unter Abzug des Verbrauchs der Speicherpumpen sowie der Übertragungs- und Verteilverluste konnte im Jahre 2001 ein Ausfuhrüberschuss von 10,4 Milliarden kWh erzielt werden, was einer Zunahme von 47,7 % gegenüber dem Vorjahr entspricht. Mit diesem beachtlichen Exportüberschuss steht die Schweiz nicht allein da, vielmehr ist auf dem gesamten europäischen Strommarkt ein Überschuss zu verzeichnen.

Es soll an dieser Stelle nicht in Abrede gestellt werden, dass ein Abschalten sämtlicher Kernkraftwerke des Landes für die Schweiz mit dramatischen negativen Auswirkungen auf die Volkswirtschaft verbunden wäre. Im Jahre 1993 betrug aber die Jahresproduktion des Kernkraftwerks Beznau II 2.617 Mio. kWh, was, gemessen an der Jahresproduktion sämtlicher schweizerischen Kernkraftwerke in der Höhe von 22.029 Mio. kWh einem Anteil von lediglich knapp 12 % entspricht. Mit Rücksicht auf diesen Umstand wäre schon derzeit eine baldige Stilllegung der Elektrizitätsproduktion im Kernkraftwerk Beznau II bei entsprechendem politischen Willen wirtschaftlich zumutbar.

Gleichzeitig wird auch in der Schweiz ein wachsender Teil der Elektrizität alternativ erzeugt, wie beispielsweise durch Wärme-Kraft-Kopplungen sowie durch erneuerbare Energieträger. In Verbindung mit Energiesparmaßnahmen wie beispielsweise dem Ersatz von Elektroheizungen könnte zumindest der vom Kernkraftwerk Beznau II produzierte Atomstrom schrittweise ersetzt werden.

Mit Rücksicht auf die eben beschriebene zunehmende Bedeutung alternativer Energieträger sowie Energiesparmaßnahmen, der derzeitigen gigantischen Überschüsse auf dem europäischen Strommarkt sowie der mit der derzeitigen Öffnung des Elektrizitätsmarktes im Hinblick auf eine Liberalisierung verbundenen Unsicherheit, welche das Treffen von seriösen Prognosen im Hinblick auf eine zukünftige Entwicklung erschwert, stellt es ein Gebot der Vernunft dar, sich sämtliche Optionen im Hinblick auf die zukünftige Nutzung von Kernenergie offen zu halten.

Eben diese Flexibilität und der damit verbundene Handlungsspielraum wird aber durch das Erteilen einer unbefristeten Betriebsbewilligung in erheblichem Maße eingeschränkt: Die im Rahmen des Art 8 Abs 2 des Bundesgesetzes über die friedliche Verwendung der Atomenergie vom 23.12.1959 dem Bundesrat eingeräumte Befugnis, im Zuge der Ausübung seines Aufsichtsrechts entsprechende Anordnungen zu treffen, bezieht sich nämlich nur auf Maßnahmen zum Schutz von Menschen, fremden Sachen und wichtigen Rechtsgütern oder zur Wahrung der äußeren Sicherheit der Schweiz, mit anderen Worten auf Sicherheitsmaßnahmen. Es wird ihm dadurch aber keine Handhabe eingeräumt, entsprechende Anordnungen unter Berufung auf Bedarfsüberlegungen oder des Primats erneuerbarer Energien zu treffen.

Zu keiner anderen Schlussfolgerung gelangt man, wenn man den Überlegungen die einschlägigen Bestimmungen des Entwurfs des neuen Kernenergiegesetzes zugrundelegt: Art 66 des Kernenergiegesetzes räumt zwar der Bewilligungsbehörde die grundsätzliche Möglichkeit des Entzugs einer Bewilligung ein, dies aber nur unter der Bedingung, dass die Voraussetzungen für die Erteilung nicht mehr erfüllt sind. Die konkreten, in Art 20 KEG abschließend aufgezählten Voraussetzungen sind aber lediglich sicherheitstechnischer Natur, während sich Bedarfsüberlegungen auch hier nicht finden lassen.

Im Ergebnis würde daher das Erteilen einer unbefristeten Betriebsbewilligung zu einer Einschränkung der Handlungsmöglichkeiten des Schweizerischen Bundesrats im Hinblick auf die Chance zur Steuerung der Energiepolitik führen, während das Erteilen einer bloß befristeten Betriebsbewilligung ihm die Möglichkeit eröffnet, sich sämtliche Optionen offen zu halten. Durch das Erteilen einer befristeten Betriebsbewilligung wird zudem der Betreiber der Kernkraftanlage dazu angehalten, eigenständig im Hinblick auf den Fristablauf entsprechende Alternativen zu evaluieren.

## V.

Die Nordostschweizerischen Kraftwerke haben ihr Gesuch um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung des Kernkraftwerkes Beznau II bekanntlich am 17.11.2000 eingereicht. Dem Vernehmen nach wird der Bundesrat voraussichtlich in der zweiten Hälfte 2004 über das Gesuch entscheiden.

Es ist davon auszugehen oder zumindest nicht gänzlich auszuschließen, dass bis dahin das neue Kernenergiegesetz, welches dem fakultativen Referendum untersteht und dessen Entwurf sich derzeit in parlamentarischer Beratung befindet, bereits in Kraft getreten ist.

Im Gegensatz zu anderen Rechtsvorschriften, wie beispielsweise dem Bundesgesetz über das Verwaltungsverfahren (SR 172.021), der Verordnung über das Rahmenbewilligungsverfahren für Atomanlagen mit Standortbewilligung vom 11.07.1979 (SR 732.011) und der Verordnung über Begriffsbestimmungen und Bewilligungen auf dem Gebiete der Atomenergie vom 18.01.1984 (SR 732.11) – in den eben genannten Verfahrensvorschriften wird explizit angeordnet, dass die zur Zeit des Inkrafttretens der Rechtsvorschrift hängigen Streitigkeiten oder Gesuche um Erteilung von Betriebsbewilligungen nach bisherigem Recht zu beurteilen sind (Art 81 des Bundesgesetzes über das Verwaltungsverfahren; Art 22 der Verordnung über das Rahmenbewilligungsverfahren für Atomanlagen mit Standortbewilligung vom 11.07.1979; Art 22 der Verordnung über Begriffsbestimmungen und Bewilligungen auf dem Gebiet der Atomenergie vom 18.01.1984) – findet sich im Entwurf zum neuen Kernenergiegesetz keine Übergangsbestimmung, die ausdrücklich die Problematik des anzuwendenden Rechts einschließlich des Verfahrensrechts auf bereits hängige Verfahren regelt (in Art 104 Abs 1 des Entwurfs des Kernenergiegesetzes wird lediglich angeordnet, dass in Betrieb stehende, nach jenem Gesetz rahmenbewilligungspflichtige Kernanlagen ohne entsprechende Bewilligung weiter betrieben werden dürfen, solange weder der Zweck noch die Grundzüge der Anlage geändert werden).

Ungeachtet des Fehlens einer einschlägigen, die eben beschriebene Problematik regelnden Übergangsbestimmung ist aber wohl davon auszugehen, dass für die Entscheidung über das Gesuch um Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung das derzeit in Geltung befindliche materielle Recht und Verfahrensrecht anzuwenden ist. Es würde nämlich einen Verstoß gegen ein faires, rechtsstaatliches Verfahren (Art 5 der neuen Schweizerischen Bundesverfassung) darstellen und auch dem Grundsatz von Treu und Glauben (Art 9 der neuen Schweizerischen Bundesverfassung) widersprechen, wenn sich das Gesuch des Betreibers des Kernkraftwerkes Beznau II sowie die dagegen erhobenen Einwendungen der vom Entscheid betroffenen Personen und Organisationen auf das alte Atomgesetz beziehen

würden, während nach dem Inkrafttreten des Kernenergiegesetzes das dann zuständige Organ (dies wäre im gegenständlichen Fall nicht mehr der Bundesrat, sondern das Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation) seiner Entscheidung das neue Kernenergiegesetz zugrunde legen würde.

Nach Auffassung der Republik Österreich müsste daher im Interesse der Wahrung eines ausreichenden rechtlichen Gehörs und des Vertrauensschutzes selbst für den Fall des Inkrafttretens des neuen Kernenergiegesetzes bis zur zweiten Hälfte 2004 der Bundesrat über das anhängige Gesuch der Nordostschweizerischen Kraftwerke entscheiden und dieser Entscheidung die alte Gesetzeslage, das heißt das geltende Recht zum Zeitpunkt des Einbringens des Gesuchs, in concreto das Bundesgesetz über die friedliche Verwendung der Atomenergie vom 23.12.1959 in Verbindung mit dem Bundesbeschluss zum Atomgesetz vom 06.10.1978, zugrunde legen. Diese Auffassung wird auch von der herrschenden schweizerischen Lehre geteilt – das Interesse am Schutz des Vertrauens der Betroffenen auf die Weitergeltung des bisherigen Rechts und an der Rechtssicherheit werde am besten gewahrt, wenn das im Zeitpunkt der Einleitung des Verfahrens geltende Recht angewendet werde (vgl nur Ulrich Häfelin/Georg Müller, Grundriss des allgemeinen Verwaltungsrechts<sup>3</sup> [1998] Rz 263 f mit weiteren Nachweisen).

Der Rechtsschutz für diejenigen, welche von der Erteilung einer Betriebsbewilligung für ein Kernkraftwerk berührt sind und ein schutzwürdiges Interesse an deren Aufhebung oder Änderung haben, ist nun aber bedauerlicherweise nach dem Bundesgesetz über die friedliche Verwendung der Atomenergie vom 23.12.1959 sowie den anderen derzeit in Geltung befindlichen Rechtsvorschriften nur sehr rudimentär verwirklicht:

Gemäß Art 6 des Atomgesetzes vom 23.12.1959 entscheidet über Gesuche um Erteilung von Betriebsbewilligungen der Bundesrat. Da es sich beim Bundesrat aber bereits um die oberste Beschwerdeinstanz im Rahmen der verwaltungsinternen Verwaltungsrechtspflege im Bund handelt (vgl Art 47 Abs 1 lit a und Art 72 f des Bundesgesetzes über das Verwaltungsverfahren vom 20.12.1968 [SR 172.021]), ist eine Beschwerde hinsichtlich der von ihm getroffenen Verfügungen und Entscheidungen nicht möglich.

Im Hinblick auf die Gewährleistung eines ausreichenden Rechtsschutzes kommt nun erschwerend hinzu, dass gemäß Art 100 Abs 1 lit u des Bundesgesetzes über die Organisation der Bundesrechtspflege vom 16.12.1943 (SR 173.110) eine Verwaltungsgerichtsbeschwerde an das Bundesgericht auf dem Gebiete der Kernenergie im Hinblick auf Verfügungen über Bewilligungen von Kernanlagen und von vorbereitenden Handlungen unzulässig ist.

Dies hat nun im Ergebnis zur Folge, dass gegen Entscheidungen des Bundesrates im Bereich der Atomanlagen nach der derzeitigen Rechtslage kein wie immer geartetes Rechtsmittel und schon gar nicht an ein unabhängiges, unparteiisches Gericht möglich ist.

Aus rechtstaatlicher Sicht bedenklich ist zudem der Umstand, dass zwar die Mitglieder der Kommission für die Sicherung von Kernanlagen – hier handelt es sich um ein beratendes Organ des Bundesrates und des Eidgenössischen Verkehrs- und Energiewirtschaftsdepartements – bei Ausübung ihres Amtes an keine Instruktionen gebunden sind (Art 7 Abs 3 der Verordnung über die eidgenössische Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen vom 14.03.1983), eben dies aber nicht für die Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) gilt. Die HSK als Aufsichtsbehörde in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz von Kernanlagen bildet nicht nur administrativ einen Teil des Bundesamtes für Energiewirtschaft, sondern sie hat auch ihre Verfügungen im Auftrag dieser Behörde zu treffen (Art 1 der Verordnung betreffend die Aufsicht über Kernanlagen vom 14.03.1983 [SR 732.22]).

Die eben beschriebenen rechtstaatlichen Defizite, insbesondere die abschließende Kompetenz des Bundesrates bei der Erteilung von atomrechtlichen Bewilligungen und das damit einhergehende fehlende Beschwerde- bzw. Rekursrecht an ein unabhängiges Gericht, ha-

ben bekanntlich dazu geführt, dass, nachdem der Bundesrat am 12.12.1994 hinsichtlich des Kernkraftwerks Beznau II eine befristete Betriebsbewilligung erteilt hatte, mehrere von dieser Betriebsbewilligung betroffene Personen eine Beschwerde bei der Europäischen Kommission für Menschenrechte in Straßburg (Fall Athanassoglou und andere gegen die Schweizerische Eidgenossenschaft, Application no. 27644/95) eingebracht haben.

Die Beschwerdeführer beriefen sich dabei auf die fehlende Möglichkeit des Ergreifens eines Rechtsmittels gegen die Entscheidung des Bundesrats und erachteten sich dadurch einerseits in ihrem Recht, dass in einem Verfahren, welches „zivile Rechte“ betrifft, ein unabhängiges, unparteiisches Gericht zu entscheiden hat (Art 6 Abs 1 EMRK), andererseits in ihrem nach Art 13 EMRK garantierten Recht auf eine wirksame Beschwerde bei einer innerstaatlichen Instanz als verletzt.

In ihrem Bericht vom 15.04.1998 vertrat die Kommission mit der knappsten denkmöglichen Mehrheit (15 Stimmen zu 15, wobei letztendlich die Stimme des Vorsitzenden den Ausschlag gab) die Auffassung, es liege keine Verletzung des Art 6 Abs. 1 EMRK vor.

Die Frage wurde sodann dem Europäischen Gerichtshof für Menschenrechte zur Entscheidung vorgelegt, dessen große Kammer, bestehend aus 17 Richtern, mit einer Mehrheit von 12:5 Stimmen entschied, dass das atomrechtliche Bewilligungsverfahren nach Schweizerischem Recht mit der EMRK vereinbar sei und die entsprechende Beschwerde der Kernkraftwerksgegner demzufolge abwies. Begründet wurde dies damit, dass zwischen dem Entscheid des Bundesrats und dem von den betroffenen Personen angerufenen Recht auf Leben und Schutz ihrer physischen Integrität kein spezifischer, genügend enger Zusammenhang bestehe.

Im Zuge der Äußerung ihrer "dissenting opinion" wurde freilich von Seiten der fünf überstimmten Richter dazu kritisch bemerkt, dass mit der Begründung, es liege zwischen dem Betrieb des Kernkraftwerks sowie dem Recht auf Leben und physische Integrität der Beschwerdeführer kein genügend enger Zusammenhang vor, sich der Gerichtshof auf unzulässige Weise die Kompetenz, in der Sache selber zu entscheiden, angemäßt habe, während es rechtmäßigerweise Sache des nationalen Gerichts wäre, zu entscheiden, ob vom betriebenen Kernkraftwerk eine konkrete Gefahr und ein spezifisches Risiko für das Leben und die physische Integrität von Personen ausgeht oder nicht.

Gleichzeitig ist von Seiten der überstimmten Richter unter Berufung auf das Urteil des Europäischen Gerichtshofes vom 15. Mai 1986 in der Causa Marguerite Johnston gegen Chief Constable of the Royal Ulster Constabulary (Rechtsache 222/84, Sammlung der Rechtsprechung 1986, Seite 01651) zutreffend darauf hingewiesen worden, dass der in Art. 6 EMRK vorgeschriebene gerichtliche Rechtsschutz Ausdruck eines allgemeinen Rechtsgrundsatzes ist, der den gemeinsamen Verfassungstraditionen der meisten europäischen Staaten zugrunde liegt und sich die Schweizerische Eidgenossenschaft mit dem gegenwärtigen atomrechtlichen Bewilligungsverfahren außerhalb des europäischen Rechtskanons befindet.

Auch wenn der Europäische Gerichtshof mehrheitlich doch zugunsten der Schweizerischen Eidgenossenschaft entschieden hatte, bildete dieses Verfahren (in Verbindung mit einer anderen, dieselbe Problematik betreffenden Entscheidung) doch die Gelegenheit, die Überprüfung atomrechtlicher Bewilligungen durch ein Gericht zur Diskussion zu stellen.

Der Schweizerische Bundesrat hat jedenfalls den von den überstimmten Richtern geäußerten Bedenken inzwischen Rechnung getragen, enthält doch der Entwurf des neuen Kernenergiegesetzes eine Reihe von Verfahrensgarantien, die zu einer wesentlichen Verbesserung der Rechtsstellung derjenigen Personen führen, welche von einer Entscheidung über die Erteilung der Betriebsbewilligung eines Kernkraftwerkes betroffen sind, sodass der vorliegende Entwurf ganz entscheidend von der bisher geübten Praxis abweicht.

So kann gemäß Art 75 des Entwurfs des neuen Kernenergiegesetzes gegen Verfügungen des Departements für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation – dieses ist gemäß Art

19 in I. Instanz für die Erteilung einer Betriebsbewilligung eines Kernkraftwerks zuständig – bei der Rekurskommission des eidgenössischen Departements für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation (UVEK) Beschwerde geführt werden.

Nach dem gegenwärtigen Entwurf soll im Zuge der Einführung des Kernenergiegesetzes auch Art 100 Abs 1 lit u des Bundesrechtspflegegesetzes vom 16.12.1943 dergestalt abgeändert werden, dass die Verwaltungsgerichtsbeschwerde auf dem Gebiet der Kernenergie nur noch in einzelnen, taxativ aufgezählten Fällen unzulässig ist, sodass vielfach Verfügungen und Entscheidungen auf dem Gebiete der Kernenergie aufgrund der Bestimmung des Art 98 lit e Bundesrechtspflegegesetz 1943, wonach gegen Entscheide Eidgenössischer Rekurskommissionen, denen regelmäßig richterliche Unabhängigkeit zukommt, grundsätzlich die Verwaltungsgerichtsbeschwerde an das Bundesgericht offen steht, pro futuro sogar der doppelten Rechtskontrolle unterliegen.

Neben dieser Möglichkeit des Erhebens einer Beschwerde gegen Verfügungen und Bewilligungsentscheide an eine verwaltungsunabhängige Gerichtsbehörde wird im Entwurf des neuen Kernenergiegesetzes nunmehr ausdrücklich festgehalten, dass Aufsichtsbehörden, wie die Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen, in fachlicher Hinsicht nicht weisungsgebunden sind (Art 69 Abs 2 des Entwurfs zum neuen Kernenergiegesetz).

Mit Rücksicht auf den Umstand, dass das derzeitige Gesuch der Nordostschweizerischen Kraftwerke noch nach dem gegenwärtig geltenden Recht zu behandeln sein dürfte, würde durch das Erteilen einer unbefristeten Betriebsbewilligung von Seiten des Schweizerischen Bundesrates im Ergebnis bewirkt, dass die Frage der Zulässigkeit des Betriebs des Kernkraftwerks Beznau II ein für allemal der Beurteilung von Seiten eines unabhängigen, unparteiischen Gerichts entzogen ist und damit der Rechtsschutz derjenigen, welche durch die Betriebsbewilligung im besonderen Maße betroffen sind, in endgültiger Form erheblich eingeschränkt wird.

Demgegenüber hätte das Erteilen einer „bloß“ befristeten Betriebsbewilligung die Konsequenz, dass mit der Einführung des mit umfassenden Rechtsschutzmöglichkeiten ausgestatteten Kernenergiegesetzes im Zuge des Einbringens eines neuen Gesuchs um Verlängerung der Betriebsbewilligung in der Zukunft nicht nur die rechtliche Position der Kernkraftgegner, sondern auch die Rechtsstellung des Kraftwerksbetreibers durch die Möglichkeit des Ergreifens eines Rechtsmittels an ein unabhängiges, unparteiisches Gericht erheblich verbessert würde.

## VI.

Das Schweizer Volk hat bekanntlich am 23.09.1990 die sogenannte Moratoriums-Initiative angenommen, welche vorsah, dass in den nächsten 10 Jahren keine Bewilligungen für neue Kernkraftwerke erteilt werden. Im September 2000 ist die Gültigkeit der Bestimmung über das Kernenergie-Moratorium in der Bundesverfassung zwar ausgelaufen, neben dem rechtlichen besteht aber auch ein faktisches Moratorium, sind doch Projekte für neue Kernkraftwerke angesichts der derzeitigen Überschusssituation auf dem europäischen Strommarkt und der mangelnden politischen Akzeptanz nicht vorhanden.

Auf kantonaler Ebene wurde im Kanton Bern bekanntlich im Jahre 1992 über eine unbefristete Betriebsbewilligung des Kernkraftwerkes Mühleberg konsultativ abgestimmt mit dem Ergebnis, dass diese abgelehnt wurde.

Mit diesen Abstimmungsergebnissen befindet sich die Schweizer Bevölkerung im europäischen Trend, wurden doch kürzlich in einer Reihe von europäischen Staaten, wie beispielsweise in Belgien, Ausstiegszenarien im Hinblick auf die Stilllegung von Kernkraftwerken mit Ablauf einer gewissen Betriebsdauer entwickelt und auch umgesetzt. Besonderes Augen-

merk verdient in diesem Zusammenhang Deutschland, wurde doch dort am 11.06.2001 von den Kernkraftwerksbetreibern die im Juni 2000 mit der Bundesregierung erzielte Vereinbarung über den weiteren Betrieb und die Entsorgung deutscher Kernkraftwerke unterzeichnet. Bei der vorliegenden Vereinbarung handelt es sich im Ergebnis um einen pragmatischen Kompromiss, wird doch von den Betreibern die zeitliche Begrenzung des ursprünglich unbefristet genehmigten Anlagenbetriebs durch eine Vereinbarung von Stromkontingenten akzeptiert mit der Konsequenz, dass eine Stilllegung der Atomanlagen mit durchschnittlich 32 Jahren Betriebsdauer erfolgt.

Seit September 1999 sind nunmehr in der Schweiz zwei neue Volksinitiativen, nämlich die Initiative „MoratoriumPlus – für die Verlängerung des Atomkraftwerk-Baustops und die Begrenzung des Atomrisikos“ sowie die Initiative „Strom ohne Atom – für eine Energiewende und die schrittweise Stilllegung der Atomkraftwerke“, hängig.

Die Bundesversammlung hat dem Volk und den Ständen empfohlen, beide Initiativen abzulehnen. Da über die beiden Initiativen bis Ende 2003 abgestimmt werden muss, liegt deren Ergebnis noch vor der Entscheidung des Schweizerischen Bundesrates zum gegenständlichen Antrag der Nordostschweizerischen Kraftwerke um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung vor.

Selbst für den Fall, dass diese beiden Initiativen nicht auf die mehrheitliche Zustimmung des Schweizer Volkes stoßen werden, spricht dies noch nicht für die Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung hinsichtlich des Kernkraftwerkes Beznau II, beinhalten doch die beiden Volksinitiativen Forderungen, die weit über das Erteilen einer Absage hinsichtlich des Gesuchs um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung hinausgehen:

So spricht sich die Volksinitiative „Strom ohne Atom“ für eine schrittweise Stilllegung sämtlicher Atomkraftwerke aus, wobei nach dem Willen der Betreiber der Initiative die drei alten Atomkraftwerke Beznau I und II sowie Mühleberg bereits zwei Jahre nach Annahme der Initiative, das heißt spätestens im Jahre 2005 außer Betrieb genommen werden müssten.

Demgegenüber soll nach den Zielen der „MoratoriumPlus“-Initiative zwar die Betriebszeit eines Kernkraftwerks jeweils nur um höchstens 10 Jahre verlängert werden – dies soll jedoch für sämtliche Kernkraftwerke unabhängig ihres Typs und Alters gelten. Gleichzeitig wird ein referendumpflichtiger Bundesbeschluss für den Fall gefordert, dass ein Atomkraftwerk länger als 40 Jahre in Betrieb bleibt. Für die Dauer von 10 Jahren soll schließlich keine bundesrechtliche Bewilligung im Hinblick auf neue Atomenergieanlagen erteilt werden.

Aus dem bisherigen Abstimmungsverhalten des Schweizerischen Volkes lässt sich als Succus ableiten, dass dieses das Einnehmen von Extrempositionen vermieden hat, wurde doch bislang einerseits zwar verlangt, dass in den kommenden Jahren keine Bewilligung für neue Kernkraftwerke erteilt werden, andererseits aber auch akzeptiert, dass bestehende Anlagen unter bestimmten Voraussetzungen, wie derjenigen einer Befristung (vgl. das Abstimmungsverhalten im Kanton Bern im Jahre 1992) weiter betrieben werden können.

Das Erteilen einer unbefristeten Betriebsbewilligung an die Nordostschweizerischen Kraftwerke im Hinblick auf das Kernkraftwerk Beznau II würde nun dem bisherigen Abstimmungsverhalten des Schweizerischen Volkes widersprechen. Demgegenüber dürfte das Erteilen einer „bloß“ befristeten Bewilligung mit dem Ergebnis, dass für die Zukunft hinsichtlich der Frage, ob aus der Atomenergie schrittweise ausgestiegen wird oder nicht, sämtliche Optionen offengehalten werden, im Einklang mit Sinn und Geist der Moratoriumsinitiative aus dem Jahre 1990 stehen.

## VII.

Am 2. Oktober 2000 nahm der Bundesrat bekanntlich vom Ergebnis der Vernehmlassung zum Entwurf eines neuen Kernenergiegesetzes Kenntnis und entschied, auf eine gesetzliche Befristung der Betriebsbewilligungen für Kernkraftwerke zu verzichten.

Diese Entscheidung bezog sich freilich lediglich auf einen Verzicht einer im vorhinein festgelegten Befristung der Betriebsdauer der Kernkraftwerke in der Schweiz im allgemeinen, womit die Frage, ob nicht im Einzelfall hinsichtlich eines bestimmten Kernkraftwerks ohne damit von vornherein eine bestimmte Betriebsdauer festzulegen, eine Betriebsbewilligung befristet werden soll, noch nicht in präjudizieller Form einer Beantwortung zugeführt wurde.

Hinsichtlich des Kernkraftwerks Beznau II erfolgte die erstmalige Betriebsbewilligung am 16.07.1971; diese wurde in der Folge alle sechs Monate bis Ende 1974, dann alle Jahre bis Ende 1980 und sodann für fünf Jahre am 23.12.1980 bis Ende 1985 verlängert. Im Anschluss daran erfolgte zunächst eine Verlängerung vom 13.11.1985 bis 31.12.1993 und schließlich eine provisorische Verlängerung am 15.10.1993 für maximal ein Jahr.

Bereits am 18.12.1991 reichten die Nordostschweizerischen Kraftwerke ein Gesuch um eine unbefristete Betriebsbewilligung für den Block II ein. Nachdem sich sowohl die HSK als auch die KSA positiv geäußert hatten, erteilte der Bundesrat im Dezember 1994 hinsichtlich des Kernkraftwerks Beznau II eine auf 10 Jahre befristete Betriebsbewilligung. Auch hinsichtlich des nahezu gleich alten Kernkraftwerks Mühleberg wurde von Seiten des Betreibers, der BKW Energie AG, ein Gesuch um Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung eingereicht, welchem der Bundesrat nur in begrenztem Maße nachkam, nämlich dergestalt, dass er mit Verfügung vom 14.12.1992 die Betriebsbewilligung bis 31.12.2002 verlängerte und gleichzeitig die Betreiber verpflichtete, im Hinblick auf den Fristablauf Alternativen zu evaluieren. Mit Entscheid vom 28.10.1998 hat nunmehr der Bundesrat die Betriebsbewilligung hinsichtlich der Kernanlage Mühleberg noch einmal verlängert, und zwar bis zum 31.12.2012.

Aus alledem ergibt sich, dass bereits seit zumindest Mitte der 80er Jahre eine Gepflogenheit von Seiten des Bundesrates besteht, lediglich befristete Betriebsbewilligungen zu erteilen – angesichts des Alters des Kernkraftwerks Beznau II, des derzeit noch nicht absehbaren Bedarfs an Kernenergie pro futuro, sowie der Schwierigkeit der Prognose der zukünftigen möglichen Entwicklung im Hinblick auf das Etablieren alternativer Energieträger sowie Energieeinsparungsmöglichkeiten und des Auftretens derzeit noch nicht abschätzbarer Risiken besteht keinerlei Veranlassung, von dieser Tradition abzugehen.

Dass auch die Betreiber des Kernkraftwerks Beznau II, nämlich die Nordostschweizerischen Kraftwerke, zunächst nicht davon ausgingen, dass der Bundesrat mit dieser jahrzehntelang gepflegten Tradition bricht, lässt sich einer Pressemitteilung der Nordostschweizerischen Kraftwerke vom 04.03.1996 entnehmen, in welcher diese ihre Hoffnung zum Ausdruck bringen, die Bundesbehörden würden die bis zum Jahr 2004 befristete Betriebsbewilligung um weitere 10 Jahre verlängern.

Wenn nun die Betreiberin des Kernkraftwerks Beznau II ihr Gesuch um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung mit dem Hinweis zu stützen versuchen, der Entwurf zu einem neuen Kernenergiegesetz sehe keine Befristung der Betriebswilligungen für Kernkraftwerke vor, so greift dieses Argument gleich aus zwei Gründen ins Leere:

Zum einen ist der Hinweis auf das Fehlen einer Befristung der Betriebsbewilligung im Kernenergiegesetz insofern unrichtig oder zumindest verkürzt dargestellt, als dass der Bundesrat im Gesetzesentwurf zwar auf eine generelle Befristung verzichtet hat, gleichzeitig aber im neuen Kernenergiegesetz die Vornahme einer Befristung als Kann-Möglichkeit ausdrücklich festgehalten wird:



Gemäß Art 21 Abs 2 des Entwurfs des Kernenergiegesetzes können nämlich Betriebsbewilligungen befristet werden. Diese grundsätzliche Möglichkeit der Vornahme einer Befristung wird auch in Art 67 Abs 1 lit a des Entwurfs des neuen Kernenergiegesetzes zum Ausdruck gebracht, wird doch dort normiert, dass die Bewilligung erlischt, wenn die in der Bewilligung gesetzte Frist abläuft.

Zum anderen wird durch den Hinweis auf die fehlende generelle Befristung im neuen Kernenergiegesetz implizit der Eindruck vermittelt, durch den neuen Entwurf habe die Frage der Befristung von Betriebsbewilligungen von Kernanlagen eine Änderung erfahren. Eben dies ist aber nicht der Fall, enthält doch das Bundesgesetz über die friedliche Verwendung der Atomenergie vom 23.12.1959 keinerlei einschlägige Bestimmungen über die Befristung atomrechtlicher Betriebsbewilligungen, mit anderen Worten, es besteht auch nach der derzeitigen Rechtslage keine Verpflichtung zur Vornahme einer zeitlichen Befristung, sodass sich die in den letzten 1 1/2 Jahrzehnten von Seiten des Bundesrats geübte Praxis nur dadurch erklären lässt, dass er von dem ihm eingeräumten Ermessen im Hinblick auf die Möglichkeit des Erteilens einer „bloß“ zeitlich befristeten Betriebsbewilligung Gebrauch machte.

## VIII.

Mit Rücksicht auf

- das Alter der gegenständlichen Kernkraftanlage und der damit derzeit nicht abschätzbaren Gefahren sowie den im beiliegenden sicherheitstechnischen Gutachten aufgezeigten Restrisiken,
- die derzeit noch nicht absehbaren möglichen Bedrohungsszenarien in der Zukunft, wie der terroristische Anschlag vom 11.09.2001 auf das World Trade Center in New York in augenscheinlicher Weise aufgezeigt hat,
- den Umstand, dass derzeit in der Schweiz beträchtliche Produktionsüberschüsse vorhanden sind, beträchtliche Unsicherheiten im europäischen Strommarkt in Folge der in Gang befindlichen Liberalisierung bestehen und die technische Entwicklung im Hinblick auf das Etablieren alternativer Energieträger und weiterer Energieeinsparmöglichkeiten noch nicht absehbar ist, wodurch sich ein vitales Interesse an der Aufrechterhaltung eines diesbezüglichen Handlungsspielraumes ergibt, wogegen durch die Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung die Möglichkeiten, steuernd auf die Energiepolitik einzuwirken drastisch eingeschränkt würden,
- den Umstand, dass durch das Erteilen einer bloß befristeten Betriebsbewilligung der Betreiber einem indirekten Zwang ausgesetzt wird, von sich aus Alternativen zur gegenwärtigen Produktion von Strom durch Kernkraftwerke zu evaluieren, wodurch dem in der Schweizerischen Bundesverfassung vorgesehenen Gebot des Einsatzes für eine sichere, wirtschaftliche und umweltverträgliche Energieversorgung unter Förderung von erneuerbaren Energien Rechnung getragen wird,
- den Umstand, dass nur im Zuge einer befristeten Betriebsbewilligung das Mitspracherecht der Bevölkerung weiterhin gewährleistet bleibt, während die Durchführung von Aufsichtsmaßnahmen, welche allein auf eine Sicherheitsüberprüfung bezogen sind, nach Erteilen einer unbefristeten Betriebsbewilligung der direkten Kontrolle seitens der Öffentlichkeit entzogen ist,
- den Umstand, dass der Rechtsschutz im Hinblick auf das Erheben eines Rechtsmittels gegen Entscheidungen über die Betriebsbewilligung eines Kernkraftwerks nach der gegenwärtigen Rechtslage aufgrund des Fehlens eines Instanzenzugs nur sehr rudimentär verwirklicht ist, während das neue in parlamentarischer Begutachtung befindliche Kernener-

giegesetz umfassende Beschwerdemöglichkeiten an ein unparteiisches, mit richterlicher Unabhängigkeit ausgestattetes Entscheidungsorgan vorgesehen wird,

- die Tatsache, dass eine Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung dem Geist der Moratoriumsinitiative und dem bisher gezeigten Abstimmungsverhalten des Schweizerischen Volkes widersprechen würde,
- die seit 1984 bestehende Gepflogenheit des Schweizerischen Bundesrates, sich trotz des Fehlens einer diesbezüglich einschlägigen Bestimmung im Atomgesetz auf das Erteilen einer lediglich befristeten Betriebsbewilligung zu beschränken, wobei für ein Abgehen von dieser Tradition insbesondere mit Rücksicht auf die Gefahr der dadurch in der Öffentlichkeit vermittelten Botschaft der Vornahme einer Politikwende im Kernenergiebereich keinerlei Veranlassung besteht, sowie
- den Umstand, dass die Möglichkeit der Erteilung einer bloß zeitlich befristeten Betriebsbewilligung im neuen Kernenergiegesetz sehr wohl vorgesehen ist

und in Würdigung des Umstandes, dass mit der Installierung des Sicherheitssystems NANO erhebliche Investitionen in die Sicherheit realisiert wurden,

spricht sich die Republik Österreich gegen die Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung des Kernkraftwerks Beznau II aus.

**KAPITEL 2**

**SICHERHEITSTECHNISCHE ANMERKUNGEN**

**ZUR BEANTRAGUNG EINER**

**UNBESCHRÄNKTEN BETRIEBSBEWILLIGUNG**

**FÜR BEZNAU II**



# **SICHERHEITSTECHNISCHE ANMERKUNGEN ZUR BEANTRAGUNG EINER UNBESCHRÄNKTEN BETRIEBSBEWILLIGUNG FÜR BEZNAU II**

## **Zusammenfassung**

### **Vollständigkeit der Unterlagen**

Zur Bewertung der unbeschränkten Betriebsbewilligung für Beznau II standen der Sicherheitsbericht Beznau II und der Hauptbericht der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) für Beznau zur Verfügung.

Der Sicherheitsbericht Beznau II erfüllt generell die Anforderungen bezüglich Aufbau, Gliederung und Inhalt der einzelnen Kapitel. Bei einer exemplarischen Überprüfung der Vollständigkeit spezieller Ausführungen und Unterlagen wurden Unzulänglichkeiten festgestellt. Es wird daher empfohlen, den Sicherheitsbericht als Ganzes zu revidieren, um etwaige weitere Mängel samt den bereits festgestellten zu beseitigen.

Derzeit steht nur der Hauptbericht der PSA zur Verfügung. Die Alterungsproblematik von Komponenten wurde im PSA-Hauptbericht nicht berücksichtigt.

### **Angegebene Lebensdauer und Periodische Sicherheitsüberprüfung**

Im Sicherheitsbericht Beznau II wird angegeben, dass die Sicherheit des Reaktordruckbehälters gegen Sprödbruch bei Temperatur- und Druckbelastungen aus postulierten Störfällen (Pressureized Thermal Shock) für 40 Betriebsjahre gewährleistet ist. Nach diesen Angaben müsste die Lebensdauer für den Reaktordruckbehälter von Beznau II, das 1971 in Betrieb genommen wurde, 2010 oder 2011 enden. Es stellt sich grundsätzlich die Frage, warum eine unbefristete Betriebsbewilligung über die Lebensdauer des Reaktordruckbehälters und damit der Anlage hinaus erteilt werden sollte.

Entsprechend der HSK-Richtlinie zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) werden die Unterlagen einer PSÜ von Beznau II bei der Schweizer Aufsichtsbehörde Ende 2002 eingereicht. Wichtiger Schwerpunkt einer PSÜ ist laut HSK-Richtlinie die Bewertung der Betriebserfahrung der Anlage, wobei insbesondere für alte Anlagen, die Alterungsproblematik, die in den vorliegenden Unterlagen (Sicherheitsbericht und PSA-Hauptbericht) unzureichend behandelt wurde, eine wichtige Rolle spielt.

Die Ergebnisse der PSÜ für Beznau wären eine wichtige Entscheidungsgrundlage für die ganzheitliche sicherheitstechnische Bewertung der Anlage, die für das begonnene Verfahren zur Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung für Beznau II fehlt.

Für eine alte Anlage wie Beznau II wird die Erteilung einer 10-jährigen Betriebsbewilligung auf Basis der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen empfohlen.

### **Evaluation der Schweizer Aufsichtsbehörde**

Ende 1998 wurde von der IAEA (IRRT Mission) auf Einladung der Schweiz eine Evaluation der Schweizer Aufsichtsbehörde (HSK) durchgeführt. In Zusammenhang mit dem Antrag auf unbeschränkte Betriebsbewilligung für Beznau II ist hervorzuheben, dass der IRRT-Bericht in seinen Empfehlungen besonderes Gewicht auf folgende Themenbereiche legt: Stärkung der rechtlichen und organisatorischen Unabhängigkeit, mehr Kompetenzen bei Betriebsbewilligungsverfahren, Verbesserung der Mittel für die Behörde, Verbesserung der Überwachung der Anlagen und Ausarbeitung von Formalkriterien für Sicherheitsbewertungen von KKW. Mit einer Umsetzung der Empfehlungen wurde begonnen.

## Nachrüstungsmaßnahmen

Positiv hervorzuheben sind die seit Beginn der 90er Jahre durchgeführten Nachrüstungsmaßnahmen zur Vermeidung und Eindämmung schwerer Unfälle und zur Verbesserung der Sicherheit der Anlage gegen Einwirkungen von Außen, durch die Errichtung unabhängiger gebunkelter Notstandssysteme, durch ein System zur gefilterten Druckentlastung zur Vermeidung von Überdruckversagen des Containments, durch bereits implementierte Notfallprozeduren zum Management schwerer Unfälle etc.

## Probabilistischen Sicherheitsanalyse

Die vorliegende Probabilistische Sicherheitsanalyse zu Beznau II entspricht in weiten Bereichen dem Stand der Technik. Aufgrund der implementierten Nachrüstungsmaßnahmen sind die im PSA-Hauptbericht angegebenen PSA-Kennzahlen, Kernschadenshäufigkeit und Häufigkeit einer großen Freisetzung von radioaktiven Substanzen, klein und erfüllen die internationalen Sicherheitsziele der International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG) für neue Reaktoren.

Für eine Überarbeitung der PSA durch Betreiber und Aufsichtsbehörde wird empfohlen:

- die Alterungsproblematik für Komponenten (wie z. B. den Einfluss der Neutronenversprödung auf die Wahrscheinlichkeit eines Sprödbruchs des RDB) in der PSA zu berücksichtigen,
- neuere Betriebserfahrungen bezüglich Turbinenzerknall in der PSA zu berücksichtigen,
- eine "Probabilistic Seismic Hazard Assessment"-Untersuchung am Stand der Technik durchzuführen und die Resultate in der PSA zu berücksichtigen,
- genauere Studien zum Containmentverhalten bei schweren Unfällen durchzuführen.

## Alterungsproblematik wichtiger Komponenten

Aus zeitlichen Gründen, wurde nur auf die wichtigsten Komponenten eingegangen. Da für eine sicherheitstechnische Bewertung des aktuellen Zustands der Anlage nur der Sicherheitsbericht zur Verfügung stand und dieser in vielen Bereichen nur allgemeine Aussagen enthält, Dokumentationen und quantitative Aussagen fehlen, war es i. a. nur möglich, auf vermutete Nicht-Konservativitäten hinzuweisen oder Fragen aufzuwerfen.

Bezüglich des Sprödbruchsicherheitsnachweises für den Reaktordruckbehälter bestehen Zweifel an der Konservativität des verwendeten Wertes für die strahlenbedingte Verschiebung der Sprödbruchübergangstemperatur. Wegen fehlender quantitativer Angaben und widersprüchlicher Aussagen zum Nachweiszeitraum kann die Behauptung eines erfolgten Nachweises der Sprödbruchsicherheit nicht nachvollzogen werden.

Insbesondere können Formulierungen, dass ein „*erheblicher Abstand zur Rissinitiierung*“ bestehe und die Werkstoffdaten „*sinngemäß*“ entsprechend den Richtlinien bestimmt worden seien, nicht dazu dienen, den erfolgten Nachweis der Sprödbruchsicherheit für eine unbefristete Betriebsgenehmigung zu belegen. Auch in Zusammenhang mit den Wiederholungsprüfungen gibt es nur allgemeine Angaben, es fehlt z. B. die Quantifizierung des kleinsten sicher nachweisbaren Fehlers.

Aufgrund der Vorkommnisse am Druckwasserreaktor in Davis-Besse (USA), muss auf eine sofortige und regelmäßige Überprüfung des Reaktordruckbehälter-Deckels auf etwaige Borsäure-Korrosionsschäden im ferritischen Materialbereich um die Kontrollstabdurchführungen gedrungen werden. Bezüglich des im Sicherheitsbericht festgestellten LBB (Leck-vor-Bruch)-Verhaltens der Hauptkühlmittelleitungen und der Reaktor-Hauptpumpegehäuse wird auf die grundsätzlichen Bedenken der Nuclear Regulators' Working Group Task Force on Leak before Break hingewiesen, wobei insbesondere der Hinweis auf unbekannte Schädigungsmechanismen und unvorhergesehene Belastungen naturgemäß verstärkt für Altanlagen gilt.

### **Erdbebengefährdung**

Der angegebene Wert von 0,15 g Beschleunigung (PGA) für das Sicherheitserdbeben (SSE) erscheint nicht ausreichend konservativ. Da die seltenen Starkbebenereignisse bisher keinen Eingang in die Basisdaten gefunden haben, sind seitens der ETHZ unter finanzieller Beteiligung der HSK umfangreiche Untersuchungen im Gange. Der Sicherheitsbericht nimmt keinen Bezug auf neuere Schweizer Publikationen zur Erdbebengefährdung. Eine unmittelbar in Kraftwerksnähe verlaufende tektonische Störungszone wurde noch nicht mittels moderner Methoden untersucht.

### **Flugzeugabsturz**

Die Beiträge des externen Ereignisses Flugzeugabsturz zur Gesamtkernschadenshäufigkeit sind entsprechend den Angaben der Probabilistischen Sicherheitsanalyse gering. Der Grund dafür ist die in der PSA angenommene geringe Häufigkeit von Flugzeugabstürzen für verschiedene Flugzeugtypen (Passagierflugzeug, Militärflugzeug) im Luftraum von Beznau. Was die Auslegung der Anlage gegen Flugzeugabstürze betrifft, hat laut vorliegendem Sicherheitsbericht die Nachrüstung von Beznau mit einem unabhängigen System zur Nachzerfallswärmeabfuhr (NANO) die Wahrscheinlichkeit einer Freisetzung großer Mengen radioaktiver Substanzen aus dem Reaktor bei einem solchen Unfall verringert.

Die Einwirkungen von Flugzeugtrümmern auf das Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente sind im Sicherheitsbericht unzureichend analysiert. Im Sicherheitsbericht wird dazu festgestellt: *„Das Lager für bestrahlte Brennelemente enthält bei der Auslagerung eines ganzen Kerns ein sehr großes Inventar an radioaktiven Spaltprodukten. Es ist aus diesem Grunde gegen denkbare Einwirkungen von Innen und Außen geschützt. Dieser Schutz beinhaltet auch jenen gegen Sicherheitsbeben. Dieser ist aber im Falle eines sehr unwahrscheinlichen Flugzeugabsturzes auf das Brennelementbecken-Gebäude nicht mehr vollständig gegeben.“*

### **Einwirkungen Dritter**

Entsprechend einer vorliegenden Erklärung der Schweizer Aufsichtsbehörde kann für das Schweizer KKW Beznau eine Freisetzung von radioaktiven Substanzen aufgrund eines terroristischen Angriffs nicht ausgeschlossen werden.

Nach den Ereignissen des 11. Sept. 2001 wurden weltweit bei Nuklearanlagen (wie z. B. franz. Wiederaufbereitungsanlage La Hague) verschiedene zusätzliche Sicherheitsvorkehrungen implementiert, bzw. weitere Untersuchungen durchgeführt. Im Sicherheitsbericht zu Beznau II wird ein separates Dokument zur Untersuchung der Widerstandsfähigkeit der Anlage gegenüber Einwirkungen von Dritten angesprochen. Dieses Dokument ist nicht verfügbar.

Eine Überblicksdarstellung bezüglich geplanter Maßnahmen zum Schutz des KKW Beznau gegenüber Einwirkungen von Dritten wäre im Rahmen eines Öffentlichkeitsbeteiligungsverfahrens zur Erlangung einer unbeschränkten Betriebsbewilligung von Beznau II angebracht.

### **Radioaktives Inventar und Quellterm für Lagerbecken abgebrannter Brennelemente**

Obwohl das radioaktive Inventar in den Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente für langlebigere Radionuklide wie Cs-137 unter Umständen größer sein kann, als das im Reaktor vorhandene, werden im Sicherheitsbericht und im PSA-Hauptbericht darüber keine Angaben gemacht. Aus diesem Grund wurde in diesem Bericht das radioaktive Inventar der Brennelementelagerbecken abgeschätzt.

Im Sicherheitsbericht zu Beznau II wurde kein Störfall mit Freisetzung aus dem Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente untersucht. Im PSA-Hauptbericht wurden Wahrscheinlichkeiten für verschiedene Unfallsequenzen, die zu einer Freisetzung von radioaktiven Substanzen aus den Brennelementelagerbecken führen, angegeben, Quellterme für diese Unfallsequenzen fehlen.

Freisetzungen aus den Brennelementelagerbecken, die außerhalb des Containments von Beznau II angeordnet sind, sollten systematisch in einer PSA Level 2 untersucht werden.



# 1 VOLLSTÄNDIGKEIT DER UNTERLAGEN

Folgende Unterlagen standen zur Bewertung einer unbeschränkten Betriebsbewilligung für Beznau II zur Verfügung:

- **Kernkraftwerk Beznau Block 2 Sicherheitsbericht 2001**, Band 1-4, NOK, Nordostschweizerische Kraftwerke AG, 5400 Baden, Switzerland
- **Beznau Probabilistische Sicherheitsanalyse Hauptbericht**, Kernkraftwerk Beznau, KKB 511D51, Rev. 2, Januar 2002

## 1.1 Sicherheitsbericht Beznau II

### Allgemeine Bewertung zur Vollständigkeit der Unterlagen

Der Sicherheitsbericht Beznau II erfüllt die Anforderungen bezüglich Aufbau, Gliederung und Inhalt der einzelnen Kapitel. Diese sind:

1. Übersicht und Kurzbeschreibung
2. Standort
3. Reaktor
4. Reaktorkühlsystem
5. Sicherheitsgebäude
6. Aktive Sicherheitsausrüstungen
7. Leittechnik
8. Elektrische Stromversorgung
9. Hilfssysteme
10. Turbogruppen mit Kondensat- und Speisewassersystem
11. Systeme für radioaktive Abfälle
12. Strahlenschutz
13. Bauten
14. Störfälle

### Vollständigkeit der Ausführungen und Unterlagen im speziellen

Die Vollständigkeit des Sicherheitsberichtes wurde im Hinblick auf Angaben zum **Containment**, zu den durchgeführten **Störfallanalysen** und zur funktionellen Qualifizierung einzelner wichtiger **Komponenten** beispielhaft überprüft. Einzelne Ausführungen erscheinen mangelhaft und unvollständig; z. T. fehlt eine entsprechende Ausführung. Eine umfassende Überprüfung des Sicherheitsberichtes und die Vervollständigung der Unterlagen wird daher empfohlen.

Bei der Überprüfung wurden folgende Unvollständigkeiten im Sicherheitsbericht beispielhaft identifiziert.

In den Angaben zum **Containment** fehlen:

- Die Ausführungen zur Qualifizierung der Stahldruckschale für einen höheren Druck (in dem Paragraph 5.1.3.3.1):

Zitat Seite 5.2.2 „Die Stahldruckhülle wurde für einen entsprechend höheren Druck (Zitat Seite 1.4-7 „von 2.62 auf 3.1 bar erhöhten Auslegungsdruck“) qualifiziert (siehe 5.1.3.3.1)“. Der angeführte Abschnitt fehlt im Sicherheitsbericht.

- Angaben zu Maßnahmen des Operators hinsichtlich Druckabsenkung beim Auslegungsstörfall für das Containment:

Im Sicherheitsbericht werden die Auswirkungen der Auslegungsstörfälle i.a. sowohl in Form einer Beschreibung, als auch in Diagramm- und Tabellenform erläutert. Dies ist auch der Fall für den 2F-Frischdampfleitungsbruch (Seite 5.2-3, Abb. 5.2-1). Die erforderlichen Operateurmaßnahmen bezüglich notwendiger Druckabsenkung etwa 600 s nach Störfalleintritt oder später sind nicht beschrieben. Zitat Seite 5.2-3 *„Anschließend sinkt der Druck bis etwa 600 s und steigt erneut auf 3.98 bar bei etwa 1800 s. Bis zu diesem Zeitpunkt sollte der Operateur lindernde Maßnahmen ergriffen haben“*. Es wird nicht beschrieben um welche Maßnahmen es sich in diesem Zusammenhang handelt. Eine Ergänzung derselben erscheint erforderlich.

- Eine detailliertere Darstellung der Ergebnisse bei der erschwerenden Annahme eines Versagens der Diversitätsgruppe B des Reaktorschutzsystems“:

Beim oben angeführten 2F-Frischdampfleitungsbruch, dem Auslegungsstörfall für das Containment, wird im Sicherheitsbericht auf eine *„erschwerende Annahme“* hingewiesen; Zitat Seite 5.2-3 *„Selbst unter der erschwerenden Annahme eines Versagens der Diversitätsgruppe B des Reaktorschutzsystems beim Bruch einer Frischdampfleitung wird der maximale Störfalldruck, für den die StahlDruckschale qualifiziert ist, nur geringfügig, d. h. tolerierbar überschritten“*. Eine quantitative Angabe zur *„nur geringfügig“*en Überschreitung erscheint gerade auch im Hinblick auf die fehlenden Angaben des Abschnittes 5.1.3.3.1. (siehe oben) erforderlich.

Bezüglich der **Analysen zu Auslegungsstörfällen** gehen aus der Beschreibung der verwendeten Rechenprogramme und der auftretenden Phänomene folgende wichtige Informationen nicht hervor:

- Ob beim Frischdampfleitungsbruch asymmetrische Effekte im Reaktorkern durch dreidimensionale Beschreibung der Verhältnisse entsprechende Berücksichtigung finden.

Im Kapitel 14 des Sicherheitsberichtes, das die durchgeführten Störfallanalysen behandelt, wird unter anderem auf einen angenommenen Frischdampfleitungsbruch innerhalb des Containments (Auslegungsstörfall für das Containment, siehe oben) und der nichtabsperrbare Bruch beider Frischdampfleitungen ausserhalb des Containments (zum Nachweis der ausreichenden Borzufuhr mit der Sicherheitseinspeise-Pumpe) beschrieben. Es wird berichtet, dass die Analysen mit den Programmen LOFTRAN und THINC durchgeführt wurden (Seite 14.1-7 des Sicherheitsberichtes). Zitate: Seite 14.0-24 *„Das Programm (LOFTRAN) enthält die folgenden Modelle: – Punktkinetisches Modell für den Reaktor mit Berücksichtigung der Reaktivitätsrückwirkungen von Moderator und Brennstoff. Ebenfalls darstellbar sind die Kontrollstäbe und die Borvergiftung“*, etc. *„Das Programm enthält kein detailliertes Modell für den Kern Für die schwer wiegenden Transienten wird das Programm zusammen mit dem Programm THINC benutzt...THINC enthält ein detailliertes thermohydraulisches Modell des Reaktors zur Bestimmung der DNB- Verhältnisse bei Transienten. Das Programm enthält kein Modell für die Thermodynamik im Inneren der Brennelementstäbe“*. Aus diesen Ausführungen scheint ersichtlich, dass es sich bei den verwendeten Programmen offenbar um Programme handelt, die eindimensionale Strömung beschreiben können, aber keine räumliche durch verschiedene Unterkühlung asymmetrische Strömungen, wie sie beim Frischdampfleitungsbruch im allgemeinen auftreten. Es scheint, dass die verwendeten Programme die mehrdimensionalen asymmetrischen Unterkühlungstransienten, die bei einer Zweiloopanlage wie Beznau II stärker ins Gewicht fallen, als bei einer anderen Anlage mit mehr als 2 Loops, nicht ausreichend analysiert werden können. Somit scheinen auch die gemachten Angaben zur Rekritikalität des Reaktors bei diesem Störfall (Siehe z. B. Angaben in Tabelle 14.9-19) einer entsprechenden Klarstellung und Ergänzung zu bedürfen. Es wird eine entsprechende Überprüfung und Ergänzung empfohlen.

- Warum beim reflux-condenser Betrieb eines Dampferzeugers bei einem Kleinen Leck Störfall nur auf die Verhältnisse in der heißen und nicht auf jene in der kalten Leitung des Dampferzeugers (Möglichkeit der Ansammlung eines unborierten Kaltwasserpfropfens) und deren mögliche Auswirkung auf ein Wiederkritischwerden des Reaktors eingegangen wird.

Für beide obengenannte Störfälle, dem Frischdampfleitungsbruch und dem Kleinen Leck Störfall mit reflux-condenser Betrieb eines Dampferzeugers, ist demzufolge unklar und fraglich, ob das Ausmaß einer analysierten Rekritikalität des Reaktors, wenn überhaupt mit den verwendeten Rechenprogrammen berechnet, im Sicherheitsbericht quantitativ richtig wiedergegeben wird. Es fehlen entsprechende klarstellende Ausführungen im Sicherheitsbericht.

- Warum ein Heizrohrbruch im Dampferzeuger nur an einem Dampferzeugerheizrohr analysiert wird und keine Schädigung mehrerer Heizrohre in Betracht gezogen wird. (Siehe dazu Abschnitt 14.6.3. im Sicherheitsbericht)

Zitat „Der Störfall (Heizrohrbruch im Dampferzeuger) wird durch den Bruch eines Dampferzeugerheizrohres (DN 3/4“) während des Leistungsbetriebes ausgelöst“. Es wird im Sicherheitsbericht nicht erörtert, warum nicht mehrere Heizrohre Lecks aufweisen könnten. Entsprechende Ausführungen fehlen.

Für **auslegungsüberschreitende Störfälle** werden eine Reihe technischer Einrichtungen angeführt, so z. B. eine Zitat Seite 14.8-16 „Möglichkeit zur Flutung eines geschmolzenen Kerns“. Details, entsprechende Analysen oder Ergebnisse solcher Analysen werden jedoch nicht gegeben. Wie und unter welchen Umständen diese Möglichkeit realisiert werden kann bleibt somit eine offene Frage. In dieser Hinsicht wären Ergänzungen erforderlich. Die Auflistung der vorhandenen technischen Einrichtungen für das Managen von auslegungsüberschreitenden Unfällen ist positiv zu bewerten, aber ohne detailliertere Darstellung der gemachten Angaben i. a. schwer zu beurteilen. Es wird eine Überarbeitung und entsprechende Ergänzung empfohlen.

Bezüglich der **Qualifikation sicherheitsrelevanter Komponenten** wurden beispielhaft im speziellen die Ausführungen zu den Frischdampf-Sicherheits- und Abblaseventilen, sowie zu den Komponenten zur Beherrschung des Wasserstoffes bezüglich Vollständigkeit untersucht. Es zeigten sich Mängel in Bezug auf wichtige Angaben. Eine Überarbeitung erscheint erforderlich und wird daher empfohlen.

Es zeigte sich, dass in Abschnitt 6.10.1 und 10.3.3. des Sicherheitsberichtes keine Angaben gemacht wurden, ob die Frischdampf-Sicherheits- und Abblaseventile von Beznau II auch für Wasser- und Wasserdampfgemisch im Falle eines größeren Primär-Sekundär-Lecks im Dampferzeuger (siehe auch obige Ausführungen zum Heizrohrbruch) oder für (sekundärseitiges) feed and bleed qualifiziert sind. Für die entsprechenden primärseitigen Druckhalter-Sicherheits- und Isolierventile sind solche Angaben vorhanden.

Die Angaben zur Auslegung des Wasserstoffabbausystems im Containment für den Auslegungsstörfall als auch nähere Angaben zur Beherrschung des Wasserstoffes bei auslegungsüberschreitenden Störfällen fehlen.

Im Sicherheitsbericht wird im Abschnitt 5.7.4 zur Sicherheitsbeurteilung des Wasserstoff-Abbausystems ausgeführt: Zitat: „Durch Auslegung gegen Störfallbedingungen, redundante Ausführung (2\*100%) und räumlich weit getrennte Aufstellung im Containment wird sichergestellt, dass nach einem Kühlmittelverluststörfall die geforderte Möglichkeit zum Abbau von Wasserstoff besteht. Die Einheiten sind so konstruiert, dass keine spontane Verbrennung oder Explosion stattfinden kann“. In diese Beurteilung fehlt eine Angabe, warum gerade die Rekombinatoren auf der Höhe der Hauptschleuse (+341 m) an einander annähernd diametral gegenüberliegenden Standorten aufgestellt sind (Siehe auch Abschnitt 5.7.2) welche Analysen diese Positionierung ergaben und mit welchem Rechenprogramm und welcher Zonenaufteilung für das Containment gerechnet wurde. Eine Ergänzung der Unterlage wäre in dieser Hinsicht erforderlich.

Entsprechende Angaben und Ausführungen zum Wasserstoff-Management wären für den auslegungsüberschreitenden Störfall zu geben. Im Sicherheitsbericht wird ausgeführt: Zitat Abschnitt 5.6.1 „Das Druckentlastungssystem (Gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsgebäudes) muss dem Druck einer Wasserstoff-Deflagration standhalten“ Zitat Abschnitt 5.6.10 „Das Druckentlastungssystem mit Filter und Endabscheidung wurde deshalb festigkeitsmässig für einen Überdruck von 5 bar ausgelegt“. Die analytische Basis bzw. deren Annahmen und Ergebnisse werden für diese Auslegung nicht angeführt. Eine Ergänzung derselben ist zu empfehlen.

### **Zusammenfassende Bewertung**

Der Sicherheitsbericht Beznau II erfüllt generell die Anforderungen bezüglich Aufbau, Gliederung und Inhalt der einzelnen Kapitel. Bei einer exemplarischen Überprüfung der Vollständigkeit spezieller Ausführungen und Unterlagen wurden Unzulänglichkeiten festgestellt.

Es wird daher empfohlen, den Sicherheitsbericht als Ganzes zu revidieren, um etwaige weitere Mängel samt den bereits festgestellten zu beseitigen

## **1.2 PSA-Hauptbericht**

Derzeit steht nur der PSA-Hauptbericht zur Verfügung. Es wird empfohlen, Österreich eine Kopie des Gesamtberichtes der probabilistischen Sicherheitsanalyse zugänglich zu machen.

Die Alterungsproblematik von Komponenten wurde im PSA-Hauptbericht nicht berücksichtigt.

## 2 ANGEGEBENE LEBENSDAUER UND PERIODISCHE SICHERHEITSÜBERPRÜFUNG

Laut Sicherheitsbericht Beznau II (Seite 1.1-1) erhielten die Blöcke 1 und 2 die Bewilligung der Inbetriebnahme 1970 bzw. 1971. Beznau zählt damit zu den ältesten noch betriebenen Westinghouse-Anlagen. Ein Vergleich zeigt, dass in den USA von den 5 bis 1971 in Betrieb genommenen Westinghouse-Reaktoren bereits 2 stillgelegt wurden.

Die folgende Tabelle gibt einen Überblick über alle Westinghouse-Druckwasserreaktoren, die bis Mitte der 70er Jahre in Betrieb genommen wurden [Nuclear News, 2001]:

KKW	Netto MWe	Inbetriebnahme	
<b>In Betrieb</b>			
Robinson 2	683	71	
Indian Point 2	975	74	
Surry 1	810	72	
Surry 2	815	73	
Turkey Point 3	693	72	
Turkey Point 4	693	73	
Kewaunee	510	74	
Point Beach 1	485	70	
Point Beach 2	485	72	
Prairie Island 1	530	73	
Prairie Island 2	530	74	
R.E. Ginna	500	70	
<b>Außer Betrieb</b>			
KKW	Netto MWe	Inbetriebnahme	Außerbetriebnahme
Haddam Neck (W)	590	68	96
San Onofre 1 (W)	436	68	92
Zion 1 (W)	1040	73	98
Zion 2 (W)	1040	74	98

Im Sicherheitsbericht zu Beznau 2 (Seite 4.7-6) werden Angaben zur Lebensdauer der wichtigsten Hauptkomponente des Reaktors, dem Reaktordruckbehälter gemacht. „Mit einer bruchmechanischen Analyse wurde nachgewiesen, dass die Sicherheit des RDB gegen Sprödbruch bei Temperatur- und Druckbelastungen aus postulierten Störfällen (Pressurized Thermal Shock) für 40 Betriebsjahre gewährleistet ist. Unter Berücksichtigung eines hypothetischen Materialfehlers, der doppelt so gross angenommen wurde wie der bei einer Wiederholungsprüfung mindestens detektierbare Fehler, besteht erheblicher Abstand zur Risseinleitung. Die Analyse wurde sowohl für den kernnahen zylindrischen Bereich des RDB als auch für den Bereich der Hauptkühlmittelstützen durchgeführt.“

Entsprechend dem Schweizer Bericht zur Convention of Nuclear Safety aus dem Jahr 2001 werden die Unterlagen einer Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) von Beznau II bei der Schweizer Aufsichtsbehörde Ende 2002 eingereicht. [CNN, 2001; Seite 4]: "Beznau PSR Periodic Safety Review (PSR) for Beznau will be submitted to HSK for review before the end of 2002".

In diesem Bericht zur Convention of Nuclear Safety [CNS, 2001] wird die Bedeutung der PSÜ hervorgehoben: *"The PSR is an additional control mechanism for the HSK, aiming to identify and assess the actual safety condition of the plant. To this end the actual plant status and the past operating experience is compared against the current level of science and technology and the operating experience of other plants."*

In der neuen HSK-Richtlinie zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) [HSK-R48/d, 2001] werden die Ziele der PSÜ definiert: *„Die periodische Betriebsüberprüfung stellt eine Ergänzung zur laufenden Aufsichtstätigkeit der HSK dar. Sie ist, soweit die Bewilligungsbehörde nichts anderes festlegt, ab der Inbetriebnahme etwa im Abstand von 10 Jahren für jedes in Betrieb befindliche Kernkraftwerk durchzuführen. Ziel der Periodischen Sicherheitsüberprüfung ist die ganzheitliche sicherheitstechnische Beurteilung des Kernkraftwerks. Hierbei ist einerseits die kraftwerksspezifische Betriebserfahrung der letzten 10 Jahre auszuwerten und mit relevanten Betriebserfahrungen in anderen Anlagen zu vergleichen..... Andererseits ist der aktuelle Zustand des Kernkraftwerks mit dem Stand der Wissenschaft und Technik zu vergleichen. Anhand dieser Vergleiche ist die Notwendigkeit von Nachrüstungsmaßnahmen zu überprüfen. ... Die HSK berücksichtigt die Ergebnisse der Periodischen Sicherheitsüberprüfung bei Bewilligungsgesuchen (Änderungen des Kernkraftwerks, Verlängerung der befristeten Betriebsbewilligung) in ihrem Gutachten.“*

Ein wichtiger Schwerpunkt einer PSÜ sind deterministische, probabilistische Sicherheitsanalysen und die Bewertung der Betriebsführung und des Betriebsverhaltens der Anlage. Bei der Bewertung der Betriebsführung und des Betriebsverhaltens der Anlage gibt die HSK-Richtlinie [HSK-R48/d, 2001] folgende Zielsetzungen vor: *„Kernkraftwerke unterliegen innerhalb einer 10-Jahresperiode aufgrund des Erfahrungsrückflusses aus dem eigenen Betrieb und aus den Betrieb anderer Kernkraftwerke sowie infolge der Anpassung an den Stand der Technik organisatorischen wie auch technischen Änderungen. Darüber hinaus treten insbesondere bei älteren Kernkraftwerken zeitabhängige Veränderungen (sog. Alterungseffekte) auf, die die Sicherheit und die Verfügbarkeit beeinträchtigen können. Daher kommt der Bewertung der Betriebserfahrung hinsichtlich eines zukünftig sicheren Betriebs des Kernkraftwerks eine hohe Bedeutung zu.“*

## **Bewertung**

Ausgehend von dem im Sicherheitsbericht zitierten Sicherheitsnachweis des RDB gegen Sprödbruch bei Temperatur- und Druckbelastungen für 40 Betriebsjahre müsste die Lebensdauer für den Reaktordruckbehälter von Beznau II, das 1971 in Betrieb genommen wurde, 2010 oder 2011 enden. Es stellt sich grundsätzlich die Frage, warum eine unbefristete Betriebsbewilligung über die Lebensdauer des Reaktordruckbehälters und damit der Anlage hinaus erteilt werden sollte.

Entsprechend dem Schweizer Bericht zur Convention of Nuclear Safety aus dem Jahr 2001 und der HSK-Richtlinie zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) von 2001 werden die Unterlagen einer PSÜ von Beznau II bei der Schweizer Aufsichtsbehörde Ende 2002 eingereicht. Wichtiger Schwerpunkt einer PSÜ ist entsprechend der HSK-Richtlinie die Bewertung der Betriebserfahrung der Anlage, wobei insbesondere für alte Anlagen, die Alterungsproblematik, die in den jetzt vorliegenden Unterlagen (Sicherheitsbericht und PSA-Hauptbericht) unzureichend behandelt wurde, eine wichtige Rolle spielt.

Die Ergebnisse der PSÜ sind eine wichtige Entscheidungsgrundlage für die ganzheitliche sicherheitstechnische Bewertung der Anlage, die für das begonnene Verfahren zur Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung für Beznau II fehlt.

Für eine alte Anlage wie Beznau II wird daher die Erteilung einer 10-jährigen Betriebsbewilligung auf Basis der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen empfohlen.

### 3 EVALUATION DER SCHWEIZER AUFSICHTSBEHÖRDE

Ende 1998 wurde von der IAEA auf Einladung der Schweiz eine Evaluation der Schweizer Aufsichtsbehörde (HSK) durchgeführt. Die wichtigsten Schlussfolgerungen und Empfehlungen des IRRT-Berichts [IRRT, 1999] zur Schweiz lauten:

- *"strengthening of the licensing power of the regulatory body and the planned improvements to the legal basis for clarification of the independence of the regulatory body;*
- *introduction of a systematic and comprehensive approach to inspection of operational safety aimed at developing inspection competences and identifying and resolving operational safety issues;*
- *development of an enforcement policy;*
- *development of a waste classification system; and*
- *fulfillment of all responsibilities concerning transportation of radioactive material including those not associated with nuclear power plants."*

In Annex 2 zum IRRT-Hauptbericht ist eine Liste an konkreten Empfehlungen der IRRT Mission zu finden. Unter anderem werden folgende Empfehlungen gegeben:

- *"The independence of the Regulatory Body should be ensured in a reorganization of governmental supervisory bodies. The Atomic Energy legislation should be revised accordingly.*
- *A more independent position should be given to HSK with added legal staff.*
- *A review of the resources of the HSK Sections should be performed taking into account the duties and responsibilities of those sections.*
- *Taking into account the number and type of Swiss NPPs, HSK should increase the human resources available to the Reactor Design and Safety Analysis Division, RST Section in particular, considering the extent, diversity and highly specialized activities.*
- *HSK should establish formal general safety requirements for all topics related to licensing stages. HSK should therefore issue additional guidelines on a priority basis on topics, such as: Quality Assurance, Fire Safety, Seismic Design, Decommissioning and Periodic Safety Reviews.*
- *HSK should send the guideline defining PSR requirements to all licencees and should indicate the exact dates at which the next PSRs are to take place.*
- *HSK should develop and implement an Inspection Program that is both systematic and comprehensive in nature."*

#### **Bewertung**

Ende 1998 wurde von der IAEA (IRRT Mission) auf Einladung der Schweiz eine Evaluation der Schweizer Aufsichtsbehörde durchgeführt. In Zusammenhang mit dem Antrag auf unbeschränkte Betriebsbewilligung für Beznau II ist hervorzuheben, dass der IRRT-Bericht in seinen Empfehlungen besonderes Gewicht auf folgende Themenbereiche legt:

- Stärkung der rechtlichen und organisatorischen Unabhängigkeit,
- mehr Kompetenzen bei Betriebsbewilligungsverfahren,
- Verbesserung der Mittel für die Behörde,
- Formalkriterien bezüglich Sicherheitsbewertungen der Anlagen (wie z. B. Ausarbeitung von Richtlinien zu Periodischen Sicherheitsüberprüfungen),
- Verbesserung der Überwachung der Anlagen.

Entsprechend [CNS, 2001] hat die Schweizer Aufsichtsbehörde mit der Umsetzung der IRRT-Empfehlungen bereits begonnen (siehe z. B. HSK-Richtlinie zu Periodischen Sicherheitsüberprüfungen von 2001 [HSK-R48/d, 2001])

## 4 NACHRÜSTUNGSMASSNAHMEN

In Anhang 1 wurden alle im Sicherheitsbericht Beznau II, Kap. 1.4 aufgezählten Nachrüstungsmaßnahmen, die seit Inbetriebnahme von Beznau II implementiert wurden aufgelistet. Die wichtigsten sicherheitsrelevanten Nachrüstungsmaßnahmen wurden in folgenden Bereichen durchgeführt:

- Verbesserung der Anlage bei Auslegungsstörfällen
- Analysen und Nachrüstungen zur Vermeidung und Eindämmung schwerer Unfälle
- Verbesserung der Sicherheit der Anlage gegenüber externen Ereignissen
- Verbesserter Brandschutz
- Requalifikation von sicherheitsrelevanten Komponenten gegenüber Erdbeben und Störfallbedingungen
- Austausch alter Komponenten

### Nachrüstungen im Zeitraum 1975 bis 1980:

- Die Wirksamkeit des **Sicherheitseinspeisesystems für die Kernnotkühlung** wurde durch eine Neukonfiguration der Leitungen unter Einbezug des Containment-Sprühsystems den damaligen Erkenntnissen über Ablauf und Folgen von Kühlmittelverluststörfällen angepasst und verbessert.

### Nachrüstungen im Zeitraum 1980 bis 1985:

Verschiedene Nachrüstungen als Folge des Unfalls in Three Mile Island (TMI) wurden in Beznau implementiert:

- Im Sicherheitsgebäude werden **zwei Wasserstoff-Rekombinatoren** zur Verhinderung des Aufbaues größerer Wasserstoffkonzentrationen nach einem Kühlmittelverluststörfall installiert (TMI)
- Redundantes, fernbedienbares **Entlüftungssystem für Druckbehälterdeckel** (TMI)
- Um auch nach einem Störfall aus dem Containment noch Proben entnehmen zu können, wurden die nötigen **Probenahmestellen** installiert (TMI)
- Die **Störfallinstrumentierung** wurde erweitert und verbessert (TMI)
- Um die **Überwachung der Aktivität im Fortluftkamin** zu verbessern, ersetzte man die bestehenden Messeinrichtungen durch neue.
- In die Mäntel der Dampferzeuger wurden für die **Hilfsspeisewasserleitungen zusätzliche Stutzen** eingesetzt, welche von denjenigen der Hauptspeisewasserleitungen örtlich getrennt sind.
- Die Ölhydraulik der **Frischdampf-Abblasestation** wurde ertüchtigt.
- Ein Steuersystem wurde eingebaut, das bei drohendem Überdruck im Reaktorkühlsystems im kalt-abgestellten Zustand die Druckhalter-Armaturen aufsteuert.
- 1980 begonnene ersten Phase der **seismischen Requalifikation** (Projekt REQUA). Die beiden kalten und heißen Stränge des Reaktorkühlsystems und die daran anschließenden Rohrleitungen der Sicherheitsklasse 1 mit einem Durchmesser von 2" und größer, sowie die Frischdampfleitungen innerhalb des Sicherheitsgebäudes seismisch requalifiziert. In der zweiten, 1989 begonnenen Phase wurde die seismische Requalifikation verfeinert und erweitert.



**Nachrüstungen im Zeitraum 1985 bis 1990:**

- Alle **motorbetriebenen sicherheitsrelevanten Armaturen** wurden überprüft und wenn nötig saniert.
- Zusätzliche **Brandmelde- und Feuerlöschanlagen** installiert.
- **Frischdampf-Schnellschluss-Armaturen** wurden ersetzt.
- **Sicherheitsrelevante Ausrüstungen** im Sicherheitsgebäude wurden darauf überprüft, ob sie für die **Umgebungsbedingungen** nach einem Kühlmittelverluststörfall ausgelegt sind. Falls das nicht der Fall war, wurden sie ersetzt.
- Nach Vorliegen erster Ergebnisse der **Risikoanalyse BERA** nahm man umgehend einige **seismische Ertüchtigungen** vor. Diese betrafen elektrische Schaltschränke, die Gleichstromversorgung und die Befestigung von Kabelpools.
- Die am **Druckhalter angeschlossenen Armaturen**, welche die Überdruckabsicherung und die Druckentlastung des Primärkreislaufs gewährleisten, wurden durch ein neuartiges, kombiniertes Fabrikat mit eigenmediumgesteuerten Armaturen ersetzt.
- Im **Hauptkommandoraum** wurde die **Gefahrmeldeanlage** modernisiert.

**Zeitraum 1990 bis 1995:**

- Das Projekt **NANO (Nachrüstung Notstandsystem)** zum verbesserten Schutz gegen Einwirkungen von außen wie Erdbeben, Flugzeugabsturz, Trümmereinwirkungen, Blitzschlag, Einwirkungen Dritter und hohe Radioaktivität in der Umgebung, Verbesserungen bei den Systemen zur Kernnotkühlung und zur Abführung der Nachzerfallswärme, redundante, geschützte Notstromversorgung, zusätzlicher Schutz gegen die Folgen einer internen Überflutung, wurde implementiert.
- Ein System für die **Gefilterte Druckentlastung des Containments (SIDRENT)** wurde erstellt.
- Die **Hauptkommandoräume** wurden in ergonomischer Weise umgestaltet und mit einer neuen Klimaanlage versehen.
- Die **Notstromversorgung aus dem hydraulischen Kraftwerk Beznau** wurde entsprechend einem neuen Konzept umgerüstet.
- In jeder **Hauptspeisewasserleitung** wurden **neue Rückschlagklappen innerhalb des Containments** mit gedämpftem Schließverhalten implementiert. Die Dämpfung dient zur Minderung der Auswirkungen von Wasserschlägen bei Störfällen.

**Zeitraum nach 1995:**

- Die 6-kV-Eigenbedarfsanlagen wurden durch **Raumabschottungen (RASA)** gegen die Folgen einer Leckage oder eines Bruchs von Speisewasser- und Dampfleitungen geschützt (Projekt RASA).
- Die 1 E-klassierten **elektrischen Ausrüstungen im Containment** wurden für auslegungsgemäße **Störfallbedingungen requalifiziert**.
- Bei der Planung bzw. Nachrüstung der ölführenden Komponenten und elektrotechnischen Einrichtungen wurden **Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der Brandgefahr** eingebaut.
- Ein **alternatives System zur Kühlung des Brennelementlagers** bei Nichtverfügbarkeit oder Ausfall der seit 1971 bestehenden Kette von Kühlsystemen wurde erstellt (Projekt BREWA). Damit werden die Möglichkeiten zur Instandhaltung der bestehenden Kühlsysteme verbessert. Zusätzlich dient dieses System zur Kühlung des Brennelementlagers bei Störfällen.

- Eine drahtlose, für Störfälle ausgelegte **Funktelefonanlage** für den Bereich des Kernkraftwerks (Gebäude und umgebendes Areal) wurde installiert.
- **Im Block 2 wurden die Dampferzeuger ersetzt und ein geschlossener Kreislauf für die Dampferzeuger-Abschlammung eingerichtet**
- Die Versorgung der Dampferzeuger mit Speisewasser bei Ausfall der nicht für die Beherrschung von Störfällen vorgesehenen betrieblichen Speisewassersysteme (Hauptspeisewasser und Hilfsspeisewasser) wurde durch ein **einsträngiges Notspeisewassersystem ergänzt** (Projekt ERGES). Das Notspeisewassersystem befindet sich in einem eigenen Gebäude.
- Die **Stahldruckschale des Containments** wurde für einen von 2.62 bar auf 3.1 bar erhöhten Auslegungsüberdruck qualifiziert.
- Ende 2000 wurde von der Aufsichtsbehörde beschlossen, dass jedes KKW in der Schweiz spätestens Ende des Jahres 2003 **Notfallsprozeduren zum Management schwerer Unfälle** (SAMG – Severe Accident Management Guidelines) implementiert haben muss. Beznau hat diese Notfallsprozeduren bereits 2001 eingeführt [CNS National Report, 2001]

### **Bewertung**

Positiv hervorzuheben sind die seit den 90er Jahren durchgeführten Nachrüstungsmaßnahmen zur Vermeidung und Eindämmung schwerer Unfälle und zur Verbesserung der Sicherheit der Anlage gegen Einwirkungen von Außen, durch die Errichtung unabhängiger gebunkelter Notstandssysteme, durch ein System zur gefilterten Druckentlastung, durch bereits implementierte Notfallsprozeduren zum Management schwerer Unfälle.

## 5 PROBABILISTISCHEN SICHERHEITSANALYSE

Zur Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) des Betreibers (NOK) für das KKW Beznau wurde eine kurze Überprüfung (6 Personen-Tage) in Hinblick auf den Antrag einer unbefristeten Betriebsgenehmigung durchgeführt. Die Bewertung der PSA findet sich in Anhang 2.

### Bewertung

Die vorliegende Probabilistische Sicherheitsanalyse zu Beznau 2 entspricht in weiten Bereichen dem Stand der Technik.

Seit der Inbetriebnahme der Anlage Anfang der 70er Jahre wurden zahlreiche Nachrüstungsmaßnahmen implementiert. Diese umfassen die Installation eines Notspeisewassersystems zusätzlich zum Hilfsspeisewassersystem, Installation eines gebunkerten Notstands-systems zur Abführung der Restwärme, Zurverfügungstellung von zusätzlicher Notstromversorgung und Kühlmittelreserven, Konstruktion eines Druckentlastungssystems (filtered venting system), und Implementation von symptomorientierten Notfallprozeduren und Prozeduren zum Management schwerer Unfälle.

Aufgrund dieser Nachrüstmaßnahmen sind sowohl die abgeschätzte Kernschädigungshäufigkeit (core damage frequency) und die Häufigkeit großer Freisetzungen (large release frequency) sehr niedrig. Beide Werte entsprechen im wesentlichen den von der International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG) der IAEA für neue Anlagen gesetzten Sicherheitszielen.

Es wird den Betreibern (NOK) und der Aufsichtsbehörde (HSK) empfohlen, die PSA bezüglich folgender Punkte zu revidieren:

- (a) Einbeziehung neuerer Betriebserfahrungen hinsichtlich der Entstehung von Turbinentrümmern,
- (b) Durchführung eines Probabilistic Seismic Hazard Assessment am Stand der Technik und Einbeziehung der Ergebnisse in die PSA,
- (c) Durchführung zusätzlicher Unfallentwicklungsmodellierung unter Verwendung einer detaillierteren Nodalisierung des Containments um die Effizienz der vorhandenen, eher grob nodalisierten Analysen zu überprüfen, und
- (d) Einbeziehung der Alterungseffekte in die PSA (inkl. der Berücksichtigung der Strahlenschädigung des Reaktordruckbehälters und der daraus resultierenden Beeinflussung der Versagenswahrscheinlichkeit des Reaktordruckbehälters).

Die gesamte PSA-Dokumentation und die detaillierte PSA-Bewertung der HSK wäre u. a. für die Abstimmung von Katastrophenschutzplanungen im bilateralen Kontext hilfreich.

## 6 ALTERUNGSPROBLEMATIK WICHTIGER KOMPONENTEN

Alle Werkstoffe sind Alterungsprozessen unterworfen, wobei je nach Einsatzbereich der Komponenten die jeweiligen Betriebsbedingungen (Temperatur, Druck, chemische Umgebung, Strahlung) die unterschiedlichen Belastungen (thermomechanische Wechselbeanspruchungen, Korrosion, Strahlenbelastung) sowohl die Art der Schädigungsmechanismen, wie auch den Grad der Alterung bestimmen.

### 6.1 Reaktordruckbehälter

Der Reaktordruckbehälter (RDB) bestehend aus einem zylindrischen Behälter mit halbkugelförmiger Bodenkalotte und geflanschem Deckel wurde aus dem niedrig legierten Kohlenstoffstahl (Typ SFAC<sup>1</sup> 1.2 MC 07), der den ASME Stählen SA 508 Cl.3 (Schmiedeteile) und A 533 Grade B, Cl.1 (Bleche) entspricht, hergestellt. Die im Inneren mit dem Tandem-Plattierungsverfahren aufgebraute Plattierung besteht aus dem austenitischen rostfreien Stahl SFAC VIRGO II S Grade. Die Durchführungsstutzen in Deckel und Bodenkalotte sind aus Inconel-600 gefertigt. (Angaben aus dem Sicherheitsbericht Seite 4.4-1).

Die Alterungsproblematik des Reaktordruckbehälters resultiert einerseits aus der Strahlenbelastung durch den aktiven Kern (hauptsächlich schnelle Neutronen- und Gamma-Strahlung), andererseits durch die thermische und mechanische Beanspruchung (Hochtemperatur-Alterung bei der Betriebstemperatur von 288°C und thermomechanische Wechselbeanspruchung beim An- und Abfahren), sowie durch Korrosionsprozesse. Im Vergleich zu den strahlenbedingten Veränderungen der Materialkennwerte (Versprödung des Stahls) wird die thermische Alterung i.A. als vernachlässigbar angenommen. Korrosionserscheinungen sollten infolge der Plattierung der Innenseite aus austenitischem, rostfreiem Stahl nicht auftreten, – internationale Erfahrungen haben aber gezeigt, dass insbesondere die Bereiche von Stützdurchführungen im Reaktordeckel anfällig auf Korrosion durch Borsäure und Spannungsrisskorrosion sein können.

#### 6.1.1 Strahlenbedingte Versprödung

Die Neutronenstrahlung führt zu einer Versprödung des Stahls, die nicht nur von der Neutronenfluenz (und vermutlich der Neutronenflussdichte) und der Bestrahlungstemperatur abhängt, sondern auch von der chemischen Zusammensetzung des Stahls, nach heutiger Vorstellung insbesondere von den Cu und P-Verunreinigungen, vermutlich auch vom Ni-Gehalt des Stahls.

Im Rahmen der Sicherheitsanalyse zur strukturellen Integrität der druckführenden Umschließung muss ein Sprödbruchsicherheitsnachweis für den RDB geführt werden, bei dem durch bruchmechanische Rechnungen ein spontanes Versagen im Normalbetrieb ausgeschlossen, sowie der Erhalt der Integrität bei Belastungen eines postulierten Störfalls gezeigt werden muss. Der im Laufe des Betriebes hauptsächlich durch die Neutronenbestrahlung degradierte Materialzustand wird durch die sogenannte Referenztemperatur  $RT_{NDT}$ , die den Übergang vom zähen zum spröden Materialzustand angibt, beschrieben. Experimentell kann dieser Materialkennwert mit Hilfe von Kerbschlag-ISO-Spitzkerb (Charpy)-Tests, sowie dem Pellini-Fallgewichtversuch ermittelt werden. Um die Veränderung dieser Sprödbruchübergangstemperatur durch Neutronenbestrahlung zu verfolgen, werden im Rahmen eines Sur-

<sup>1</sup> SFAC: Société des Forges et Ateliers du Creusot)

veillance-Programms repräsentative Proben aus den Originalwerkstoffen (Grundwerkstoff, Schweißgut, Wärmeeinflusszone) voreilend bestrahlt (d. h. die Bestrahlungskapseln sind dem aktiven Kern näher als die RDB-Wand). Das amerikanische Regelwerk enthält Richtlinien, (US Regulatory Guide 1.99, rev.2), nach denen die jeweilige Referenztemperatur-Verschiebung als Funktion des Cu- und Ni-Gehaltes (der sog. Chemie-Faktor), sowie der Neutronenfluenz berechnet werden kann, wobei die Anwendung von Sicherheitszuschlägen erforderlich ist. Sollten die experimentell ermittelten Verschiebungen an den Voreilproben größer als die generischen Werte sein, müssen diese anlagenspezifischen Werte verwendet werden. Mit Hilfe der strahlungsbedingten Verschiebung der Referenztemperatur  $RT_{NDT}$  wird die für den jeweiligen Werkstoff gültige Bruchzähigkeitskurve (Bruchzähigkeit als Funktion der Temperatur) ermittelt (entsprechend ASME Code, Section III, App.G, Ausgabe 1989), die den bruchmechanisch berechneten Lastpfaden gegenübergestellt wird. Die Richtlinien enthalten auch Angaben zu den einzusetzenden Sicherheitszuschlägen. Die Bruchzähigkeit des Werkstoffs muss immer größer sein, als der die Belastung beschreibende Verlauf der Spannungsintensitätsfaktoren.

### 6.1.1.1 Chemische Zusammensetzung des RDB-Stahls

In dem Sicherheitsbericht werden keine Angaben zur chemischen Zusammensetzung des Stahls gemacht. In der veröffentlichten Literatur ([Stallmann, 1988], [Lippincott, 1984]) konnten Angaben zum Kupfer- und Nickelgehalt des Schweißgutes im RDB Beznau-2 gefunden werden (0,11 wt% Cu, 0,14 wt% Ni). Die ferritischen RDB-Stähle (Schmiedeteile, Bleche) enthalten üblicherweise Cu-Gehalte im Bereich 0,1 – 0,12 wt.%.

### Bewertung

Wegen der ausschlaggebenden Bedeutung der Cu- und Ni-Werte für die Ermittlung der Versprödung aus den Tabellen des US Reg.Guide 1.99, rev.2 erscheint es unverständlich, dass in dem Sicherheitsbericht keine Angaben hierzu gemacht werden.

### 6.1.1.2 Werkstoffzähigkeit bei Inbetriebnahme

In dem Sicherheitsbericht werden die unbestrahlten Ausgangswerte der Referenztemperatur für den Sprödbruchübergang angegeben (ermittelt mit Pellini-Methode) (Seite 4.7-2):

Grundwerkstoff Ring C	-10°C
Grundwerkstoff Ring D	-10°C
Schweißgut	-35°C
Wärmeeinflusszone	-36°C

Nach Angaben des Sicherheitsberichtes wurden zwar Charpy-Tests im Rahmen des Voreilprobenprogramms durchgeführt; es wird aber kein Vergleich zwischen den daraus ermittelten  $RT_{NDT}$ -Werten ( $T_{68J} - 33K$ ) für das unbestrahlte Material und den nach Pellini bestimmten NDT-Werten angestellt.

### Bewertung

Die Ausgangszähigkeit der unbestrahlten Proben wird im Sicherheitsbericht ausschließlich anhand der Ergebnisse aus den Pellini-Fallgewichtsversuchen bewertet. Wie die im Anhang 3-1 zusammengestellten Literaturzitate zeigen, kann es bei der Bestimmung der NDT-Temperatur nach der alten Norm E-208 zu verfälschten Werten kommen. In jedem Fall wäre es daher sinnvoll, auch die Ergebnisse der Kerbschlagversuche an den unbestrahlten Proben des Surveillance-Programms zur Ermittlung von  $RT_{NDT}$  (unbestrahlt) einzubeziehen, um einen konservativen Ausgangswert zu erhalten.

### 6.1.1.3 Surveillance (Voreilproben-)Programm

Nach Angaben des Sicherheitsberichtes (Seite 4.7-3) wurden die Proben des Voreilprobenprogramms (Zug-, ISO-V- und Bruchmechanikproben) aus dem „Material der Originalschmelzen der kernnahen RDB-Ringe C und D, aus dem Schweißgut und aus dem Material der Wärmeeinflusszone der Schweißung entnommen“.

Bis 1991 waren Fluenzen der Probenkapseln im Bereich  $3,89\text{E}+18 \text{ cm}^2$  bis  $2,96\text{E}+19 \text{ cm}^2$  erreicht worden. Die experimentell bestimmten numerischen Werte der Verschiebung der Referenztemperatur  $\Delta RT_{\text{NDT}}$  mit der Neutronenfluenz werden im Sicherheitsbericht nicht angegeben, wohl aber die grafische Darstellung der Daten.

Die strahlenbedingte Verschiebung von  $RT_{\text{NDT}}$  ( $\Delta RT_{\text{NDT}}$ ) als Funktion der Neutronenfluenz wurde auf der Basis des US NRC Reg.Guide 1.99, rev.2 anhand der Cu- und Ni-Gehalte ermittelt und mit drei experimentellen Werten der Verschiebung ( $\Delta T_{68\text{J}}$ ) dargestellt. Die Neutronenfluenz nach 36 Vollastjahren wird mit  $3,6\text{E}+19 \text{ cm}^2$  angegeben.

Es gibt in dem Sicherheitsbericht keine Angaben über Messergebnisse an den Bruchmechanikproben, die in Zusammenhang mit dem bruchmechanischen Sprödbruchsicherheitsnachweis aussagekräftiger wären.

### Bewertung

- In der Literatur konnten weitere Werte der Sprödbruchübergangstemperatur-Verschiebung von Proben aus Beznau-2 für niedrige Neutronenfluenzen gefunden werden, die in Abbildung 6-1 zusammen mit den aus der Abbildung 4.7-1 in dem Sicherheitsbericht abgeschätzten Werten eingetragen sind. Warum diese zusätzlichen Werte in dem Sicherheitsbericht nicht auftauchen, müsste geklärt werden.
- Wegen der fehlenden Angaben zu den Cu- und Ni-Gehalten kann nur durch Vergleich mit den Tabellen im US Reg-Guide 1.99, rev.2 geschlossen werden, dass für den Grundwerkstoff ein Cu-Gehalt von 0,12% und ein Ni-Gehalt von etwa 0,8% vorliegt.
- Da die experimentellen Werte der Sprödbruchübergangstemperatur-Verschiebung (auch wenn man nur die im Sicherheitsbericht verwendeten Werte betrachtet) über der Reg.-Guide-Kurve liegen (siehe Abb.6-1), muss nach der Formulierung des Reg.Guide 1.99 auf die "best-fit-line" der Messwerte die entsprechenden Sicherheitszuschläge zugerechnet werden. Daraus ergibt sich, dass die in dem Sicherheitsbericht angegebene Berechnung der gültigen  $RT_{\text{NDT}}$ -Werte nicht als konservativ angesehen werden kann.
- Es ist bekannt, dass die Streuung der Messwerte im Kerbschlagversuch insbesondere bei bestrahlten Proben groß sein kann, sodass für die Genauigkeit der Bestimmung von  $T_{68\text{J}}$ , d. h. der Temperatur, bei der eine Kerbschlagzähigkeit von 68 J vorliegt, die Anzahl der verfügbaren Proben eines Bestrahlungssatzes wichtig ist. Da im Sicherheitsbericht keine genaueren Angaben über die Auswertung der Bestrahlungsproben vorliegen, kann die im Reg.-Guide 1.99 geforderte "credibility" der anlagenspezifischen Daten nicht beurteilt werden.
- Im Sicherheitsbericht wird festgestellt, dass im Rahmen des Voreilprobenprogramms auch Bruchmechanikproben bestrahlt wurden; es werden aber keine Angaben über die mit Hilfe der Bruchmechanikproben bestimmte strahlenbedingte Verschiebung gemacht. Mit Hilfe der Ergebnisse der bestrahlten Bruchmechanikproben könnte die Unsicherheit bezüglich der Konservativität der aus den Kerbschlagproben ermittelten Referenztemperaturverschiebung reduziert werden.
- In der Literatur finden sich umfangreiche Untersuchungen, die zeigen, dass die Verschiebung der Bruchzähigkeitskurve (bei  $100 \text{ MPa m}^{1/2}$ ) durch die Bestrahlung größer sein kann, als die mit Hilfe des Kerbschlagversuchs bestimmte Verschiebung von  $T_{68\text{J}}$  oder  $T_{41\text{J}}$  (vergl. Abbildung 6-2, Daten aus [Hiser, 1990]). Aufgrund dieser Beobachtungen muss

damit gerechnet werden, dass die mit Hilfe von  $RT_{NDT}$  berechneten Bruchzähigkeitskurve im Sprödbruchsicherheitsnachweis nicht-konservativ sein kann. Wenn nun zusätzlich ein nicht-konservativer  $RT_{NDT}$ -Wert zur Bestimmung der Bruchzähigkeitskurve herangezogen wird, wird insgesamt die Nicht-konservativität noch vergrößert.

#### 6.1.1.4 Sprödbruchsicherheitsnachweis

Im Sicherheitsbericht wird festgestellt: „Mit einer bruchmechanischen Analyse wurde nachgewiesen, dass die Sicherheit des RDB gegen Sprödbruch bei Temperatur- und Druckbelastungen aus postulierten Störfällen (PTS) für 40 Betriebsjahre gewährleistet ist. Unter Berücksichtigung eines hypothetischen Materialfehlers, der doppelt so groß angenommen wurde, wie der bei der Wiederholungsprüfung mindestens detektierbare Fehler, besteht noch ein erheblicher Abstand zur Risseinleitung.“ (Seite 4.7-6)

„Die Werkstoffdaten, die Fluenz und die Referenztemperatur  $RT_{NDT}$  wurden sinngemäß entsprechend den Beschreibungen 4.7.1.1 bis 4.7.1.5<sup>2</sup> bestimmt.“

„Entsprechend den Temperatur- und Spannungsverteilungen wurden die Spannungsintensitätsfaktoren  $K_I$  (Beanspruchungen) an der Risspitze des unterstellten Fehlers ermittelt.

#### Bewertung

Obwohl die Ergebnisse der Sprödbruchsicherheitsanalyse die zentrale Aussage für die Gewährleistung der strukturellen Integrität des Primärkreises darstellen, werden diese im Sicherheitsbericht nur ungenau formuliert.

- Die Vorlage des Sicherheitsberichtes zielt auf eine unbefristete Betriebserlaubnis, insofern ist es verwunderlich, dass nach der zitierten Aussage des Sicherheitsberichtes auf Seite 4.7-6 „...die Sicherheit des RDB gegen Sprödbruch bei Temperatur- und Druckbelastungen aus postulierten Störfällen (PTS) für 40 Betriebsjahre<sup>3</sup> gewährleistet ist“. Dagegen wird auf Seite 4.7-1 festgestellt wird: „Im Sinne einer vorsorglichen Maßnahme wurde die Referenztemperatur ( $RT_{NDT}$ ) nach 36 Vollastjahren<sup>4</sup> auf der Basis des US NRC Reg. Guide 1.99, Ausgabe 2, ermittelt und die dazugehörige Referenzbruchzähigkeit  $K_{IR}$  sowie die Druck-Temperatur-Begrenzung bestimmt.“ und auf Seite 4.8-1 „Mit einer in Übereinstimmung mit dem ASME Code Appendix G durchgeführten bruchmechanischen Analyse (Sprödbruchanalyse) und unter Verwendung der bisher vorliegenden Ergebnisse über den Verlauf der Referenztemperatur wurde für 36 Vollastjahre nachgewiesen, dass ein spontanes Versagen des Reaktordruckbehälters im Normalbetrieb ausgeschlossen werden kann.“ Daraus könnte abgeleitet werden, dass aufgrund der bruchmechanischen Analysen bei 36 Vollastjahren (das sind etwa 43 Betriebsjahre) die Sprödbruchsicherheit für den Normalbetrieb, nicht aber für den Fall eines Störfalles gewährleistet ist.
- Der „erhebliche Abstand“ zur Risseinleitung wird im Sicherheitsbericht nicht quantifiziert, es kann aus dieser Aussage daher nicht geschlossen werden, ob trotz Verwendung von möglicherweise nicht-konservativen  $RT_{NDT}$ -Werten ( und damit einer nicht-konservativen Bruchzähigkeitskurve) von einem ausreichenden Sicherheitsabstand ausgegangen werden kann. Da der Verlauf des Lastpfades (Verlauf des Spannungsintensitätsfaktors) nicht zusammen mit der Bruchzähigkeitskurve für 40 Betriebsjahre dargestellt wird, kann auch kein qualitativer Eindruck gewonnen werden.

---

<sup>2</sup> im Sicherheitsbericht

<sup>3</sup> Unterstreichung durch die Autoren

<sup>4</sup> Unterstreichung durch die Autoren

- Im Sicherheitsbericht wird keine Aussage darüber gemacht, welche postulierten Störfälle für die PTS (pressurized thermal shock) – Analyse angenommen wurde, bzw. welcher Störfall als der für die Integrität des RDB gefährlichste angesehen wird.
- Unklar ist ferner die Bedeutung des Begriffes „sinngemäß“ in der Aussage des Sicherheitsberichts: *„Die Werkstoffdaten, die Fluenz und die Referenztemperatur  $RT_{NDT}$  wurden sinngemäß entsprechend den Beschreibungen in 4.7.1.1 bis 4.7.1.5 bestimmt.“*
- Die Größe des mindestens detektierbaren Fehlers wird nicht angegeben.
- Es wird nicht angegeben, mit welchen Konfigurationen der Streifen-/Strähnenbildung gerechnet wurde und wo der postulierte Riss in Bezug auf die Streifen/Strähnen gelegt wurde. Detaillierte bruchmechanische Untersuchungen für einen RDB haben gezeigt, dass eine Risslage am Streifen/Strähnenrand für viele Fälle die kritischste ist. Es können sogar Re-initiiierungen arretierter Risse auftreten, d. h. auch als stabil erscheinende größere Risse können wieder aktiviert werden ( [Rieck, 1993], [Hirsch, 1994]).
- Es wird keine Angabe darüber gemacht, ob bei dem Nachweis mit durchgerissener Plattierung gerechnet wurde, bzw. in welcher Form die Wirkung der Plattierung berücksichtigt wurde.

#### 6.1.1.5 Wiederholungsprüfungen

Die Angaben zu den Wiederholungsprüfungen des RDB sind im Sicherheitsbericht sehr gering, sowohl hinsichtlich des Umfangs, der zeitlichen Festlegung der Prüfabstände, wie auch der Genauigkeit der Verfahren.

#### Bewertung

Als Folge der fehlenden Details zu den Wiederholungsprüfungen sind im wesentlichen nur die wichtigsten sicherheitsrelevanten, aber ungeklärten Fragen aufzählbar:

- Es ist nicht aus den Angaben ablesbar, ob spezielle Ultraschallverfahren (wie z. B. das Tandem-Verfahren) zur Auffindung von Rissen, die normal zur Oberfläche liegen, eingesetzt werden.
- Die Größen des mindestens detektierbaren Fehlers wird nicht angegeben.
- Es wird nicht angegeben, ob die Außenoberfläche des RDB-Deckels (der laut Angaben des Sicherheitsberichts nach Entfernung der Isolation zugänglich ist) regelmäßig untersucht wird, was nach den Befunden im KKW Davis-Besse (vergl. Punkt 4.1.4) sicherheitstechnisch von großer Bedeutung wäre. Der Hinweis in Tabelle 4.7-1 zu den Durchführungsröhren deutet darauf hin, dass zwar in Hinblick auf die 1991 insbesondere in Frankreich beobachteten Risse an den Kontrollstabdurchführungen roboterisierte Wirbelstrommessungen durchgeführt werden, die aber die Korrosionsproblematik wie in Davis-Besse nicht aufdecken würden, wie der NRC-Bericht über die Feststellung des schwerwiegenden Korrosionsschadens im RDB-Deckel aufzeigt (Anhang 3-2).
- Problematisch erscheint in Hinblick auf Alterungserscheinungen die Angabe in Tabelle 4.7-1, dass die Plattierung nur im Deckelbereich mittels Farbeindringprüfung getestet wird.
- Bedauerlicherweise gibt es im Sicherheitsbericht keine Angaben darüber, wie mit Befunden umgegangen wird, die die Akzeptanzgröße überschreiten, bzw. ob es beobachtete Defekte gibt, die einer speziellen zusätzlichen Beobachtung unterworfen werden müssen.
- Aus dem Sicherheitsbericht ist nicht abzulesen, ob die Stutzenkanten und Stutzenanschlusserschweißnähte vollständig mittels Ultraschall prüfbar sind. Da diese Bereich zu den am stärksten thermomechanisch belasteten zählen, ist eine 100%ige Überprüfbarkeit sicherheitsrelevant.



### 6.1.2 Thermische Alterung

Üblicherweise wird für Reaktordruckbehälter angenommen, dass die durch die Strahlenbelastung verursachte Versprödung erheblich größer als die durch thermische Alterung bedingte Versprödung ist, so dass dieser Beitrag nicht betrachtet wird.

### 6.1.3 Korrosion

Der RDB ist gegen korrosive Angriffe durch eine Innenplattierung aus austenitischem, rostfreien Stahl geschützt. Dennoch sind insbesondere hoch belastete Stellen, wie z. B. die Stutzenkanten spannungsrissskorrosionsgefährdet, da Plattierungsfehler nicht auszuschließen sind. Die Durchführungsstutzen im RDB-Deckel und in der Bodenkalotte sind entsprechend Tabelle 4.4-1 im Sicherheitsbericht aus Inconel-600. An solchen Durchführungsstutzen wurden nach 1991 an einer Vielzahl RDBs<sup>5</sup> Risse beobachtet, die auf Spannungsrissskorrosion zurückgeführt wurden. Von der U.S. NRC wurde ein Bulletin "circumferential cracking of reactor pressure vessel head penetration nozzles, August 3, 2001) herausgegeben, um von allen betroffenen Betreibern zusätzliche Informationen über entsprechende Überprüfungen einzufordern. Im März 2002 wurde bei Reparaturen solcher Risse an Durchführungsstutzen im KKW Davis Besse großflächige Korrosionsangriffe durch Borsäure festgestellt, die durch den gesamten RDB-Deckel bis zur austenitischen rostfreien Plattierung reichten (siehe Anhang X-2). Dieser gefährliche, über 10 cm breite, den ferritischen Deckel vollständig durchdringende Korrosionsbereich war durch die Wiederholungsprüfungen offenbar über Jahre hinweg nicht festgestellt worden.

### Bewertung

Im Sicherheitsbericht wird in der Tabelle 4.7-1 die Wirbelstromprüfung der Durchführungsrohre angegeben, Ultraschallprüfung nur im Fall von Indikationen. Wie der Fall Davis Besse gezeigt hat, ist ein vollständiges Durchdringen des ferritischen Bereichs im RDB-Deckel möglich, ohne dass dies festgestellt wird, selbst wenn eine Detektion von Rissen in den Durchführungsrohren erfolgte. Offensichtlich trat auch keine besondere „Indikation“ auf. Da zudem das KKW Davis Besse (seit 1977 am Netz) jünger als die Anlage Beznau-2 ist, erscheint eine sofortige Überprüfung und regelmäßige Kontrolle des gesamten RDB-Deckels hinsichtlich solcher Borsäure-Korrosionsdefekte unbedingt erforderlich.

## 6.2 Hauptkühlmittelleitung

Entsprechend dem Sicherheitsbericht sind die geraden Rohrleitungen des Hauptkühlmittelsystems aus dem austenitischen Stahl SA376 TP316 gefertigt, die Krümmer aus dem austenitischen Stahl SA351 CF8M. Die Pumpengehäuse sind aus gegossenem austenitischem Stahl ASTM A351 CF8M.

Für die Hauptkühlmittelleitungen und die Gehäuse der Reaktor-Hauptpumpen wurde eine Leck-vor-Bruch-Analyse durchgeführt, um spontanes Versagen auszuschließen.

---

<sup>5</sup> Bugey-2-5, Gravelines-4, Blayais-1, Tricastin-4, Flammaville-1, St.Alban, Fessenheim-1, Paluel-4, Cattenom-1; Ringhals 2-4, Tihange-1, Beznau-1 ( Nucleonics Week 1991-1993, DSIM Informationen); Oconee-1-3 (NRC, 2000/2001)

## Bewertung

- Nach 4.7.2.2.4 sind nicht alle Schweißnähte von außen zugänglich. Es wird nicht angegeben, um welche Schweißnähte es sich handelt, ob und gegebenenfalls wie diese Schweißnähte überhaupt geprüft werden, bzw. welche Maßnahmen ergriffen wurden, um dieses Defizit auszugleichen. Es ist auch nicht ersichtlich, ob dies im Rahmen der Leckvor-Bruch-Analyse (LBB) berücksichtigt werden musste bzw. wurde.
- In dem Sicherheitsbericht wird von „bruchmechanischen Werkstoffkennwerten“ aus Westinghouse-Datenbanken bzw. generischen Werten im ASME-Code für die LBB-Analyse gesprochen. Es muss daher angenommen werden, dass es keine "Full-scale"-Experimente mit diesen Werkstoffen gibt. Dies erscheint insofern problematisch, da schon die Übertragung von experimentellen Ergebnissen an Rohrabschnitten auf die reale Komponente hinsichtlich der realistischen Belastungen und Grenzbedingungen in dem Bericht der Nuclear Regulators Working Group der EU ([EUR 18549 EN, 2000]) als inhärente Schwierigkeit bezeichnet wird.
- In [EUR 18549 EN, 2000] auf Seite 23 festgestellt: *"The definitions, basic assumptions and methodology employed in national LBB procedures do vary , and the associated benchmark exercises have consequently resulted in large scatter bands. Concerns have been also presented regarding technical aspects like detectability of cracks and leaks under real plant conditions.<sup>6</sup> The previous benchmark exercises suggest that NDT procedures currently used for in-service inspections enable detection of defect sizes relevant to LBB from wrought steels only. The metallurgical structure limits performance for welds and defect characterization may be generally regarded as unreliable. Experimental evidence also exists in case of leak detection that its effectiveness depends on unpredictable local physical phenomena which may limit the amount of leakage discharging from service-induced cracks. Post-analysis of real leakages has been successful only after careful investigation of the crack."* Diese Bedenken gelten natürlich speziell bei alten Anlagen.
- Auf Seite 30 wird in [EUR 18549 EN, 2000] festgestellt: *"The 'conventional' LBB procedure is a deterministic analysis based on the principles of fracture mechanics and thermohydraulic analyses. So, fluctuation of applied loads, variability of crack morphology parameters and material properties, and uncertainty in analytical models contribute to question the conservatism of the analysis."* In Kombination mit den wegen fehlender Originalproben erforderlichen Annahmen über Werkstoffkennwerte und Abschätzungen der thermischen Alterung werden diese Bedenken noch verstärkt.
- Hinsichtlich der Berechnung der Leckraten wird in [EUR 18549 EN, 2000] auf Seite 29 festgestellt: *"...Although efforts have been made in the leak rate calculation methodology, uncertainties remain quite high."*
- In dem genannten Bericht wird auch darauf hingewiesen, dass insbesondere das Auftreten unbekannter (unvorhersagbarer) Belastungen, unbekannter Alterungs- und Schädigungsmechanismen und unerkannter Defekte (auch in geraden Rohrbereichen, nicht nur in Schweißnähten) die berechneten Sicherheitsabstände fragwürdig machen. Daraus folgt, dass die konsequente Überwachungen der Voraussetzungen eines LBB-Konzepts, insbesondere sorgfältige ISI (in-service inspection) und ein redundantes Leckageüberwachungssystem, zwar sicherheitstechnisch unabdingbar sind, aber das spontane Versagen der Komponenten (insbesondere bei Altanlagen und zunehmender Alterung über bisherige Erfahrungszeiträume hinaus) nicht ausschließen können.

---

<sup>6</sup> Unterstreichung durch die Autoren

### 6.3 Dampferzeuger

Entsprechend den Angaben im Sicherheitsbericht wurden die Dampferzeuger 1999 ausgetauscht, die Heizrohre der neuen Dampferzeuger (Framatome 33/19) sind nicht mehr aus dem Inconel-600, sondern aus Inconel-690 TT.

#### Bewertung

Es ist davon auszugehen, dass durch den Einbau der neuen Dampferzeuger mit Heizrohren aus einem weniger spannungsrissskorrosionsanfälligen Werkstoffs die Sicherheit der Anlage erhöht wurde.

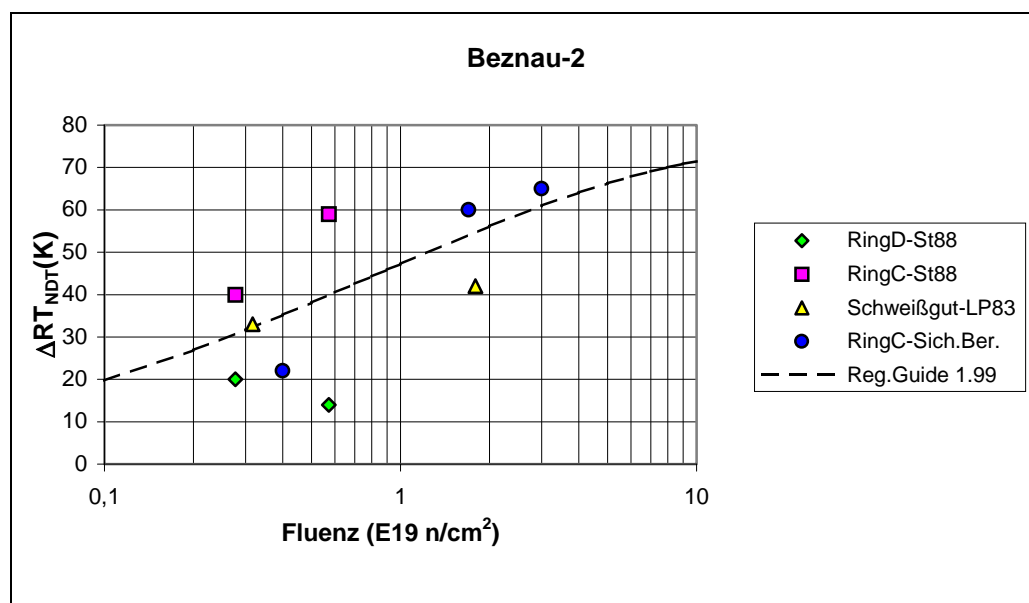


Abbildung 6-1: Experimentelle Werte der Verschiebung der Spröbruchübergangstemperatur als Funktion der Neutronenfluenz (Daten aus [Stallmann, 1988], [Lippincott, 1984] und geschätzte Werte aus der Abb. 4.7-1 des Sicherheitsberichtes)

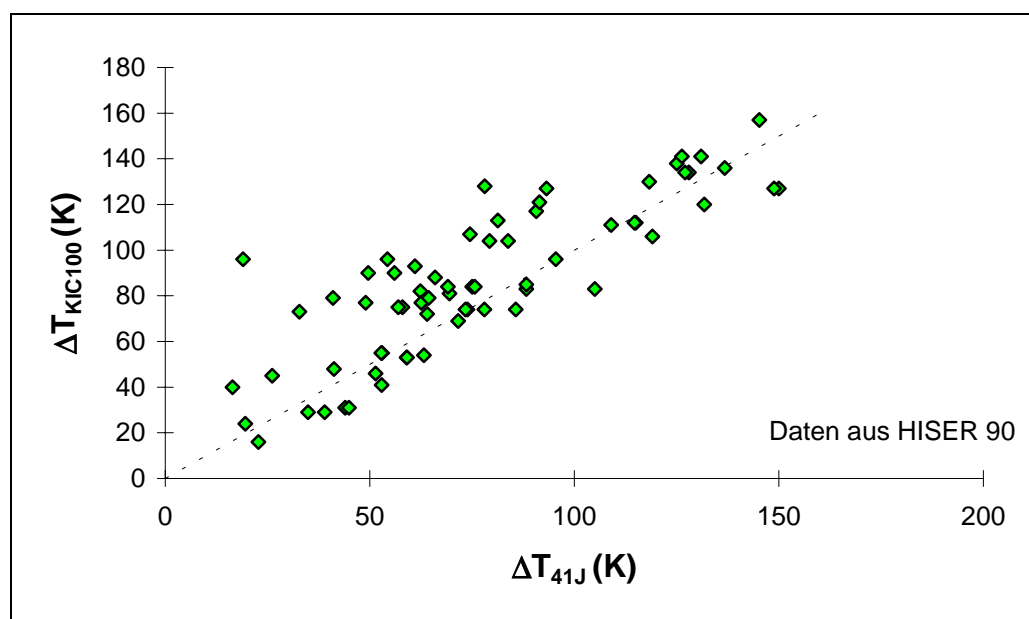


Abbildung 6-2: Vergleich der neutronenbedingten Verschiebung der Bruchzähigkeitskurve und der Verschiebung der Spröbruchübergangstemperatur

## 7 EINWIRKUNGEN VON AUSSEN

### 7.1 Erdbebengefährdung

#### 7.1.1 Seismologie

Gerade in der Schweiz sind eine Vielzahl von neueren wissenschaftlichen Publikationen zum Thema Erbebengefährdung (und deren bisheriger Unterschätzung) erschienen, darunter auch solche, deren Erstellung von der HSK mitfinanziert wurde [Becker, 2000]. Trotzdem stützt sich der Sicherheitsbericht und die PSA immer noch auf ältere, in den Siebzigerjahren des vorigen Jahrhunderts erstellte Studien und Publikationen (z. B. Karte der seismischen Quellen im Sicherheitsbericht, Abb.2.4.-1). Neuere Karten stellt der Schweizer Erdbebendienst auf seinen Web-Seiten [Schweizer Erdbebendienst, 2001] zur Verfügung. Ein Dokument der Schweizer Gesellschaft für Erdbeben-Ingenieurwesen und Baudynamik [Bachmann, 1998] kommt zum Schluss, dass das Basler Beben von 1356 und andere historische Erdbeben heute verheerende Folgen hätten und sieht einen weitreichenden Handlungsbedarf, um die Datenbasis über historische Erdbeben und ihre Wiederkehrperioden zu vergrößern.

Die im Sicherheitsbericht in Kap. 2.4.1. aufgestellte Behauptung, „im Standortgebiet der Kernkraftwerke Beznau sind aus den vergangenen 2000(!) Jahren nur sehr wenige Erdbeben bekannt, deren Intensität den Grad V der MSK – Skala erreicht hat“ erscheint sehr gewagt, wenn man bedenkt, dass sich die bisherigen Gefährdungsstudien auf einen, sich lediglich über rund 700 Jahre erstreckenden historischen Erdbebenkatalog stützen und erst kürzlich damit begonnen wurde, die neotektonische Störungsaktivität zu untersuchen – allerdings nicht im Nahbereich von Beznau. Neben umfangreichen Untersuchungsergebnissen, die zum Basler Erdbeben von 1356 vorliegen, gibt es Hinweise auf ein Beben in der gleichen Region, durch das die Römerstadt Augusta Raurica zerstört wurde [Fäh, 2000]. Daten über ältere Ereignisse im Holozän sind durch die laufenden paläoseismologischen Untersuchungen der Arbeitsgruppe „Paleoseis Research Group“ (ETH-Zürich, EOST-Strasbourg und Univ. Basel) zu erwarten. Südlich von Basel gezogene „trenches“ deuten auf zwei Bebenereignisse hin, die sich lange vor 600 n.Chr. und vor 850 v.Chr. ereignet haben könnten.

Es ist durchaus anerkennenswert, dass jüngst auch paläoseismologische Untersuchungen in Auftrag gegeben wurden [HSK, 2001b], obwohl von der IAEA schon seit über zehn Jahren neotektonische Studien mit Datierung der jüngsten Bewegungen an tektonischen Störungszonen empfohlen werden [IAEA, 1991]. Diese paläoseismologischen Arbeiten konzentrieren sich jedoch auf eine Neueinschätzung des Erdbebenrisikos im Gebiet von Basel und westlich davon. Mit der Erfassung der neotektonischen Störungsaktivität östlich von Basel, insbesondere in der näheren Umgebung des Unterlaufes der Aare, wurde leider noch nicht begonnen. Dies wäre aber schon deshalb erforderlich, da bestehende Kraftwerke laufend bezüglich des aktuellen Stands der Technik zu überprüfen und falls erforderlich auch nachzurüsten sind [Zwicky, 2000].

#### 7.1.2 Geologie

Jüngste morphotektonische Untersuchungen im Schüttergebiet des großen Baseler Erdbebens von 1356 [Meyer, 1998] weisen auf anhaltende tektonische Aktivität entlang der Front des Faltenjuras hin. Diese Überschiebungszone besteht aus mehreren, W-O verlaufenden Antiklinalen, an welchen sich quartäre Bewegungen nachweisen lassen und die durch linksseitige Verschiebungen (NNO-Richtung) getrennt sind.

Auch das Tal der Aare folgt des öfteren dieser tektonisch vorgezeichneten Richtung. Der Sicherheitsbericht erwähnt in Kap. 2.3.1., dass auch das Schichtpaket des Tafeljuras an Brüchen versetzt und gebietsweise in flache Falten gelegt ist.

Da die im Sicherheitsbericht erwähnte „Mandacher Störung“ genau im Gebiet des Stauwehres Beznau, also in unmittelbarer Nachbarschaft des Kernkraftwerkes in WSW-ONO Richtung verläuft, erscheint es angeraten, deren neotektonische Aktivität zu untersuchen. Von dieser, als Aufschiebung bezeichneten Störung, wird ein Versetzungsbetrag von 80 bis 100 m berichtet – gestützt auf Bohrungen im Wehrbereich, die jedoch im Sicherheitsbericht nicht dokumentiert sind (Sicherheitsbericht, Kapitel 2.3.1).

Die stark gegliederte Felsoberfläche unterhalb der quartären Sedimente im Areal der Beznau-Insel (Sicherheitsbericht, Abbildung 2.3.2.) könnte auch Hinweise auf ältere neotektonische Aktivitäten liefern. Genaue ingenieurgeologische Aufnahmen z. B. der Aufstandsflächen liegen nicht vor, ebensowenig gibt es Beweise für das behauptete Ende der Mandacher Störung östlich der Aare.

## **Bewertung**

Der PSA-Hauptbericht erwähnt, dass die Gefährdungsermittlung auf den im Jahre 1977 publizierten Erdbebenkarten basiert und die maximal mögliche Bebenstärke spezifiziert wurde. Laut Erläuterungstext zur seismischen Gefährdungskarte der Schweiz ist aber die Beobachtungszeit für die Erfassung sehr starker Beben viel zu kurz ([http://seismo.ethz.ch/hazard/risk/sha\\_ch.html](http://seismo.ethz.ch/hazard/risk/sha_ch.html)).

Es erscheint daher fraglich, ob das Sicherheitserdbeben (SSE) mit dem ursprünglich angenommenen Wert von 0,12 g maximaler horizontaler Bodenbeschleunigung (später teilweise auf 0,15 g requalifiziert) für ein Bauwerk mit besonderem Schadenpotential am Standort Beznau ausreicht.

Ein Problem stellt die große Bandbreite in der Beziehung zwischen Intensität und maximaler horizontaler Bodenbeschleunigung dar. Der angegebene Wert von 0,15 g für ein Beben mit der Intensität von 7,6 MSK folgt lediglich einem weltweiten Mittelwert. Nach russischer Norm würden dieser Intensität etwa 0,3 g, nach französischer Norm 0,33 g zugeordnet werden.

Die ausdrückliche Hervorhebung von lediglich schwachen tektonischen Aktivitäten berücksichtigt nicht, dass ein maximal mögliches Beben (MCE) bisher nicht nach den Empfehlungen der [IAEA, 1991] bestimmt werden konnte, weil die dafür nötigen paläoseismologischen Untersuchungen erst begonnen wurden. Darüberhinaus soll laut HSK-Jahresbericht 2001 [HSK, 2001b] ein von der HSK initiiertes Projekt zur Neubestimmung der standortspezifischen Erdbebengefährdung voraussichtlich erst Ende 2003 abgeschlossen werden.

## **7.2 Hydrogeologie: Brunnenwassersystem (Notkühlung)**

Wenn die Hauptspeisewasserversorgung nicht verfügbar ist (z. B. infolge externer Überflutung) beliefert das Brunnenwassersystem die Hilfsspeisewasserpumpen zur Speisung der Dampferzeuger. Darüberhinaus kann es zur Notbespeisung der Dampferzeuger herangezogen werden und ins sekundäre Zwischenkühlsystem einspeisen.

## **Bewertung**

Da bekannt ist, dass sich starke Erdbeben auch auf die Grundwasserverhältnisse auswirken können, sollte näher begründet werden, warum das für die Notbespeisung vorgesehene Grundwasser bei einem Wegfall der Stauhaltung Beznau (Beschädigung des Stauwehres

Beznau oder des Hydraulischen Kraftwerkes Beznau) noch in ausreichender Menge gefördert werden kann. Dabei sollte auch näher auf die Erdbebenauslegung des Notstandbrunnens einschließlich Verteilernetz eingegangen werden. Wegen des Einsatzes zur Notbe- speisung erscheint eine Auslegung auf 0,15g zu gering.

## 7.3 Flugzeugabsturz

### 7.3.1 Wahrscheinlichkeit eines Flugzeugabsturzes

Was die Beiträge von Flugzeugabsturz zur Kernschadenshäufigkeit des Reaktors von Beznau II anbelangt, so werden diese im PSA-Hauptbericht zu Beznau II als sehr klein an- gegeben. Alle Beiträge zur Kernschadenswahrscheinlichkeit durch Flugzeugabstürze aufad- diert ergeben:  $2.1 \times 10^{-7}/Ra$ , oder **2.6 %** der Gesamtkernschadenshäufigkeit (PSA Hauptbe- richt, Seite 2-17 and 2-21).

Im PSA-Hauptbericht (Seite 2-43) wurde auch der Flugzeugabsturz auf das Brennelemente- Lagerbecken (Gebäude B) untersucht. Der Beitrag zur Wahrscheinlichkeit der Beschädigung von abgebrannten BE im Brennstofflagerbecken für abgebrannte BE wir ebenfalls als sehr gering angesehen:  $3 \times 10^{-8}/a$ . Dies entspricht **0.9 %** der Gesamtwahrscheinlichkeit.

Folgende Werte sind aus der PSA Seite 2-21 entnommen:

Auslösendes Ereignis	F – Mittlere Häu- figkeit (pro Jahr)	CDF – Beitrag zur Kernschadens- häufigkeit (pro Jahr)	Kernschadens- häufigkeit pro Ereignis CDF / F
Absturz eines Passagierflugzeuges auf das Reaktorgebäude	6.82 E-8	2.2E-8	0.35
Absturz eines Militärflugzeuges auf das Reaktorgebäude	1.90 E-7	2.57 E-8	0.13
Absturz eines Passagierflugzeuges auf das Notstandsgebäude	3.29 E-8	1.82 E-8	0.47
Absturz eines Militärflugzeuges auf das Notstandsgebäude	8.74 E-8	4.44 E-8	0.51
Absturz eines Passagierflugzeuges auf das BOTA-Gebäude	2.05 E-8	1.13 E-8	0.55
Absturz eines Militärflugzeuges auf das BOTA-Gebäude	4.40 E-8	2.70 E-9	0.06
Absturz eines Passagierflugzeuges auf das Werksgelände	3.14 E-7	3.46 E-8	0.11
Absturz eines Militärflugzeuges oder Heli- kopters auf das Werksgelände	6.58 E-7	1.66 E-8	0.01
Flugzeugabsturz auf das Brennelementla- gergebäude B	6.09 E-8	3.03 E-8	0.50

### Bewertung

Die Beiträge des externen Ereignisses Flugzeugabsturz zur Gesamtkernschadenshäufigkeit sind entsprechend den Angaben der Probabilistischen Sicherheitsanalyse gering. Der Grund dafür ist die in der PSA angenommene geringe Häufigkeit von Flugzeugabstürzen für ver- schiedene Flugzeugtypen (Passagierflugzeug, Militärflugzeug) im Luftraum von Beznau.

Ob diese Statistik dem aktuellen Stand entspricht, kann auf Basis der Dokumentation nicht beantwortet werden.

### 7.3.2 Auslegung der Anlage gegenüber Flugzeugabsturz

Was die prinzipielle Auslegung des Reaktors gegenüber Flugzeugabstürzen anbelangt so wurde dazu in einer Erklärung des HSK [HSK, 2001a] folgendes festgestellt:

*„Die Reaktorgebäude der Ende der 60er Jahre gebauten Kernkraftwerke Beznau (KKB) und Mühleberg (KKM) wurden gemäss dem damaligen Stand der Technik nicht speziell gegen Flugzeugabstürze ausgelegt. Da sich der Reaktordruckbehälter allerdings hinter verschiedenen Barrieren von Beton und Stahlhüllen befindet, die zuerst durchschlagen werden müssten, besteht dennoch ein guter – allerdings nicht quantifizierter – Schutzgrad. Um bei diesen älteren Anlagen den Schutz gegen die Folgen eines Flugzeugabsturzes zu erhöhen, forderte die HSK die Nachrüstung eines redundanten, autarken, baulich vom Reaktorgebäude separierten und flugzeugabsturzgesicherten Notstandssystems. Mit diesen Zusatzsystemen (KKB: System NANO; KKM: System SUSAN) wird die Anlage bei einer schweren Störung automatisch abgeschaltet und die Nachwärmeabfuhr während 10 Stunden sichergestellt. Manuelle Eingriffe sind somit in den ersten 10 Stunden nach einem solchen Störfall nicht notwendig. Die umschliessenden Gebäude der Notstandssysteme wurden mit über 1m Wandstärke in angemessener Weise gegen einen Flugzeugabsturz ausgelegt und entsprechen sinngemäss den Vorgaben der HSK-R-102. Die Notstandssysteme sind durch ihre baulichen und Lüftungstechnischen Massnahmen auch gegen die schädlichen Auswirkungen eines Treibstoffbrandes geschützt.“*

Im Sicherheitsbericht zu Beznau II wurde auf Seite 1.5-5 folgende Aussage getroffen: *„Bezüglich Flugzeugabsturz wird die für Neuanlagen geltende Richtlinie R-102 vom Kernkraftwerk Beznau nicht vollumfänglich berücksichtigt. Aber das Konzept 85 ging bereits davon aus – und die Gutachter bestätigen im Sommer 1987– dass das Sicherheitsgebäude das Reaktorkühlsystem gegen Flugzeugabsturz und Trümmereinwirkungen ausreichend schützt. Ausserdem kam man zum Schluss, dass auf einen speziellen Schutz gegen Flugzeugabsturz bei den ausserhalb des Sicherheitsgebäudes gelegenen Teilen der Frischdampfleitungen und beim Brennelementlager verzichtet werden kann....Es wurde mit den Behörden vereinbart, dass das Notstandsgebäude jedes Blocks mindestens den gleichen Schutzgrad gegen Flugzeugabsturz oder Trümmereinwirkung bieten müsse wie das Sicherheitsgebäude.“*

Was einen Flugzeugabsturz auf das Lager für abgebrannte Brennelemente in Beznau anbelangt so stellt der Sicherheitsbericht Beznau II, Seite 9.1-23 folgendes fest: *„Das Lager für bestrahlte Brennelemente enthält bei der Auslagerung eines ganzen Kerns ein sehr grosses Inventar an radioaktiven Spaltprodukten. Es ist aus diesem Grunde gegen denkbare Einwirkungen von Innen und Aussen geschützt. Dieser Schutz beinhaltet auch jenen gegen Sicherheitsbeben. Dieser ist aber im Falle eines sehr unwahrscheinlichen Flugzeugabsturzes auf das Brennelementbecken-Gebäude nicht mehr vollständig gegeben.“*

### Bewertung

Was die Auslegung der Anlage gegen Flugzeugabstürze betrifft, hat laut vorliegendem Sicherheitsbericht die Nachrüstung von Beznau mit einem unabhängigen System zur Nachzerfallswärmeabfuhr (NANO) die Wahrscheinlichkeit einer Freisetzung grosser Mengen radioaktiver Substanzen aus dem Reaktor bei einem solchen Unfall verringert.

Die Einwirkungen von Flugzeugtrümmern auf das Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente sind im Sicherheitsbericht unzureichend analysiert.

## 7.4 Einwirkungen Dritter

Einwirkungen von Außen werden im Sicherheitsbericht in Kapitel 14.9 und in dem vorliegenden Hauptbericht zur PSA in Kapitel 8 behandelt. Der Themenbereich „Einwirkungen von Dritten“ und Maßnahmen dagegen, wird sowohl im Sicherheitsbereich als auch im PSA-Hauptbericht nicht abgehandelt:

- *„Trotz der weitgehenden Vollständigkeit der Studien sind – wie in allen anderen PSAs – die Auswirkungen gewisser Ereignisse wie Krieg, Sabotage oder Terrorismus auf die Anlage nicht quantitativ untersucht worden.“* (PSA KKB Hauptbericht, Seite 1-3)
- *„Der Schutz der Anlage gegen Einwirkungen Dritter wird nicht in diesem Sicherheitsbericht, sondern in einem separaten Dokument behandelt“* (Sicherheitsbericht Beznau II, Seite 1.5-5)

Der Themenbereich Terrorismus und Krieg wurde jedoch in einer nach dem 11. Sept. 2001 verfassten Stellungnahme des HSK behandelt [HSK, 2001a].

*„Kernkraftwerke (weltweit) sind aus bautechnischer Sicht nicht gegen die Auswirkungen kriegerischer Einwirkungen und terroristischer Angriffe aus der Luft geschützt. Bei den heute in Betrieb stehenden KKW sind keine technischen Nachrüstungen realisierbar, die einen 100%igen Schutz gegen die Folgen eines Terroranschlages – in der Art wie er beim WTC durchgeführt wurde – garantieren würden. Bei einem derartigen Anschlag auf eines der schweizerische Kernkraftwerke kann im Falle eines direkten Auftreffens eines Triebwerkes auf das Reaktorgebäude – abhängig von der jeweiligen Auslegung – nicht ausgeschlossen werden, dass Brennelemente im Brennelementlager oder das Primärkühlsystem beschädigt werden und eine Freisetzung von radioaktiven Stoffen resultiert. Die Auslegung der KKW gegen externe Beanspruchungen wurde entsprechend dem jeweiligen zur Anwendung gekommenen Stand von Wissenschaft und Technik konservativ vorgenommen. Dies bedeutete, dass Verformungen und Verschiebungen (plastische Anteile) bei den damaligen Anforderungen nicht zugelassen wurden. Die Auslegung beschränkte sich somit auf den elastischen Bereich. Dies kann bedeuten, dass alle Anlagen über gewisse Reserven verfügen. Nach der Einschätzung von Zivilpiloten sollen die vergleichsweise niedrigen und kleinen Reaktorgebäude mit einer schweren, vollbetankten Passagiermaschine bei hoher Geschwindigkeit schwierig anzusteuern und zu treffen sein.“*

*Die HSK hat bereits alle Kraftwerksbetreiber aufgefordert, das Schutzkonzept ihrer Anlagen gegen Flugzeugabstürze und Sabotage zu überprüfen. Die Betreiber werden die HSK in den nächsten Tage über ihr Vorgehen orientieren.“*

Falls die in der PSA angegebenen Häufigkeiten als realistisch zu betrachten sind, muss pro Flugzeugabsturz auf spezielle Anlagengebäude mit Wahrscheinlichkeiten mit bis zu über 50% mit einem Kernschmelzunfall mit gerechnet werden.

### Bewertung

Entsprechend einer vorliegenden Erklärung der Schweizer Aufsichtsbehörde kann für das Schweizer KKW Beznau eine Freisetzung von radioaktiven Substanzen aufgrund eines terroristischen Angriffs nicht ausgeschlossen werden.

Historische Beispiele belegen, dass kerntechnische Anlagen wiederholt zu Zielen terroristischer Aktivitäten oder kriegerischer Handlungen wurden. So wurde z. B. 1972 von Entführern einer Southern Airways DC-9 Maschine damit gedroht, das Flugzeug in das Y-12-Gebäude zur Herstellung von Nuklearwaffenkomponenten des Oak Ridge National Laboratories abstürzen zu lassen, falls ihre Forderungen nicht erfüllt würden [Ballard, 1998]. Mehrere Beispiele für angedrohte und durchgeführte Sabotage bei Nuklearanlagen sind bekannt (1993 wurden alle Sicherheitsbarrieren von TMI 1 mit einem Auto durchbrochen, 1994 wurde



eine Bombendrohung gegen Ignalina KKW in Litauen ausgesprochen, mehrmals wurde vor Sabotage von Tschetschenischen Sabotagekommandos bei Russischen Anlagen gewarnt [Krsko ESR, 1997]).

Nuklearanlagen wurden wiederholt zu (potenziellen) Zielen in kriegerischen Handlungen. So wurde der irakische Osirak Reaktor Anfang der 80er Jahre von der Israelischen Luftwaffe zerstört. Im Golfkrieg wurden irakische Nuklearanlagen von den USA bombardiert. Das slowenische KKW Krsko wurde mehrmals während des Balkankrieges bedroht.

Nach den Ereignissen des 11. Sept. 2001 wurden weltweit bei Nuklearanlagen (wie z. B. franz. Wiederaufbereitungsanlage La Hague) verschiedene zusätzliche Sicherheitsvorkehrungen implementiert, bzw. weitere Untersuchungen durchgeführt. Im Sicherheitsbericht zu Beznau II wird ein separates Dokument zur Untersuchung der Widerstandsfähigkeit der Anlage gegenüber Einwirkungen von Dritten angesprochen. Dieses Dokument ist nicht verfügbar.

Eine Überblicksdarstellung bezüglich geplanter Maßnahmen zum Schutz des KKW Beznau gegenüber Einwirkungen von Dritten wäre im Rahmen eines Öffentlichkeitsbeteiligungsverfahrens zur Erlangung einer unbeschränkten Betriebsbewilligung von Beznau II angebracht.

## 8 RADIOAKTIVES INVENTAR UND QUELLTERM FÜR LAGERBECKEN ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE

### 8.1 Radioaktives Inventar der Lagerbecken abgebrannter Brennelemente

Im Sicherheitsbericht zu Beznau II Rev. 3 (Kapitel 9.1.2) werden Angaben zu den Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente (BE), die sich außerhalb des Containments befinden, gegeben. Den Angaben entsprechend sind die beiden Lagerbecken A und B für insgesamt 560 BE (Lagerbecken A: 320 BE, Lagerbecken B: 240 BE) ausgelegt.

Entsprechend üblichen Sicherheitsvorkehrungen muss immer Platz für die Notentladung eines gesamten Reaktorkerns mit 121 BE vorhanden sein. Demzufolge kommt man auf eine Maximalzahl von 439 BE, die in den Becken A und B gelagert werden können. Dies entspricht laut Sicherheitsbericht einem Platz für abgebrannte BE-Entladungen, die in 14 Jahren Reaktorbetrieb von Beznau II anfallen. Wie voll die Lagerbecken wirklich sind, ist den Unterlagen nicht zu entnehmen.

Im Sicherheitsbericht für Beznau II (Seite 14.0.8-2 und 3) wird das radioaktive Inventar des Reaktors für Störfallberechnungen angegeben (siehe Anhang 3). Für das Radionuklid Cs-137, als radiologisch relevantes Leitnuklid, entspricht das Inventar des Reaktors von Beznau folgenden Aktivitäten:  $1.74 \text{ E}17 \text{ Bq}$  für 100 %  $\text{UO}_2$  oder  $1.96 \text{ E}17 \text{ Bq}$  für 100 % MOX.

Unter der Annahme, dass die BE-Lagerbecken A und B mit der Maximalzahl von 439 BE gefüllt sind, ergibt dies in etwa 3,6 mal die Anzahl an BE im Reaktorkern. Zur Berechnung des Cs-137 Inventars ist nun einerseits der radioaktive Zerfall für die bis zu 14 Jahre alten BE zu berücksichtigen, andererseits haben die entladenen abgebrannten BE den maximalen Abbrand.

Wenn man das im Sicherheitsbericht angegebene radioaktive Inventar heranzieht, so ergibt sich für Cs-137 (mit einer Halbwertszeit von 30 Jahren) ein bis zu **fünffach größeres Cs-137 Inventar in den Lagerbecken für abgebrannte BE** im Vergleich zum radioaktiven Inventar des Reaktors. In Aktivitäten ausgedrückt ergibt dies:  $0.9 \text{ E}18 \text{ Bq}$  für 100 %  $\text{UO}_2$  oder  $1 \text{ E}18 \text{ Bq}$  für 100 % MOX.

### Bewertung

Obwohl das radioaktive Inventar in den Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente für langlebigere Radionuklide wie Cs-137 unter Umständen größer sein kann, als das im Reaktor vorhandene, werden im Sicherheitsbericht und im PSA-Hauptbericht darüber keine Angaben gemacht. Aus diesem Grund wurde das radioaktive Inventar der Brennelementelagerbecken abgeschätzt.

### 8.2 Abschätzungen eines Quellterms für die Lagerbecken abgebrannter BE

Zu einer großen radioaktiven Freisetzung aus den abgebrannten BE und zur Erzeugung der benötigten Energie zur großräumigen Verteilung radioaktiver Substanzen, muss ein Unfallszenario eintreten, bei dem die BE im Lagerbecken nicht mehr oder nur teilweise mit Wasser bedeckt sind. Entsprechend einer Studie der US Aufsichtsbehörde [NRC, 2000] würde es für nicht mehr mit Wasser bedeckte abgebrannte BE (mit einem Abbrand von 60 GWD/MTU) mit einer Abklingzeit von 1 Jahr / 2 Jahren, weniger als 5 / 10 Stunden dauern, bis ein Zirkoniumfeuer der BE-Hüllrohre beginnen würde. Bei 4 Jahren Abklingzeit würde es weniger als 24 Stunden dauern.

Bei Untersuchungen zu den Freisetzungsraten [NRC, 2000] wurde die Quelltermstudie NUREG-1465 [NUREG, 1995] herangezogen und die Freisetzungsraten im Reaktordruckbehälter (RDB) (in-vessel source term) und außerhalb des RDB (ex-vessel source term) addiert. Es ergeben sich dann folgende Freisetzungsraten

	Xe,Kr	I	Cs	Te	Sr	Ba	Ru	La	Ce
NUREG-1465	1	.75	.75	.31	.12	.12	.005	.0052	.0055
NUREG-1465 (modified)	1	.75	.75	.31	.12	.12	.75	.035	.035

Unter Annahme der ungünstigsten Randbedingungen, dass beide Lagerbecken (A und B) voll sind und sich das Zirkoniumfeuer auf alle abgebrannten BE ausbreitet, erhält man den max. Quellterm für Cs-137: 6.5 E17 Bq für UO<sub>2</sub> und 7.3 E17 Bq für MOX.

### Bewertung

Was die Abschätzung des Quellterms für die Lagerbecken abgebrannter BE anbelangt, so bleiben auf Basis der vorliegenden Unterlagen verschiedene Fragen offen und der abgeschätzte Quellterm ist als ungünstigster Fall anzusehen. Aus den vorgelegten Unterlagen wird nicht beantwortet, wie viele abgebrannte BE in den Lagerbecken sind und auf wie viele BE sich ein Zirkoniumfeuer bei Verlust der Wasserbedeckung ausbreiten könnte.

Im Sicherheitsbericht zu Beznau II wurde kein Störfall mit Freisetzung aus dem Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente untersucht. Im PSA-Hauptbericht wurden Wahrscheinlichkeiten für verschiedene Unfallsequenzen, die zu einer Freisetzung von radioaktiven Substanzen aus den Brennelementelagerbecken führen, angegeben, Quellterme für diese Unfallsequenzen fehlen.

Freisetzungen aus den Brennelementelagerbecken, die außerhalb des Containments von Beznau II angeordnet sind, sollten systematisch in einer PSA Level 2 untersucht werden.

## 9 LITERATUR

- [Ballard, 1998] J. D. Ballard, A Preliminary Study of Sabotage and Terrorism as Transportation Risk Factors associated with proposed Yucca Mountain High Level Waste Facility, NWPO-TN-018096, Nuclear Waste Projects Office, State of Nevada, Carson City, July 1998, electronic version:  
<http://www.state.nv.us/nucwaste/trans/jballard.htm>
- [Bachmann, 1998] H. Bachmann, 1998: Handlungsbedarf von Behörden, Hochschulen, Industrie und Privaten zur Erdbebensicherung der Bauwerke in der Schweiz. SGEb, Zürich
- [Becker, 2000] A. Becker, 2000: Reconstructing the paleoseismological record in Northern Switzerland – Paleoseis. ETHZ (HSK Web-Seite).
- [CNS National Report, 2001] Swiss Federal Nuclear Inspectorate, Implementation of the Obligations of the Convention of Nuclear Safety, the Second Swiss Report in Accordance with Article 5, 2001.
- [Cushing, 2000] Cushing, M. et al., 2000: Paleo-earthquakes investigations in the Upper rhine Graben in the framework of the Paleosis project. Conf.Report Han2000 – potential for large earthquakes in low seismic activity regions of Europe, 39-43
- [Degenkolbe, 1969] J. Degenkolbe, Vergleich der Sprödbbruchprüfverfahren, Techn. Überwachung 10, 1969, 259-269.
- [Düren, 1975] C. Düren, G.Junker, Aussagekraft klassischer und moderner Verfahren der Sprödbbruchprüfung, DVS 33, 1975, 179-185.
- [EUR 18549 EN, 2000] European safety practices on the application of leak before break (LBB) concept, European Commission, Nuclear Safety and Environment, Nuclear Regulators Working Group, Task Force on LBB, Report EUR 18549 EN, January 2000.
- [Fäh, 2000] Fäh, D. & Giardini,D.,2000: Erdbebenrisiko in der Schweiz. SGEb-Tagung „Erdbebenvorsorge in der Schweiz, ETH Zürich, SIA Dokumentation D0162, S.85-90.
- [Giardini, 1999] Giardini,D. (ed.), 1999: The global Seismic Hazard Assessment Program (GSHAP). Annali di Geofisica, Vol.42,No.6
- [Hirsch, 1994] H. Hirsch, W.Neumann, P.Reimers, D.Rieck, O.Schumacher, I.Tweer, Analyse eines DWR-RDB bei Tjhermoschock. Ansätze zur Neubewertung wichtiger Aspekte, besonders bei Altanlagen, 20. MPA Seminar, Stuttgart, 1994
- [Hiser, 1990] : A.L.Hiser, Correlation of irradiation-induced transition temperature increases from Cv and KJc/KIc data, NUREG/CR-5494 1990
- [HSK, 2001a] HSK-Stellungnahme, „Schutz der schweizerischen Kernkraftwerke gegen einen Flugzeugabsturz“, September 2001, <http://www.hsk.psi.ch/hsk-publ.html>

- [HSK, 2001b] HSK, Anlagenübergreifende Themen zu den schweizerischen Kernanlagen. Jahresbericht 2001.  
<http://www.hsk.psi.ch/hsk-publ.html>
- [HSK-R48/d, 2001] HSK-R-48/d, Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken, HSK, 2001.  
<http://www.hsk.psi.ch/hsk-publ.html>
- [Krsko ESR, 1997] Helmut Hirsch, et al., "Extended Safety Review for Krsko NPP", Institute of Risk Research, University of Vienna, Risk Research Report Nr. 9, Vienna, November 1997.
- [IAEA, 1991] IAEA, 1991: Earthquakes and Associated Topics in relation to Nuclear Power Plant Siting. Safety Series No. 50-SG-S1 (Rev.1). Internat.Atomic energy Agency, Vienna.
- [IRRT, 1999] International Regulatory Review Mission Team, Report of the International Regulatory Review Mission Team (IRRT) to Switzerland, 30 Nov. -11 Dec. 1998, IAEA/NSNI/IRRT/99/01, IAEA, 1999.
- [Lippincott, 1984] E.P.Lippincott, W.N.McElroy, LWR pressure vessel surveillance dosimetry improvement program NUREG/CR-3391 Vol.2 1984
- [Meyer, 1998] Meyer, B., 1998: Unraveling topographic changes related to thrust faulting and folding. Summer School in Active Faulting and Paleoseismology, p.99, ECGS, Luxembourg
- [Nuclear News, 2001] Nuclear News, "World list of nuclear power plants, operable, under construction, or on order as of December 31, 2000", March 2001
- [NUREG, 1995] NUREG-1465, "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants," NRC, February 1995
- [NRC, 2000] NRC Study, "Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants", October 2000.
- [Rieck, 1993] D. Rieck, P.Reimers, Bruchmechanische Analyse von Reaktordruckbehältern im Zusammenwirken von analytischen Methoden und FEM, 19.MPA-Seminar 1993, 1B.7
- [Pennell,1991] W.E. Pennell, Heavy-section steel technology program, NUREG/CR-4219 Vol.7, Nr.1, 199
- [PSA-Hauptbericht] Beznau Probabilistische Sicherheitsanalyse Hauptbericht, Kernkraftwerk Beznau, NOK, KKB 511D51, Rev. 2, Januar 2002.
- [Schweizer Erdbebendienst, 2001] Schweizer Erdbebendienst (2001): Seismic Hazard Map of Switzerland.  
[http://seismo.ethz.ch/hazard/risk/sha\\_ch.html](http://seismo.ethz.ch/hazard/risk/sha_ch.html)
- [Serva, 1992] Serva, L., 1992: An analysis of the World Major regulatory guides for NPP Seismic Design. ENEA, 44p.
- [Sicherheitsbericht Beznau II] Kernkraftwerk Beznau Block 2 Sicherheitsbericht 2001, Band 1-4, NOK, Nordostschweizerische Kraftwerke AG, 5400 Baden, Switzerland

- [Stallmann, 1988] F.W.Stallmann, Analysis of the 302B and A533B standard reference materials in surveillance capsules of commercial power reactors, ORNL/TM-10459, 1988, NUREG/CR-3475
- [Tanaka, 1988] Y. Tanaka, T.Iwadate, K.Suzuki, Small specimen measurements of dynamic fracture toughness of heavy section steels for nuclear reactor pressure vessels, Int.J.Pres.Ves.& Piping 31, 1988, 221-236
- [Varsik, 1982] D. Varsik, Evaluation of irradiation response of reactor pressure vessel materials, EPRI-NP-2720, 1982
- [U.S.Reg.Guide 1.99, rev.2] U.S.Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.99, Radiation Embrittlement of reactor vessel materials, revision 2, May 1988
- [Zwicky, 2000] Zwicky, P. et al.,2000: Zur Erdbebensicherheit der Kernanlagen in der Schweiz. Schweizer Ingenieur und Architekt, Nr.40, 10-12.

## ANHANG 1: NACHRÜSTUNGSMASSNAHMEN BEZNAU II

Entsprechen dem Sicherheitsbericht Beznau II, Kap. 1.4 wurden die folgenden Nachrüstungsmaßnahmen seit Inbetriebnahme von Beznau II implementiert:

### **Wichtigste Nachrüstung: Projekt NANO (Nachrüstung Notstandsystem)**

Wichtigen Ziele des Nachrüstprojektes NANO:

- Ein Schutz gegen Einwirkungen von außen wie Erdbeben, Flugzeugabsturz, Trümmereinwirkungen, Blitzschlag, Einwirkungen Dritter und hohe Radioaktivität in der Umgebung.
- Verbesserungen bei den Systemen zur Kernnotkühlung und zur Abführung der Nachzerfallswärme.
- Eine redundante, geschützte Notstromversorgung.
- Ein zusätzlicher Schutz gegen die Folgen einer internen Überflutung.

### **Nachrüstungen im Zeitraum 1975 bis 1980:**

- Um im Falle einer Leckage des Reaktorkühlsystems benachbarte, dann benötigte Ausrüstungen gegen Strahleinwirkungen zu schützen, wurden entsprechende Vorrichtungen installiert.
- Das Rückstandslager wurde neben Block 1 erstellt.
- Die Wirksamkeit des Sicherheitseinspeisesystems für die Kernnotkühlung wurde durch eine Neukonfiguration der Leitungen unter Einbezug des Containment-Sprühsystems den damaligen Erkenntnissen über Ablauf und Folgen von Kühlmittelverluststörfällen angepasst und verbessert.

### **Nachrüstungen im Zeitraum 1980 bis 1985:**

- Mit Brennelementlager-Gestellen einer kompakten Bauart ersetzte man die ursprünglich vorhandenen Einrichtungen.

Zur Verhinderung des Aufbaues größerer Wasserstoffkonzentrationen nach einem Kühlmittelverluststörfall wurden im Sicherheitsgebäude zwei Wasserstoff-Rekombinatoren installiert – eine Folge des Störfalls TMI.

- Der Druckbehälterdeckel erhielt ein redundantes, fernbedienbares Entlüftungssystem – eine Folge des Störfalls TMI.
- Um auch nach einem Störfall aus dem Containment noch Proben entnehmen zu können, wurden die nötigen Probenahmestellen installiert – eine Folge des Störfalls TMI.
- Die Störfallinstrumentierung wurde erweitert und verbessert.
- Um die Überwachung der Aktivität im Fortluftkamin zu verbessern, ersetzte man die bestehenden Messeinrichtungen durch neue.
- In die Mäntel der Dampferzeuger wurden für die Hilfsspeisewasserleitungen zusätzliche Stutzen eingesetzt, welche von denjenigen der Hauptspeisewasserleitungen örtlich getrennt sind.
- Die Ölhydraulik der Frischdampf-Abblasestation wurde ertüchtigt.
- Ein Steuersystem wurde eingebaut, das bei drohendem Überdruck im Reaktorkühlsystems im kalt-abgestellten Zustand die Druckhalter-Armaturen aufsteuert.

- Im Rahmen der 1980 begonnen ersten Phase der seismischen Requalifikation (Projekt REQUA) wurde nachgewiesen, dass die beiden kalten und heissen Stränge des Reaktorkühlsystems und die daran anschließenden Rohrleitungen der Sicherheitsklasse 1 mit einem Durchmesser von 2" und größer sowie die Frischdampfleitungen innerhalb des Sicherheitsgebäudes unter den dem Stand der Technik entsprechenden seismischen Belastungen nicht versagen. In der zweiten, 1989 begonnen Phase wurde die seismische Requalifikation verfeinert und erweitert.

#### **Nachrüstungen im Zeitraum 1985 bis 1990:**

- Alle motorbetriebenen sicherheitsrelevanten Armaturen wurden überprüft und wenn nötig saniert.
- Zusätzliche Brandmelde- und Feuerlöschanlagen installiert.
- Frischdampf-Schnellschluss-Armaturen wurden ersetzt.
- Sicherheitsrelevante Ausrüstungen im Sicherheitsgebäude wurden darauf überprüft, ob sie für die Umgebungsbedingungen nach einem Kühlmittelverluststörfall ausgelegt sind. Falls das nicht der Fall war, wurden sie ersetzt.
- Nach Vorliegen erster Ergebnisse der Risikoanalyse BERA nahm man umgehend einige seismische Ertüchtigungen vor. Diese betrafen elektrische Schaltschränke, die Gleichstromversorgung und die Befestigung von Kabelpraitschen.
- Im Sinne der Zielsetzung, dass auch dann nachgerüstet wird, wenn mit zumutbarem Aufwand die Gefährdung weiter reduziert werden kann, wurden die Nebengebäude UN(A) zur Verbesserung des seismischen Verhaltens örtlich verstärkt.
- Die am Druckhalter angeschlossenen Armaturen, welche die Überdruckabsicherung und die Druckentlastung des Primärkreislaufs gewährleisten, wurden durch ein neuartig konstruiertes, kombiniertes Fabrikat mit eigenmediumgesteuerten Armaturen ersetzt.
- Die anfänglich verwendeten RPL-Dosimeter wurden durch ein System mit Thermolumineszenz-Dosimetern ersetzt, welche mit dem elektronischen Personendosimetriesystem vernetzt ist.
- Im Hauptkommandoraum wurden die Gefahrmeldeanlage modernisiert.
- Die Anlage zur Aufbereitung radioaktiver Abwässer wurde mit einer Zentrifugierung und einer Fällanlage erweitert (Projekt AURA).
- Die ursprünglich erstellten Borwassertanks aus beschichtetem Kohlenstoffstahl wurden durch solche aus rostfreiem Stahl ersetzt, die von einem besonderen Gebäude gegen Einwirkungen von aussen geschützt werden.
- In den Leitungen des Sicherheitseinspeisesystems wurde durch Einbau von zusätzlichen Rückschlagklappen die sogenannte Offenschaltung installiert.

#### **Zeitraum 1990 bis 1995:**

- Ein System für die Gefilterte Druckentlastung des Containments (SIDRENT) wurde erstellt.
- Das Zwischenlager für radioaktive Rückstände (ZWIBEZ) wurde erstellt.
- Im Block 1 wurden die Dampferzeuger ersetzt und ein geschlossener Kreislauf für die Dampferzeuger-Abschlammung eingerichtet.
- Die Ausrüstungen zur Steuerung der Borverdünnung wurden so geändert, dass bei der Abstellung beider Reaktor-Hauptpumpen der Verdünnungsvorgang abgebrochen wird.



- Das Prozessrechnersystem P250 wurde durch das Anlageinformationssystem ANIS ersetzt. Im ANIS enthalten sind das Programm zur Unterstützung der Betriebsvorschriften (COMPRO) und das rechnergestützte Alarmsystem (A WARE).
- Die Hauptkommandoräume wurden in ergonomischer Weise umgestaltet und mit einer neuen Klimaanlage versehen.
- Die Regelung der Kontrollstäbe und deren Stromversorgung, sowie die Positionsanzeige der Kontrollstäbe wurden ersetzt.
- Die Notstromversorgung aus dem hydraulischen Kraftwerk Beznau wurde entsprechend einem neuen Konzept umgerüstet.
- Für die Eigenbedarfsanlagen wurden die Einrichtungen zum Schutz der Transformatoren und der Erregung erneuert (Projekt ESTER).
- In jeder Hauptspeisewasserleitung wurde die ursprünglich eingebaute Rückschlagklappe ausserhalb des Containments gegen eine Rückschlagklappe mit gedämpftem Schliessverhalten innerhalb des Containments ausgetauscht. Die Dämpfung dient zur Minderung der Auswirkungen von Wasserschlägen bei Störfällen.

#### **Zeitraum nach 1995:**

- Die 6-kV-Eigenbedarfsanlagen wurden durch Raumabschottungen (RASA) gegen die Folgen einer Leckage oder eines Bruchs von Speisewasser- und Dampfleitungen geschützt (Projekt RASA).
- Ein neues Gebäude für die Primärgarderobe (PRIGA) wurde 1997 in Betrieb genommen.
- Die 1 E-klassierten elektrischen Ausrüstungen im Containment wurden für auslegungsgemäße Störfallbedingungen requalifiziert.
- Bei der Planung bzw. Nachrüstung der ölführenden Komponenten und elektrotechnischen Einrichtungen wurden Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der Brandgefahr eingebaut.
- Die zur Neutronenflussmessung im Quell- und Zwischenbereich eingesetzten BF<sub>3</sub>-Zählrohre wurden durch langlebige Spaltkammern, die beide Messbereiche abdecken, ersetzt.
- Ein alternatives System zur Kühlung des Brennelementlagers bei Nichtverfügbarkeit oder Ausfall der seit 1971 bestehenden Kette von Kühlsystemen wurde erstellt (Projekt BREWA). Damit werden die Möglichkeiten zur Instandhaltung der bestehenden Kühlsysteme verbessert. Zusätzlich dient dieses System zur Kühlung des Brennelementlagers bei Störfällen.
- Der Portalkran zum Transport der Brennelementbehälter von der Schiene in das Brennelementlager und zurück wurde entsprechend den KTA-Regeln qualifiziert.
- Eine drahtlose, für Störfälle ausgelegte Funktelefonanlage für den Bereich des Kernkraftwerks (Gebäude und umgebendes Areal) wurde installiert.
- Im Block 2 wurden die Dampferzeuger ersetzt und ein geschlossener Kreislauf für die Dampferzeuger-Abschlammung eingerichtet
- Die Versorgung der Dampferzeuger mit Speisewasser bei Ausfall der nicht für die Beherrschung von Störfällen vorgesehenen betrieblichen Speisewassersysteme (Hauptspeisewasser und Hilfsspeisewasser) wurde durch ein einsträngiges Notspeisewassersystem ergänzt (Projekt ERGES). Das Notspeisewassersystem befindet sich in einem eigenen Gebäude.
- Die unterbruchsfreie gesicherte Wechselstromversorgung wurde ersetzt (Projekt VITAL) und an die Anforderungen des neuen Reaktorschutz- und Regelsystems (PRESSURE)

angepasst. Diese Stromversorgung wurde als statische Stromversorgung, d. h. ohne rotierende Teile in „Online-Technik“ ausgeführt und versorgt die Verbraucher über Gleichrichter bzw. Wechselrichter mit Gleichstrom bzw. Wechselstrom.

- Die bisherigen leittechnischen Systeme, d. h. das Reaktorschutzsystem, das Safeguardsystem und die Reaktorregelsysteme wurden durch ein gemeinsames digitales rechnerbasiertes Leitsystem im Rahmen des Projekts PRESSURE ersetzt. Die Messwertfassung, die Auslösung der Tripschalter und die Ansteuerung der Sicherheitsausrüstungen (Komponenten) wurden weitgehend unverändert in analoger Leittechnik beibehalten. Das neue Reaktorschutzsystem erfüllt grundsätzlich die gleichen Funktionen wie die bisherigen Systeme. Der Austausch wurde notwendig, da die Ersatzteilbeschaffung für die seit der Inbetriebnahme des Blocks installierten Systeme und damit die Instandhaltung immer schwieriger wurde.
- Die Stahldruckschale wurde für einen von 2.62 bar auf 3.1 bar erhöhten Auslegungsüberdruck qualifiziert.

## ANHANG 2: REVIEW OF BEZNAU UNIT 2 PSA FOR UNLIMITED LICENSING

### Summary

A brief review was conducted of the Beznau Unit 2 probabilistic safety assessment (PSA) study in the context of an application for an unlimited license by the operating utility NOK. The PSA was found in most respects to be state-of-the-art.

Owing to the many upgrades made since the unit first went into operation in the early 1970s (including implementation of an emergency feedwater system in addition to the existing auxiliary feedwater system, addition of a bunkered decay heat removal capability, provision of additional emergency power and coolant supplies, construction of a filtered venting system, and implementation of symptom-oriented EOPs and SAMGs), both the estimated core damage frequency and large release frequency are rather low. Both of these metrics essentially meet the safety targets for new NPPs established by the IAEA's International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG).

It is recommended to NOK and HSK that the PSA be revised to: (a) incorporate more recent nuclear operating experience regarding turbine missile generation into the PSA, (b) perform a state-of-the-art probabilistic seismic hazard assessment and incorporate the results into the PSA, (c) perform additional accident progression modeling using a more detailed nodalization of the containment in order to assess the robustness of the existing more coarsely nodalized analyses, and (d) incorporate the effects of aging into the PSA (including consideration of continued neutron irradiation of the reactor pressure vessel and its influence on reactor vessel rupture frequency).

The full PSA documentation as well as the HSK's detailed regulatory review of the PSA would be useful in emergency planning in context of the existing bilateral contacts between the governments of Austria and Switzerland.

### Introduction

Nordostschweizerischen Kraftwerke (NOK), the operating utility for the Beznau nuclear power plant, sponsored a Level 2 probabilistic safety assessment (PSA, Probabilistische Sicherheitsanalyse) of the second block at the facility. The PSA (Beznau Probabilistische Sicherheitsanalyse Hauptbericht) was revised (Revision 2) in January 2002 (**ABS 2002**). The original PSA analysis was completed in the 1990-1991 time frame for accidents occurring at power, and in 1995 for accidents occurring in low power and shutdown conditions.

The purpose of this report is to review and comment on the PSA in the context of the application by NOK to the Swiss government for an unlimited license for the Beznau Unit 2 facility. This application will be reviewed by the Swiss nuclear regulatory authority Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK, the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate), but any license will be issued by the Swiss Federal Council. Beznau Unit 2 currently operates under the provisions of a license issued by the Federal Council on 1 December 1994 (*Bundesrat-Bewilligungsbescheid für KKB II vom 1. Dezember 1994*). The current license is set to expire in 2004.

It is important to understand at the outset that the current review is strictly limited by two conditions. First, the time available for review was limited to six days of effort by a single reviewer. This allows at best only for an overview on the study and the identification of some limited insights into the strengths and weaknesses of the analysis. Second, only the main report of the PSA was provided for review. The entire documentation, consisting of more than 20 volumes of work, was unavailable for review.

## Organization of This Document

The remainder of this document is organized as follows:

- Section 3 provides a summary plant description is provided which describes the basic design of the NPP and highlights aspects of the design which are important in the context of severe accidents.
- Section 4 briefly discusses the use of probabilistic safety assessment by the Swiss regulatory authority.
- Section 5 discusses the PSA methods used for the Beznau Unit 2 analysis.
- Section 6 summarizes the quantitative results of the PSA.
- Section 7 assesses the PSA in the context of an unlimited license for Unit 2 of the Beznau NPP.
- Section 8 provides the conclusions and recommendations of the report.
- Section 9 lists the references cited in the report.
- Section 10 provides a list and explanation of acronyms used in the report.

## Summary Plant Description

### Basic Plant Design

The Beznau nuclear power plant is located along the Aare River in Switzerland, near the town of Brugg. Unit 1 of Kernkraftwerk Beznau (KKB) went into operation in December 1969, and Unit 2 followed in March 1972. Under normal operating conditions, about 460 persons work at the two units. [Figure 3.1-1](#) (taken from the HSK web site) provides a perspective view of Unit 2.

The plant consists of a pair of two-loop, pressurized water reactors (Druckwasserreaktor) manufactured by Westinghouse (now a division of BNFL). Each unit has an output of 1130 megawatts thermal, and can produce up to 380 megawatts electrical output (net), and can also produce hot water for district heating purposes. (Many PWRs going into operation in the last decade of the 20<sup>th</sup> century had thermal power levels of 3000 MWt and higher. By way of comparison, the Beznau reactors are in the category of what is now known low and medium power reactors.)

Mixed oxide (MOX) fuel (containing both low-enriched uranium oxide and recycled plutonium oxide) is used in up to 48 of each units 121 fuel assemblies. The remainder of the fuel assemblies in the core are low-enriched (4.25%-4.75%) uranium (LEU) assemblies.

The reactors are housed in free-standing steel containments with a free volume of 36,380 m<sup>3</sup> and a design pressure of 3.1 bar. (The estimated median failure pressure of the primary containment is 7.5 bar.) The containment cylinder wall is 33 mm thick, the hemispherical dome is 17 mm thick, and the thickness of the steel in the lower portion of the containment is 33-38 mm thick. The primary containments are equipped with both safety-related fan cooler systems and with containment spray systems for heat removal and pressure suppression.

The primary containments are enclosed by reinforced concrete secondary containments. The secondary containments are 0.9 meters thick in the cylindrical section, and 0.75 meters thick in the dome section. The secondary containments have a steel liner. The free volume of the annulus between the primary and secondary containments is 10,900 m<sup>3</sup>, and the secondary containment has a design pressure of 0.21 bar. With a design safety factor of two, the PSA assumed that the minimum failure pressure of the secondary containment is 0.42 bar. Calculations carried out in support of the PSA showed that gross failure of the pri-

mary containment would result in failure of the secondary containment due to overpressure; only small leakage can be accommodated by the secondary containment. The annulus between the primary and secondary containments is normally maintained at a slightly negative pressure (with respect to the outside environment), and the air in the annulus is filtered before release at the plant stack.

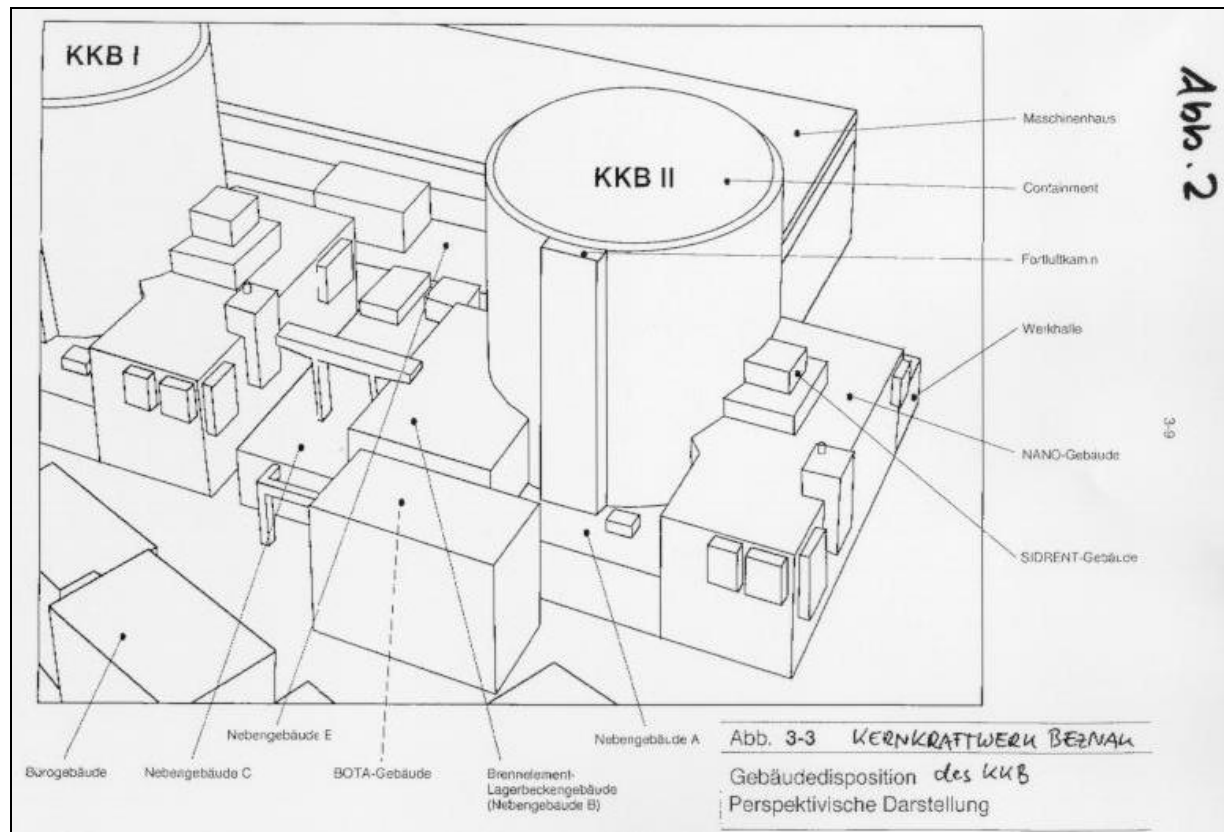


Figure 3.1-1 — Perspective View of Beznau Unit 2

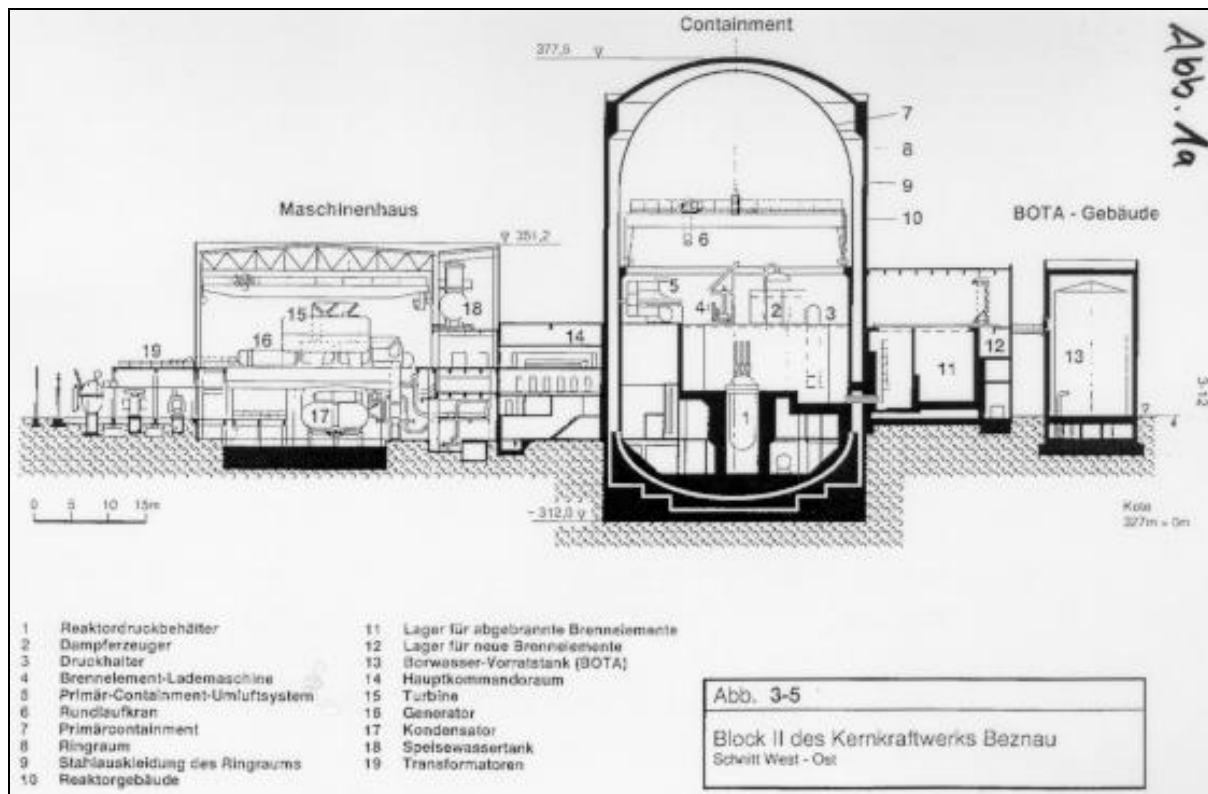


Figure 3.1-2 (also taken from the web site of HSK) provides a cross-section of Beznau Unit 1. This view unfortunately does not make clear that Beznau has a reactor cavity typical of the small Westinghouse units.

### Severe Accident-Related Plant Modifications

Beginning in 1987, substantial modifications to the plants began as part of the Nachrüstprojekt (NANO). Separate „Notstandbunker“ facilities were constructed for each unit which provided a diverse automatic shutdown capability and a diverse capability to remove decay heat.

These diverse capabilities are separate from the safety systems, and have their own control room and normal and emergency power sources. These capabilities are housed in a separate, bunkered building located away from the reactor building and other structures to reduce the likelihood that an external hazard (such as an explosion or aircraft crash could affect both the normal safety systems and the Notstandbunker systems. The Notstandbunker facilities were placed into operation in 1992 for Unit 2 and in 1993 for Unit 1.

Passive autocatalytic recombiners (PARs) have been installed to reduce the hydrogen concentration in the containment following a severe accident. The PARs are completely passive and do not require any external power sources to operate. In addition to the PARs, containment filtered venting can be used to reduce the hydrogen concentration.

It is possible, using portable fire protection pumps, to provide feedwater to one steam generator, or to provide for pumping borated water inventory from the spent fuel pool to help cool the reactor core. These actions (which require about two hours to establish) are modeled in the PSA study.

A filtered venting system (Gefilterte Containment-Druckentlastung) has also been installed at each of the Beznau units, going into operation on the same schedule as the Notstandbunker facilities.

Symptom-oriented emergency operating procedures (EOPs) have been implemented at both units. These EOPs were implemented in the computerized Westinghouse system COMPRO in 2000. Severe accident management guidelines (SAMGs) were implemented at Beznau in 2001 (**HSK 2001a:55**).

### **Other Plant Modifications**

The original Westinghouse steam generators (SG) in both units have been replaced with Siemens (now Framatome ANP) steam generators. SG replacement for Unit 1 took place in 1993. SG replacement for Unit 2 took place in 1999.

In addition, digital instrumentation & control (I&C) upgrades have been implemented at both units with installation of the Siemens Teleperm XS system. Unit 1 accomplished this upgrade in 2000, while the Unit 2 upgrade took place in 2001.

Both units were originally equipped with auxiliary feedwater systems, but in an upgrade additional emergency feedwater systems were installed at both units (at Unit 2 in 1999 and at Unit 1 in 2000).

In addition to the normal complement of emergency diesel generators, supplemental emergency power sources are available. These supplemental sources take the form of two separate hydroelectric generators and two gas turbine generators which are located in the near field environment of the plant.

### **Regulatory Authority Review and Use of PSA**

HSK's regulatory process considers both deterministic (design basis accident) and probabilistic (severe accident) aspects. HSK has required the performance of plant-specific PSAs since 1987. HSK requires performance of a Level 2 PSA as part of the periodic safety review (PSR; in German, Periodische Sicherheitsüberprüfung, PSÜ). Beznau Units 1 and 2 are scheduled to be analyzed in a PSR by the end of 2002 (**HSK 2001b:A1-1**).

HSK undertakes a detailed quantitative review of Level 2 PSAs performed for Swiss NPPs. HSK reviews the PSA in connection with an assessment of overall plant safety, considering severe accidents, containment failure modes, evaluation of plant modifications ("backfitting"), assessment of the safety significance of operational events, and for accident management purposes (**IAEA 1999**).

### **PSA Methods Employed in Beznau Unit 2 Analysis**

The revised PSA was led by PLG (an ABS Consulting company), Irvine, CA USA, with the participation of Westinghouse (a BNFL Group company), NOK, and EQE (also an ABS Consulting company). PLG is well qualified for the task, having performed more PSAs of nuclear power plants (covering more than 45 facilities) than any other company in the world.<sup>7</sup> EQE has performed external event analyses for a large number of PSA studies and is also well qualified. Westinghouse (which performed the Level 2 analysis) is an experienced reactor vendor and the original reactor supplier for the Beznau plant technology.

---

<sup>7</sup> The author of this review has reviewed a number of the PLG PSA studies (Diablo Canyon, Indian Point, Pilgrim, Seabrook, and South Texas), and is thus familiar with the methods, data, and approaches used by PLG in performing NPP PSA studies.

The PSA is full scope, considering internal and external initiating events occurring at full power, at low power, and in shutdown conditions. The PSA also included consideration of the spent fuel pool, which is not typically within an NPP PSA scope.

The technical approach to the Level 1 analysis can be characterized as the large event tree/small fault tree approach, with accident sequences binned into plant damage states (PDS) having similar physical outcomes for the purposes of the Level 2 analysis. The system analysis was implemented in PLG's RISKMAN software. This software has been widely used and reviewed by peers in a number of applications, and there is no indication that it does not perform satisfactorily.

Generic component reliability data (used in all PSA studies) was updated with 48-reactor-years of Beznau-specific data (from startup through 1994) using Bayes Theorem (a standard practice in PSAs). A similar approach was used to develop outage rates for components based on maintenance and repairs. Common cause failure (CCF) analysis was performed using the "Multiple Greek Letter" (MGL) methodology developed by the Electric Power Research Institute (EPRI) and the US Nuclear Regulatory Commission (NUREG/CR-4780, Vols. 1 & 2, Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies, 1988).

The human reliability analysis (HRA) of human error examined three types of human errors. Routine test and maintenance actions were assessed using the Sandia HRA handbook (NUREG/CR-1278, Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications, August 1983), which is a standard and well-tested methodology. Dynamic human actions were assessed using the Success Likelihood Index Methodology (SLIM) (NUREG/CR-3518, SLIM-MAUD: An Approach to Assessing Human Error Probabilities Using Structured Expert Judgment, March 1984), also a standard and well-tested methodology. For earthquake scenarios, a higher human error rate was used in case of earthquakes with a peak ground acceleration above 0.3g to reflect the higher level of stress in responding to such an event.

External events were generally analyzed using approaches typically found in other PSA studies. Two exceptions to this were noted. The turbine missile analysis used antiquated data (circa 1979-1981). The possible influence of this weakness is discussed in Section 7 below. In addition, the seismic risk assessment makes use of a 1977 seismic hazard study. This study was performed before modern methods were defined which take better account of uncertainties in input values by using multiple analysts to define such factors as seismic source zones, ground motion attenuation models, and earthquake recurrence intervals in specific source zones. This is also discussed in Section 7 below.

The Level 2 analysis accident progression calculations were performed using the MAAP code (developed originally for the US nuclear industry and maintained by the Electric Power Research Institute). This code is widely used in the nuclear industry (it was extensively used in the US in the NRC-required "Individual Plant Examination" program). Containment event trees (CETs) were used in connection with MAAP code runs and expert judgment in order to quantify containment performance. This is a typical approach in modern PSA studies.

### PSA Quantitative Results Summary

The PSA Level 1 quantitative results for core damage frequency (CDF) can be summarized as follows:

- The mean CDF at power is  $7.9 \times 10^{-6}$  per year (about one chance in 126,000 per year). The uncertainty range for this CDF value (5<sup>th</sup> to 95<sup>th</sup> percentile of the uncertainty distribution) extends from  $4.4 \times 10^{-6}$  to  $1.5 \times 10^{-5}$  per year. It is noteworthy that even the 95<sup>th</sup> percentile value falls almost an order of magnitude under the IAEA INSAG safety target for existing nuclear power plants, and nearly meets the target for new NPPs (IAEA 2001:73).



- The plant response to initiating events is well organized and effective; the dominant contributor to core damage frequency is a large LOCA beyond the capacity of the emergency core cooling systems (in essence, reactor vessel rupture), at a frequency of  $2.6 \times 10^{-7}$  per reactor-year. The only other accident sequences above  $1 \times 10^{-7}$  per year are external event sequences (one involving a cable spreading room fire and the other involving failure of the turbine building due to a hurricane or tornado followed by failure of the Notstandbunker diesel generator; see below). All other severe accident scenarios – irrespective of initiating event – have a mean frequency less than  $1 \times 10^{-7}$  per year.
- The internal events contribution to the full power CDF is 32.5 %, with 14 % each coming from loss-of-coolant accidents (LOCAs) and support system failures, and an additional 4 % from other transients.
- The remainder of the full power CDF (67.5 %) comes from external hazards, with fires contributing 33 %, earthquakes 17 %, internal flooding 3 %, external flooding 2 %, and other external events the remainder (aircraft crash, high winds, etc.).
- Other external events breaks out as follows:
  - Loss of external cooling water,  $2.89 \times 10^{-7}$  per year
  - Hurricane-related turbine building failure,  $2.32 \times 10^{-7}$  per year
  - Tornado-related turbine building failure,  $2.10 \times 10^{-7}$  per year
  - Aircraft crash,  $1.73 \times 10^{-7}$  per year
  - Turbine missiles,  $1.63 \times 10^{-8}$  per year

The PSA Level 2 quantitative results for the reactor containment can be summarized as follows:

- For the "at power CDF" of  $7.92 \times 10^{-6}$  per year, the containment is isolated 92 % of the time, and bypassed or not isolated the remaining 8 % of the time. Of the fraction of the time where the containment is isolated, containment cooling is successful 40.7 % of the time and unsuccessful the remainder of the time. (Given a diversity of containment cooling possibilities, with both sprays and fan coolers, this cause for this outcome is not immediately obvious from the summary report of the PSA. A roughly 41 % success rate for containment cooling is very poor.) When containment cooling is unsuccessful, this could eventually create a demand for filtered venting to avert late containment failure.
- The total frequency of unisolation or bypass is  $6.31 \times 10^{-7}$  per year. This frequency splits out into the following circumstances:
  - 13.3 % of the time there is active fission product control
  - 21.4 % of the time there is passive fission product control
  - 26.9 % of the time there is containment bypass but with aerosol depletion mechanisms present to attenuate the source term
  - 38.4 % of the time there is containment bypass without aerosol depletion mechanisms
- Large releases are possible in containment bypass events and accidents in which the containment fails to isolate or fails early with respect to the time of vessel failure. Collectively these accidents, designated as release categories RC5C, RC6C, and RC7B, have a mean frequency of  $2.6 \times 10^{-7}$  per year. At the 95<sup>th</sup> percentile values, the collective frequency is  $1.1 \times 10^{-6}$  per year, just barely in excess of the IAEA INSAG safety target – essentially straddling the target even at the extreme of the uncertainty distribution.

The PSA quantitative results for the spent fuel can be summarized as follows:

- The mean frequency of spent fuel accidents is  $3.31 \times 10^{-6}$  per year. Nearly all of this contribution comes from earthquakes, with a minor contribution (around 1 % of the total) from aircraft crash. No source terms were estimated for the spent fuel pool accidents.

- The range of uncertainty in the result is rather broad, compared with CDF. The CDF at power range factor is only 2.2, compared with the range factor of 174 for spent fuel accidents.

### **Assessment of the PSA in the Unlimited License Context**

The scope and methods of the PSA were considered in the context of a request for an unlimited operating license. In this context, the issues discussed in the following subsections of Section 7 were identified for further evaluation and comment.

Before discussing these issues, however, a few observations on the PSA and its results are considered to be particularly pertinent. The methods used in the Beznau Unit 2 PSA generally reflect the current state-of-the art (exceptions are noted below). A full spectrum of initiating events caused by internal initiators, external natural phenomena hazards, and external man-made hazards were analyzed using PSA methods. Spent fuel pool accidents were also considered at the Level 1 scope.

The PSA quantitative results suggest that Beznau Unit 2 meets — with high confidence — the IAEA INSAG safety targets even for a new NPP (the safety targets for new NPPs are an order of magnitude more stringent than for currently operating NPPs). Indeed, this is indicated by the CDF results and large release frequency (LRF) results which even at the 95<sup>th</sup> percentile of the uncertainty distributions essentially straddle the INSAG target values for new NPPs. This is an impressive achievement for a pair of 30-year old reactors, and speaks well for the safety culture of the utility and its regulator.

### **Turbine Missile Analysis**

The turbine missile analysis in the Beznau PSA used antiquated data (circa 1979-1981). Given that a number of turbine missile-generating events have occurred in commercial nuclear power plants since that date (e.g., Salem, Maanshan, Fermi 2, and others), and since these events have occurred at a rate which far outstrips the data available in 1979-1981, the turbine missile accident frequency used in the PSA may be an underestimate.

Actual turbine failure events resulting in generation of external missiles (that is, missiles which penetrated the turbine casing) represented 4 events in about 10,000 reactor-years of experience ( $4 \times 10^{-4}$ /year). The initiating event frequency used in the turbine failure analysis in the Beznau PSA was not identified in the summary report. It is noted, however, that the two turbine missile accident scenarios which were quantified have frequencies of  $1.59 \times 10^{-8}$ /year and  $3.80 \times 10^{-10}$ /year, so that even a factor of ten increase in these results would not have a very significant impact on the results. Nonetheless, it is recommended that the turbine missile analysis initiating event data be reviewed against more recent experience and that the results be updated to reflect this wider experience base.

### **Probabilistic Seismic Hazard Analysis (PSHA)**

Modern probabilistic seismic hazard analysis (PSHA) methods were developed in the early 1980s in the United States by the Electric Power Research Institute and by Lawrence Livermore National Laboratory (under US Nuclear Regulatory Commission sponsorship), and the expert elicitation aspect of these approaches was further elaborated by an expert review (Senior Seismic Hazard Analysis Committee, which was sponsored by US NRC, US

DOE, and EPRI; and by the US National Academy of Sciences).<sup>8</sup> The whole basis for modern probabilistic seismic hazard analysis (PSHA) is to represent the scientific community's composite state of knowledge by seeking to capture the diversity of interpretations which exist rather than the judgment of any particular expert or expert firm.

The study used as the basis of seismic risk calculations in the Beznau PSA, performed as it was prior to the development of modern methods now in use, should not have been employed. Rather, a new PSHA should have been (and should be) performed. A new earthquake catalog exists for Switzerland (prepared by the Swiss Seismological Service, SED) and should be used in preparing the revised PSHA.

It is noted that in the existing analysis seismic events are responsible for 17% of the total CDF. Should a state-of-the-art PSHA result in an increase in the seismic hazard compared with the estimates which underlie the current PSA results, an increased contribution from earthquakes would result. It is recommended that performance of a state-of-the-art PSHA study should be a high priority for revision of the current PSA.

### **Accident Progression Modeling**

A large number of severe accident calculations were run in 1992 using MAAP 3.0B. Nineteen scenarios were calculated, and an additional 24 sensitivity calculations were made to examine the effects of uncertainties on the basic 19 scenario calculations. In 2001, using the newer MAAP 4 model, eleven additional MAAP calculations were run to repeat certain earlier calculations for comparison purposes, and to examine the impact of severe accident management actions and the PARs on the outcomes of the sequences.

On the other hand, the modeling of the containment was rather coarse, as only four control volumes were used in the calculations to represent the primary containment. An additional five volumes were used to represent the annulus between the primary and secondary containment and other compartments auxiliary building outside the primary containment. While a 4-volume model may have been state-of-the-art in the early 1990s, subsequent technical work concerning hydrogen combustion and direct containment heating (among other issues) conducted by the OECD's Nuclear Energy Agency clearly indicates that such coarse nodalization of the containment can yield questionable results.

The 4-volume model of the containment is very coarse considering the compartmentalization of the structure, and this raises questions about the modeling of such phenomena as hydrogen combustion and direct containment heating – phenomena which are greatly affected by details of the containment layout. It is recommended that additional code calculations (whether with MAAP 4 or another code is left to the discretion of the utility and its regulator) with more detailed nodalization should be performed for key accident sequences in order to examine the effect of the coarse nodalization on the severe accident modeling (event timing, source term, etc.).

---

<sup>8</sup> Lawrence Livermore National Laboratory, Seismic Hazard Characterization of 69 Nuclear Power Plant Sites East of the Rocky Mountains, NUREG/CR-5250, Vols. 1-8, January 1989; Electric Power Research Institute, Probabilistic Seismic Hazard Evaluation at Nuclear Plant Sites in the Central and Eastern United States: Resolution of the Charleston Issue, EPRI-NP-6395-D, April 1989; Senior Seismic Hazard Analysis Committee, Recommendations for Probabilistic Seismic Hazard Analysis: Guidance on Uncertainty and Use of Experts, NUREG/CR-6372, 1997; National Academy of Sciences, Review of Recommendations for Probabilistic Seismic Hazard Analysis: Guidance on Uncertainty and Use of Experts, 1997.

### Reactor Vessel Failure Frequency vs. Aging

The derivation of the initiating event frequency used for reactor vessel failure in the Beznau PSA is not discussed in the summary volume reviewed for this report. However, it is noted that the value is a typical generic value for reactor vessel rupture which has been used in other PSA studies performed by PLG in the past, and may indeed represent this value here.

The Beznau reactors have been operating for about three decades. During this time, the reactor vessels have been accumulating neutron irradiation exposure which over time alters the nil ductility transition temperature (the temperature at which the vessel metal shifts from ductile to brittle behavior). Eventually – if the reactors are operated long enough – this transition temperature will approach the temperatures which could occur in overcooling transients. Should a severe overcooling transient occur with a vessel with a comparatively high nil ductility transition temperature, any repressurization of the vessel after overcooling (such as could occur by automatic initiation of high pressure injection) could result in reactor vessel rupture. This type of scenario is referred to as pressurized thermal shock (PTS).

So long as the nil ductility transition temperature remains sufficiently below the temperatures reached in overcooling transients, the risk from PTS-related vessel failure is very low. However, in an "unlimited license" regime, the margin to vessel failure from PTS scenarios gets more and more narrow.

It is recommended that the PSA be extended to consider such aging effects as increased neutron embrittlement of the reactor pressure vessel. (Methods to treat aging issues in a PSA context have been developed at Battelle in the US.) The PTS issue in particular should be addressed in order to ensure that – at the very least – any license issued for operation after the current license expires in 2004 should be conditioned on maintaining an acceptable margin to vessel failure due to PTS. Whether this is achieved by capping the operating period to avoid entering a regime where PTS-related risk increases significantly, or achieved by other means (such as thermal annealing of the vessel to lower the nil ductility transition temperature) is a matter for consideration by the utility and HSK. The point remains, however, that regardless of whether "unlimited" is a legal term of art in Switzerland, it must be ensured that physical realities of aging plant components are respected.

### Conclusions and Recommendations

The following are the main conclusions of this brief review of the main report of the Beznau PSA (along with some external documentation to which reference was made for clarification):

- The PSA study is, in most respects, state-of-the-art. (Three aspects in which this is not the case concern the frequency of turbine missile events, the probabilistic seismic hazard analysis, and the coarse nodalization of the containment for severe accident progression calculations.)
- The PSA results, even considering the uncertainties and the deviations from the state-of-the-art noted above, taken together with safety improvements to the original design, indicate a well-balanced approach to severe accidents.
- The at power core damage frequency is very low compared with other PWRs. The shutdown core damage frequency, while comparatively low, is greater than the at power result.
- It is noteworthy that even the 95<sup>th</sup> percentile core damage frequency and 95<sup>th</sup> percentile large release frequency values straddle the IAEA INSAG safety target for new NPPs. This is a significant achievement for a pair of 30-year old reactors, and speaks well for the safety culture of the utility and its regulator.

The following recommendations are made to NOK and HSK:

- The PSA study should be revised to incorporate the results of a new, state-of-the-art, probabilistic seismic hazard assessment (PSHA). The use in the PSA of a 1977 PSHA is very questionable since that study was performed prior to the development of modern PSHA methods. We note that since the dominant contributor to spent fuel pool accidents in the existing study is due to earthquakes (representing 99% of the accident frequency), any change to the seismic hazard assessment will directly impact the frequency of spent fuel pool accidents.
- Additional severe accident progression calculations should be undertaken (whether with MAAP 4 or another appropriate code) with more detailed nodalization of the containment, the annulus space, the filtered venting system, and other relevant compartments. The existing modeling, performed with a 4-node model of the containment, is very coarse – probably too coarse to yield meaningful results for such energetic phenomena as hydrogen combustion and direct containment heating.
- In the context of consideration of an unlimited operating licenses, an assessment should be made of the impact of aging on the PSA results. Methods developed under US NRC sponsorship are available for quantitative exploration of such impacts. At the very least, sensitivity calculations should be performed to address such obvious matters as the influence of neutron irradiation-induced embrittlement of the reactor pressure vessel on reactor vessel rupture frequency (large LOCA beyond the capacity of the low pressure injection system).

The following recommendations are made to the Austrian government:

- The Beznau Unit 2 PSA study consists in total of more than 20 volumes of documentation. In contrast, the documentation made available for review consisted only of one summary volume. Such a review would be useful in the context of emergency response to accidents involving the Beznau facility, and would also be useful in keeping in perspective the risk significance of issues addressed in the bilateral context between the Austrian and Swiss governments.
- The Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (HSK) undertakes a detailed review of the PSA studies prepared for Swiss NPPs. The government of the Federal Republic of Austria should undertake to obtain the HSK review documentation for the current revision of the Beznau Unit 2 PSA (i.e., the regulatory review of the PSA Revision 2 issued in January 2002). The HSK review will aid the Austrian government in assessing the achievements and the relative strengths and weaknesses of the PSA.

## References

- |           |  |
|-----------|--|
| ABS 2002  | ABS Consulting, <u>Beznau Probabilistische Sicherheitsanalyse Hauptbericht</u> , KKB 511D51, Rev. 2 (PLG Inc., Division of ABS Consulting, Irvine, California USA), January 2002.  |
|           | Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (HSK), <u>Implementation of the Obligations of the Convention on Nuclear Safety: The Second Swiss Report in Accordance With Article 5</u> (Villigen, Switzerland), October 2001.                 |
| HSK 2001b | Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (HSK) and Eidgenössische Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen (KSA), <u>Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken</u> , HSK-R-48/d (Villigen, Switzerland), November 2001. |
| IAEA 1999 | International Atomic Energy Agency (IAEA), <u>Report of the International Regulatory Review Team (IRRT) to Switzerland</u> , IAEA/NSNI/IRRT/99/01 (Vienna, Austria), January 1999.   |

IAEA 2001      International Atomic Energy Agency (IAEA), Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Guide N° NS-G-1.2 (Vienna, Austria), 2001.

## Acronyms

BNFL	British Nuclear Fuels Ltd.
CDF	Core Damage Frequency
CET	Containment Event Tree
EOP	Emergency Operating Procedure
HRA	Human Reliability Analysis
HSK	Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (Switzerland)
I&C	Instrumentation and Control
IAEA	International Atomic Energy Agency
INSAG	International Nuclear Safety Advisory Group (advisory group for the IAEA Secretary General)
IRRT	International Regulatory Review Team (IAEA)
KKB	Kernkraftwerk Beznau
KSA	Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen (Switzerland)
LBB	Leak Before Break
LEU	Low-Enriched Uranium
LOCA	Loss of Coolant Accident
LRF	Large Release Frequency
MAAP	Modular Accident Analysis Program
MCE	Maximum Credible Earthquake
MGL	Multiple Greek Letter
MOX	Mixed Oxide
MWt	Megawatts Thermal
NANO	supplemental emergency shutdown and decay heat removal complex, including the Not-standbunker
NOK	Nordostschweizerischen Kraftwerke
NPP	Nuclear Power Plant
NRC	Nuclear Regulatory Commission (United States of America)
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
PAR	Passive Autocatalytic Recombiner
PDS	Plant Damage State
PGA	Peak Ground Acceleration
PLG	Pickard Lowe and Garrick
PSA	Probabilistic Safety Assessment (Probabilistische Sicherheitsanalyse)
PSHA	Probabilistic Seismic Hazard Analysis
PSR	Periodic Safety Review (see also PSÜ)
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung (see also PSR)
PTS	Pressurized Thermal Shock
SAMG	Severe Accident Management Guidelines
SED	Schweizerischer Erdbebendienst (Swiss Seismological Service)
SG	Steam Generator (Dampferzeuger)
SLIM	Success Likelihood Index Methodology
SSE	Safe Shutdown Earthquake
USA	United States of America

## ANHANG 3

### Anhang 3-1: Literatur-Zitate zur Konservativität der NDT-Messungen (Kapitel 4)

**[Pennell, 1991]:** 3.4 (p. 43: ISKANDER ): Qualification of three drop-weight crack starter bead weld electrodes (Mc Kay DWT; FOX DUR-350, FOX-DUR-500 /Böhler):

*"Various uncertainties are associated with the present version of the E-208 standard. For example, it prescribes straight travel (no "weaving") of the weld electrode at a speed slow enough to give the necessary bead height (par.7.7). Furthermore it is difficult to obtain the prescribed 12-mm wide bead using a 5-mm stick electrode without the proscribed weaving. On the other hand, a welding speed slow enough to build up a sufficient bead height and width could result in an undercut weld bead and discoloration of the opposite side of a P-3 specimen. Discoloration is an indication of too much heat input that could affect the test results. The influence of the heat input during the preparation of drop-weight specimens on the NDT temperature has been recognized by the testing community for many years (see ONODERA).*

*Also, par. 5.3 of E-208-87 states the "Anomalous behavior may be expected for materials where the heat affected zone created by deposition of the crack-starter weld is made more fracture resistant than the unaffected plate." As a general rule, precautions to reduce the total heat input to the specimen are beneficial to accurate and reproducible results. A short weld, a low amperage, and a heat sink to keep the specimen cool during the bead preparation are among the precautions used. The ORNL has been using, for many years, a copper template with a 12-mm-wide slot (rather than 25 mm recommended in E 208). The welder has to build up the bead by "stirring" the puddle using a narrow circular motion to obtain a bead of the specified dimensions, using the edges of the template as a heat sink. It may be a matter of semantics, but "stirring" could be interpreted as "weaving". This method has been found to minimize the heat input and produce a satisfactory crack-starter weld bead.*

*Other details on E 208 concerning the crack-starter weld bead may need to be reevaluated and have been brought to the attention of ASTM Committee E28.07 that oversees E 208. The ASTM task group E28.07.06 responsible for oversight E 208 has asked S.K.Iskander to cochair the task group to evaluate electrodes for the crack-starter weld.*

**[Tanaka, 1988]:** "Bead application method on the drop-weight test specimen may affect the drop weight NDT temperature which results in the change of NDTT. The drop-weight NDTT is not a good index temperature to represent the dynamic fracture toughness transition behavior of steels.

In the laboratory test, the maximum difference of the NDTT amounts 40°C where one-bead technique specimen gives the higher NDTT."

**[Degenkolbe, 1969]:** „... muß wieder auf die Problematik des Drop-Weight-Test hingewiesen werden, der zu falschen Ergebnissen führt, wenn die Zähigkeit der Wärmeeinflußzone der Rißeinleitungsraupe in der Lage ist, den Riß zu arretieren.

(Korrelation zwischen versch. Probengrößen: Standardabweichung 15 K)

**[Düren, 1975]:** „Verschiedentlich wird der Fallgewichtsversuch auch für die Prüfung von Schweißverbindungen vorgeschlagen. .

Proben, bei denen die Risse neben dem Kerb den Probenrand nicht erreichen, werden nach ASTM-E 208 als „nicht gebrochen" angesehen. Bei näherer Betrachtung zeigt sich jedoch, dass die Seitenflächen solcher Proben auch selbst noch bei Temperaturen von -15°N angegriffen sind. Der Grund für dieses Bruchverhalten ist im Lagenaufbau der Nähte zu suchen. In den Grobkornlagen des Schweißgutes ist die Möglichkeit der Rissausbreitung günstiger als in den Feinkornlagen. Im vorliegenden Fall können also je nach Lage der Fein- und

Grobkornzonen in der probe die NDT-Temperaturen zwischen -30 und -15°C schwanken. Hinzu kommt, dass durch die Auftragschweißung der Rissstarrterraupe der darunterliegende Nahtbereich wärmebehandelt wird. So wurden bei der Prüfung von Proben mit Kerb in der WEZ von Handschweißverbindungen am Stahl StE51 um 10°C günstigere NDT-Temperaturen ermittelt, als im unbeeinflussten Grundwerkstoff. Es wurde auch der Vorschlag unterbreitet, auf die Rissstarrterraupe zu verzichten und den aufgehärteten Nahtübergang als Rissstarter zu benutzen. Bisher liegen damit nur geringe Erfahrungen vor.

Die Anwendung des Pellini-Tests bei Schweißverbindungen ist als problematisch anzusehen. Der Test wurde daher, wie bei ASTM-E208 vorgesehen, nur bei der Blechprüfung angewendet."

### **Anhang 3-2: US NRC: Overview of Reactor Vessel Head Degradation**

[www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/vessel-head-degradation/ml020770497.pdf](http://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/vessel-head-degradation/ml020770497.pdf)

On February 16, 2002, the Davis-Besse facility began a refueling outage that included inspection of the vessel head penetration (VHP) nozzles, which focused on the inspection of control rod drive mechanism (CRDM) nozzles, in accordance with the licensee's commitments to NRC Bulletin 2001-01, "Circumferential Cracking of Reactor Pressure Vessel Head Penetration Nozzles," which was issued on August 3, 2001. These inspections identified axial indications in three CRDM nozzles, which had resulted in pressure boundary leakage. Specifically, these indications were identified in CRDM nozzles 1, 2, and 3, which are located near the center of the RPV head. These findings were reported to the NRC on February 27, 2002, and supplemented on March 5 and March 9, 2002. The licensee decided to repair these three nozzles, as well as two other nozzles that had indications but had not resulted in pressure boundary leakage.

The repair process for these nozzles included roll expanding the CRDM nozzle material into the surrounding RPV head material, followed by machining along the axis of the CRDM nozzle to an elevation above the indications in the nozzle material. On March 6, 2002, the machining process on CRDM nozzle 3 was prematurely terminated and the machining apparatus was removed from the nozzle. During the removal process, nozzle 3 was mechanically agitated and subsequently displaced in the downhill direction (i.e., tipped away from the top of the RPV head) until its flange contacted the flange of the adjacent CRDM nozzle.

To identify the cause of the CRDM nozzle displacement, the licensee began an investigation into the condition of the RPV head surrounding CRDM nozzle 3. This investigation included removing the CRDM nozzle from the RPV head, removing boric acid deposits from the top of the RPV head, and performing ultrasonic thickness measurements of the RPV head in the vicinity of CRDM nozzles 1, 2, and 3. Upon completing the boric acid removal on March 7, 2002, the licensee conducted a visual examination of the area, which identified a large cavity in the RPV head on the downhill side of CRDM nozzle 3. Followup characterization by ultrasonic testing indicated wastage of the low alloy steel RPV head material adjacent to the nozzle. The wastage area was found to extend approximately 5 inches downhill on the RPV head from the penetration for CRDM nozzle 3, with a width of approximately 4 to 5 inches at its widest part. The minimum remaining thickness of the RPV head in the wastage area was found to be approximately 3/8 inch. This thickness was attributed to the thickness of the stainless steel cladding on the inside surface of the RPV head, which is nominally 3/8 inch thick.

The investigation of the causative conditions surrounding the degradation of the RPV head at Davis-Besse is continuing. Boric acid or other contaminants could be contributing factors. Additional factors contributing to the degradation might also include the environment of the head during both operating and shutdown conditions (e.g., wet/dry), the duration for which the RPV head is exposed to boric acid, and the source of the boric acid (e.g., leakage from the CRDM nozzle or from sources above the RPV head such as CRDM flanges).



## ANHANG 4: INVENTAR RADIOAKTIVER STOFFE VON BEZNAU II (KAPITEL 7)

Im Sicherheitsbericht für Beznau II wird als Referenzkern der Reaktorkern aus dem Jahr 1991 angegeben. Dieser Referenzkern besteht aus 121 BE, (73 UO<sub>2</sub> und 48 MOX) und hat 4 Regionen. Zykluslängen von 6 bis 18 Monate sind möglich, planmäßig Zykluslänge 12 Monate, zwischen 2 Zyklen wird beim BE Wechsel jeweils eine Region mit bestrahlten BE durch 1 mit neuem gewechselt (Sicherheitsbericht Beznau II, Seite 3.1-1)

Im Sicherheitsbericht für Beznau II in Kap. 14 wird allerdings ein anderer Reaktorkern für die Störfallanalysen herangezogen, bei dem höhere Abbrände und ein anderer Brennstoffzyklus angenommen wurden. Das angegebene Inventar ist der folgenden Tabelle zu entnehmen (Sicherheitsbericht Beznau II, Tabelle 14.0.8-3).

Nuklid	Aktivitätsinventar im Kern (Bq)		Aktivitätskonzentration im Hauptkühlmittel (Bq/kg)	
	100% Uran	100% MOX	100% Uran	100% MOX
Br-83	1.44E+17	1.04E+17	6.85E+04	5.54E+04
Kr-83m	1.44E+17	1.05E+17	3.60E+05	2.92E+05
Kr-85	1.56E+16	1.06E+16	6.59E+06	2.48E+06
Kr-85m	3.09E+17	1.88E+17	1.57E+06	1.05E+06
Rb-86	2.48E+15	2.21E+15	1.36E+04	1.04E+04
Kr-87	5.96E+17	3.31 E+17	9.26E+05	5.60E+05
Kr-88	8.39E+17	4.61 E+17	2.75E+06	1.66E+06
Rb-88	8.52E+17	4.73E+17	2.79E+06	1.69E+06
Sr-89	1.13E+18	5.99E+17	2.74E+03	9.86E+02
Sr-90	1.26E+17	7.30E+16	2.55E+02	8.17E+01
Y-90	1.30E+17	7.53E+16	5.43E+0)	1.74E+01
Sr-91	1.41E+18	8.41E+17	1.73E+03	1.13E+03
Y-91	1.44E+18	8.51E+17	3.35E+02	1.13E+02
Y-93	1.74E+18	1.28E+18	2.68E+02	2.12E+02
Zr-95	1.91E+18	1.58E+18	4.38E+02	2.02E+02
Nb-95	1.89E+18	1.58E+18	4.37E+02	2.02E+02
Mo-99	2.11E+18	2.08E+18	3.82E+05	3.97E+05
Tc-99m	1.85E+18	1.83E+18	3.54E+05	3.67E+05
Ru-103	1.66E+18	2.18E+18	3.33E+05	2.42E+05
Ru-106	6.03E+17	1.27E+18	1.22E+05	1.42E+05
Ag-110m	5.13E+15	1.68E+16	1.04E+03	1.88E+03
Sb-125	1.95E+16	3.76E+16	3.94E+03	4.21E+03
Te-125m	4.24E+15	8.37E+15	8.57E+02	9.38E+02
Sb-127	1.17E+17	1.64E+17	2.17E+04	3.40E+04
Te-127	1.15E+17	1.63E+17	2.23E+04	3.25E+04
Te-127m	1.51E+16	2.27E+16	3.05E+03	2.55E+03
Sb-129	3.53E+17	4.38E+17	2.58E+04	3.60E+04

Nuklid	Aktivitätsinventar im Kern (Bq)		Aktivitätskonzentration im Hauptkühl- mittel (Bq/kg)	
	100% Uran	100% MOX	100% Uran	100% MOX
Te-129	3.47E+17	4.31 E+17	3.35E+04	4.25E+04
Te-129m	5.16E+16	6.43E+16	1.04E+04	7.67E+03
Te-131m	1.60E+17	1.83E+17	2.56E+04	3.21E+04
I-131	1.11E+18	1.20E+18	2.00E+06	2.00E+06
Xe-131m	1.24E+16	1.34E+16	2.37E+06	1.65E+06
Te-132	1.59E+18	1.67E+18	2.92E+05	3.30E+05
I-132	1.61E+18	1.70E+18	9.76E+05	1.04E+06
I-133	2.29E+18	2.24E+18	3.14E+06	3.29E+06
Xe-133	2.21E+18	2.16E+18	2.35E+08	2.22E+08
Xe-133m	7.11E+16	7.28E+16	3.42E+06	3.77E+06
I-134	2.51E+18	2.42E+18	5.15E+05	5.17E+05
Cs-134	2.79E+17	4.01E+17	1.61E+06	2.05E+06
I-135	2.14E+18	2.12E+18	1.85E+06	1.94E+06
Xe-135	7.11E+17	7.63E+17	8.30E+06	5.05E+06
Xe-135m	4.44E+17	4.78E+17	4.29E+05	4.66E+05
Cs-136	6.76E+16	8.62E+16	3.62E+05	3.93E+05
Cs-137	1.74E+17	1.96E+17	1.00E+06	1.00E+06
Xe-138	1.90E+18	1.70E+18	5.41E+05	5.00E+05
Cs-138	2.11E+18	1.93E+18	8.03E+05	7.58E+05
Ba-140	1.99E+18	1.82E+18	3.96E+03	2.88E+03
La-140	2.10E+18	1.93E+18	1.05E+03	7.54E+02
Ce-141	1.89E+18	1.73E+18	3.81E+02	2.17E+02
Ce-143	1.76E+18	1.49E+18	3.41E+02	3.03E+02
Pr-143	1.70E+18	1.44E+18	4.01E+02	2.57E+02
Ce-144	1.42E+18	1.21E+18	3.28E+02	1.55E+02
Pu-238	6.64E+15	6.20E+15	1.34E+01	6.94E+00
Np-239	2.20E+19	3.20E+19	3.90E+04	9.39E+04
Pu-239	5.35E+14	8.08E+14	1.08E+00	9.21E-01
Pu-240	7.97E+14	1.85E+15	1.61E+00	2.07E+00
Pu-241	1.70E+17	4.00E+17	3.44E+02	4.48E+02
Am-241	2.85E+14	6.83E+14	5.76E-01	7.65E-01
Cm-242	5.08E+16	1.62E+17	1.03E+02	1.82E+02
Cm-243	3.48E+13	1.45E+14	7.04E-02	1.62E-01

**KAPITEL 3**  
**ERGEBNIS UND SCHLUSSFOLGERUNGEN**  
**BETREFFEND PSA FÜR**  
**NPP BEZNAU**



## **FESTSTELLUNGEN UND SCHLUSSFOLGERUNGEN BETREFFEND PSA FÜR NPP BEZNAU**

### **1 ÜBERSICHT UND VOLLSTÄNDIGKEIT DER DOKUMENTATION**

Diese Evaluation wurde auf Basis der veröffentlichten Dokumentation durchgeführt, dem Hauptbericht der PSA Rev. 2, Jänner 2002.

Der Hauptbericht enthält eine zusammenfassende Beschreibung verschiedener Elemente der Studie, ausgehend von der Methodologie und den Daten, über Ereignisbäume und Modelle bis zu einer Diskussion der Endresultate. Während aufgrund des Hauptberichts eine angemessene Auswertung des aktuellen Status der PSA und seiner Hauptresultate möglich ist, sind einige der Elemente, wie z. B. Besonderheiten der Annahmen und spezifischen methodologischen Aspekte, wie die menschliche Verlässlichkeitsanalyse, oder seismische Risiken-Analyse nicht völlig transparent. Für eine angemessene Bewertung dieser Elemente wäre die Veröffentlichung aller Teilberichte zur PSA erforderlich..

Trotzdem könnten auf Basis des Hauptberichts einige spezifische Auswertungen zur Beurteilung des Antrags auf unbeschränkte Betriebsbewilligung für das AKW Beznau II durchgeführt werden, insbesondere betreffend den Gesamtumfang, Qualität und die Angemessenheit der Studie.

### **2 UMFANG DER PSA STUDIE**

Die PSA – Studie für Beznau besteht aus Volllastbetriebs-Model Stufe 1 (Interne Ereignisse und Hazards) und Stufe 2 und PSA – Analyse bei Stillstand. Eine Analyse für externe Hazards beinhaltet auch die Wirkung auf das Brennelementlagerbecken. Die gewählte Auswahl der auslösende Ereignisse ist umfangreich (bis zu 180 auslösende Ereignisse wurden für Volllast – PSA analysiert).

Die Beznau PSA Stufe 1 – Studie wurde ursprünglich zwischen 1983 und 1989 entwickelt, und zwischen 1995 und 1999 aktualisiert, um alle Modifizierungen am Kernkraftwerk bis zum Jahr 2000 miteinzubeziehen. Die Stufe 2 – Analyse wurde ursprünglich 1986 entwickelt, 1992 aktualisiert und dann 2001 erneut aktualisiert, um die Resultate der SAMG miteinzubeziehen. Eine Analyse bei Stillstand wurde zwischen 1995 und 1998 entwickelt.

Der Rahmen der Studie ist weit gesteckt und erfüllt modernste Anforderungen. Sie entspricht der internationalen Praxis, sowohl was die Identifizierung von auslösenden Ereignissen, also auch die eigentliche Erfassung betrifft. Als Mangel ist das Fehlen einer Stufe 2 – Analyse bei Stillstand anzuführen.

### **3 METHODIK**

Die Methoden, die in der Studie benutzt wurden, sind, soweit das aufgrund der verfügbaren Dokumentation beurteilt werden konnte, modern und entsprechen internationalen Standards. Die Methode, die für PSA Modelle benutzt wurde, ist die PLG Methode mit großen Ereignisbäumen und kleinen Fehlerbäumen, die nicht sehr verbreitet ist. Trotzdem lieferte diese

Methode akzeptable PSA – Resultate. Die Methoden, die für Datenanalysen und HRA benutzt wurden, sind als gebräuchlich zu bewerten, obwohl diese Methoden in den verfügbaren Unterlagen nicht vollständig beschrieben werden.

Die kernkraftwerkspezifischen Daten wurden nur bis zum Jahr 1994 berücksichtigt, und sind daher etwas veraltet.

Die Methoden, die für die Feueranalyse und anderen externe Ereignisse angewendet wurden, sind ebenfalls wohlbekannt und wurden angemessen ausgewählt. Die Art und Weise, wie die Standort-Seismizität bestimmt wurde, wird aus der Dokumentation nicht völlig klar. Außerdem wurde eine entsprechende Analyse im Jahr 1977 durchgeführt, was die Vermutung nahelegt, dass die Methoden, die ehemals benutzt wurden, nicht dem Stand der Technik und des Wissens entsprechen konnten.

Für den Flugzeugabsturz wurde die Methode angewendet, die von vielen PSA-Analysten benutzt wurde. Sie basiert auf der statistischen Auswertung der Wahrscheinlichkeit, dass Flugzeuge zufällig über ausgewählten Zielen am Kernkraftwerksgelände abstürzen. Dieser Ansatz wird seit den Terrorangriffen vom 11. September 2001 international in Frage gestellt. Außerdem ist aus dem Hauptbericht nicht klar ersichtlich, wie determiniert wurde, dass die Kernbeschädigung in 55% der Abstürze von Passagierflugzeugen auf das BOTA-Gebäude (Borwasser-Vorratstank) auftreten wird.

Die physikalischen Phänomene im Containment wurden mit dem MAAP – Programm berechnet, das ist ein Industriestandard (MAAP wurde in den USA durch ein Konsortium von Firmen entwickelt unter dem IDCOR Program (Industry Degraded Core Analysis Program) und wird weltweit für solche Analysen benutzt). Für die erste Version der Stufe 2 – Studie wurde jedoch MAAP 3 benutzt und nur für das Update wurde bei 11 ausgewählten Szenarios das neuere Programm MAAP 4 verwendet.

## **4 ERGEBNISSE DER ANALYSEN**

### **4.1 Allgemein**

Die Ergebnisse der Analysen sind im Hauptbericht gut präsentiert und dokumentiert. Die CDF(Kernbeschädigungswahrscheinlichkeit), für Vollastbetrieb, welche interne und externe (Hazards) Ereignisse einschließt, ist zwar sehr niedrig, wird aber dennoch für realistisch erachtet, wenn man signifikante Upgrades berücksichtigt, die im Kernkraftwerk gemacht wurden. Verglichen mit älteren Kernkraftwerken, hat Beznau einen der niedrigsten CDFs, wenn man sowohl interne Ereignisse als auch Hazards in Betracht zieht. Im Vergleich mit neueren, gut geführten Kernkraftwerken, schneidet Beznau nur geringfügig unterschiedlich ab.

Die Beiträge zum CDF, wobei interne Ereignisse etwa 33 % und externe etwa 67 % beitragen, zeigen deutlich, dass umfangreiche Upgrades durchgeführt wurden, die jedoch das Risiko der internen Hazards (wie Brand) nicht völlig beseitigen konnten.

### **4.2 Interne Ereignisse**

Für interne Ereignisse, tragen die Kühlmittelverluststörfälle und Hilfesystemausfälle ca. je 43 % bei, und die Transienten ca. 14% der Gesamtsumme. Dies ist eine realistische Verteilung für ein gut geführtes Kernkraftwerk, das nachgerüstet wurde. Außerdem zeigen relativ

hohe Beiträge von Hilfesystemausfällen, dass eine signifikante Analysearbeit eine wichtige Rolle beim Verständnis der Konsequenzen von Defekten im Kernkraftwerkssystem spielt. Das wird auch bei der Auswahl der auslösenden Ereignisse sichtbar, wobei mehr als 20 spezifische Ereignisse von Hilfesystemausfällen ausgewählt wurden. Ein niedriger Beitrag von Transienten weist auch auf die Tatsache hin, dass Beznau II über 2 Turbinen verfügt; dies bedeutet, dass viele Transienten nur zu einem Turbinenschnellschluss und nicht zu einer Reaktorschnellabschaltung führen werden.

Innerhalb interner Ereignisse ist der dominant beitragende der Ausfall des Hauptkühlwassers im Maschinenhaus, mit einer Beitragshöhe von 6 % zum CDF, gefolgt von dem Kleinen Kühlmittelverlust innerhalb des Containments mit 3,6 %, RDB Bruch mit 3,4 % und Mittlerer Kühlmittelverlust innerhalb des Containments mit 3,4 %. Eine interessante Beobachtung ist, dass keine auslösenden Ereignisse das Risikoprofil dominieren.

### 4.3 Hazards

Die Hazards, die in der Studie ausgewertet wurden, beinhalten interne Ereignisse (Brand und Überflutung) und externe (seismische und Wetter-Phänomene, auch von Menschen ausgelöste Phänomene). Die gesamtthetischen Ergebnisse sind von Bränden dominiert, gefolgt von Erdbeben. Alle anderen Ereignisse tragen zu einem einzigen Prozentpunkt zur CDF bei.

Dies eine erwartbare Verteilung, wenn man die Baualtersklasse des Kernkraftwerks in Betracht zieht und die Tatsache berücksichtigt, dass es für eine relativ niedrige Erdbebenbeschleunigung konstruiert wurde (0.15 g). Demnach sind die dominanten Sequenzen diejenigen mit Erdbeben mit Beschleunigung über dem Konstruktionslimit des Kernkraftwerks, gefolgt von Brand in einem der Kernkraftwerksräume. Ein extremes Wetterszenario (Orkan), wiederum über dem Konstruktionslimit des Kernkraftwerks, trägt ebenfalls sichtbar zum CDF bei.

### 4.4 Risikodominante Sequenzen und Importanz

In der Verhältnisskala der individuellen risikodominanten Sequenzen, dominiert der Bruch von RDB, da dieser Defekt direkt zur Kernbeschädigung führt, gefolgt von Brand im Notstand-Kabelboden, und Orkan.

Eine Auswertung der Importanz von dominanten Ausstattungs- und Operateurhandlungen zeigt, dass der Notstand-Dieselmotor die dominante Komponente darstellt, gefolgt von der Notstand-Brunnenwasserpumpe. Verfügbarkeit von externen Netzen ist ebenfalls sehr wichtig, so wie der Status von Gummikompensatoren des Hauptkühlwassersystems im Pumpengarten. Von den Operateurhandlungen sind die wichtigsten die „Brunnenwasserkühlung des PKZ Systems“, und die „Alternative Bespeisung der Dampferzeuger“.

Die Verteilung von Sequenzen und die Importanz von Ausstattungs- und Operateurhandlungen erscheint, im Vergleich mit anderen Kernkraftwerken, realistisch.

#### 4.5 Brennelementelagerbecken

Brennelementschäden im Lagerbecken sind mit einer Frequenz von  $8.6E-8$  festgelegt, was als sehr niedrig anzusehen ist. 99% Beitrag kommen von Erdbeben, die alle über dem Konstruktionslimit des Kernkraftwerks liegen. 1% Beitrag kommt von Flugzeugabstürzen, wenn die Wahrscheinlichkeit eines Absturzes, wie oben festgelegt, berechnet wird.

#### 4.6 Stillstandsbetrieb

Die in den PSA-Analysen des Stillstand-Betriebs berücksichtigten auslösenden Ereignisse sind neun mal Verlust von Kühlmittel, zehn Transients und 23 Hilfssystemausfälle. Die ausgewerteten Risiken beinhalten internen Brand und Überflutungen, einige seismische Ereignisse, externe Überflutungen und extremes Wetter. Flugzeugabstürze wurden für den Stillstandsbetrieb nicht ausgewertet, da man zu dem Schluss kam, dass die Auswirkung vernachlässigbar klein ist..

Die Ergebnisse der Stillstands-Analyse sind nicht direkt vergleichbar mit denen für Vollast-PSA, da das Ereignis „Stillstand-Brennstoffschadenshäufigkeit“ hier viel konservativer determiniert wird als beim Vollastbetrieb. Für den Stillstands-Betrieb gilt als Top-Ereignis die Abdeckung des Kerns, obwohl bekannt ist, dass nach dem Beginn der Kern-Abdeckung die anfängliche Kernbeschädigung zumindest eine Stunde später auftreten kann. Diese Tatsache macht die numerischen Ergebnisse der Stillstands-PSA-Analyse mit den Ergebnissen der Vollast-PSA inkompatibel.

Die Wahrscheinlichkeit von Brennstoffschäden bei Stillstand wird mit  $1.57E-5$  berechnet, welche von internen Ereignissen dominiert sind. Diese Ereignisse sind ungefähr gleich verteilt zwischen Kühlmittelverluststörfällen, Hilfssystemausfällen und Transienten. Hazards tragen ca. 20 % zur Gesamtheit bei und Brand spielt hierbei eine dominante Rolle. Diese Resultate sind etwas unterschiedlich zu anderen Kernkraftwerken, wo Brände oft das gesamte Risikoprofil dominieren. Ähnlich wie bei anderen Kernkraftwerken ist „Mid-Loop-Operation“ (Betrieb mit einem Wasserstand im Reaktor bis zum Niveau der Hauptrohrleitungen) ein wichtiger Betriebszustand.

Anzumerken ist, dass seit der Durchführung des Stillstands-PSA, die Intervalle, in denen der Stillstandsbetrieb (i.e. Revisionen) in Beznau durchgeführt wird, von 18 Monaten zu einem gemischten (hybrid) 12/24 Monate-Zyklus geändert wurde. Die Studie erhebt Anspruch darauf, dass die Ergebnisse trotz der Zyklusänderung noch immer anwendbar sind. Im Hauptbericht jedoch gibt es keinen Beweis für solch eine Schlussfolgerung.

#### 4.7 Stufe 2 Analyse

Die Stufe 2 Analyse definierte insgesamt 19 Kategorien von Freisetzungen. Diese Kategorien werden in Bezug auf den Containmentstatus, das Containmentsystem, und das Timing eines eventuellen Bruchs des Containments, definiert.

Die Analysen haben gezeigt, dass in 93 % der Fälle von Kernbeschädigungen, keine Radioaktivität, außer einer kleinen Menge (Leaks), aus dem Containment austritt. Im Falle der verbleibenden 7 %, nach einer Kernbeschädigung tritt Radioaktivität aus. Diese Werte sind im allgemeinen vergleichbar mit anderen Studien von Kernkraftwerken mit ähnlichem Contain-



ment, obwohl anerkannt werden muss, dass wegen der geringen CDF in Beznau einige der Wahrscheinlichkeiten so gering sind, ihre Bedeutung in Frage gestellt werden kann.

Wichtige Freisetzen, wie in der Stufe 2 PSA identifiziert, sind mit dem Containment-Bypass verbunden. Zwei Fälle eines Containment-Bypass, die ausgewertet wurden, haben die höchste Wahrscheinlichkeit von allen Freigabekategorien und sind daher von Interesse. Die Freisetzenbruchteile von Quellthermen für diese Kategorien scheinen angemessen und vergleichbar mit anderen Kernkraftwerken.

## **5 PSA ANALYSEN UND IHRE RESULTATE IN ANBETRACHT DES ANTRAGS AUF UNBESCHRÄNKTE BETRIEBSBEWILLIGUNG FÜR BEZNAU II**

Wie in der obigen Diskussion bereits angeführt, können die PSA für Beznau, wie sie in den überprüften Unterlagen präsentiert werden, als geeignete Dokumentation des gegenwärtigen Status des Designs und des Betriebs im Kernkraftwerk Beznau II angesehen werden. Ungeachtet einiger Bereiche, wo Verbesserungen möglich sind, schneidet diese Studie betreffend Qualität und Verständlichkeit im Vergleich zu anderen verfügbaren Studien, die Kernkraftwerke in ganz Europa betreffen, sehr positiv ab.

Der Bereich, wo die Studie die gestellten Fragen nicht ausreichend beantwortet, betrifft hauptsächlich das Fehlen einer Stufe 2 für die Stillstands-PSA. Konservativ geschätzt ist die Wahrscheinlichkeit eines Brennstoffschadens während eines Stillstands um den Faktor 2 höher als beim Vollastbetrieb, und während dieser Zeitspanne kann das Containment (zur Wartung) geöffnet werden und ermöglicht so den direkten Austritt von Radioaktivität.

Ein anderer Bereich ist die Erdbebengefährdung der Anlage, deren Richtigkeit, wegen des Fehlens anderer PSA Berichte, nicht genau verifiziert werden konnte. Die Basis für diese Studie sind Schweizer Erdbebenkarten von 1977, daher gibt es Grund zur Annahme, eine Verbesserung der Studie möglich ist.

Die Analyse eines Flugzeugcrash, obwohl diese ganz auf die Linie mit den in vielen PSAs weltweit verwendeten Methoden und Ansätzen steht (die eine solche Analyse durchgeführt haben und vielleicht weniger als 50 % aller PSA beinhalten eine solche Analyse), wird angesichts der Ereignisse des 11. Septembers in Frage gestellt (Wie realistisch ist die Wahrscheinlichkeit eines Passagierflugzeugabsturzes auf das BOTA Gebäude in Beznau mit einer Häufigkeit von 2 Ereignissen in 10 Millionen Jahren?).

Jedoch wurde die Auswirkung eines Flugzeugabsturzes während eines Stillstands wegen zu geringer Häufigkeit ausgeblendet, was nicht notwendigerweise angemessen ist.

Die Datenbank, sowohl für die Komponenten als auch für interne auslösende Ereignisse (z. B. Hilfssystemausfälle und Transienten), basiert auf den Daten, die im Kernkraftwerk ab der ersten Inbetriebnahme bis 1994 gesammelt wurden. Während das Kernkraftwerk Beznau, wie alle anderen Kernkraftwerke, regelmäßig gewartet werden und daher im Prinzip alle Auswirkungen von Überalterung durch Reparatur und durch Ersatzteile beseitigt werden, führt das Fehlen von Analysen auf Basis von Überalterung (z. B. Empfindlichkeitsanalyse) dazu, die Ergebnisse dieser PSA weniger geeignet sind um eine Vorhersage zum Risikoniveau für viele weitere Jahre zu erlauben. Es muss angemerkt werden, dass die Auswirkungen der Überalterung normalerweise *nicht* von PSAs angeführt werden, obwohl einige PSAs sich mit den Auswirkungen von Überalterung auf bestimmte Teile der Ausstattung bereits beschäftigt haben.

Somit wäre es angebracht die PSA periodisch zu aktualisieren, um sicherzugehen, sie vollständig anwendbar bleibt. Es bleibt etwas unklar, warum die gegenwärtige Version der PSA, die mit Jänner 2002 datiert ist, nicht bis zu einem späteren Datum als 1994 aktualisiert wurde.

## **6 SCHLUSSFOLGERUNG**

Die Beznau PSA stellt eine gut durchgeführte Studie dar und kann als angemessene Präsentation des Sicherheitslevels von Beznau II , insbesondere bezogen auf Gegenwart und nähere Zukunft, bezeichnet werden. Einige Abschnitte der PSA Studie würden von Verbesserungen, wie bereits angeführt, profitieren. Eine Aktualisierung der Studie in periodischen Intervallen wäre jedoch nötig, um sicherzustellen, dass die Ergebnisse anwendbar bleiben.

Mit der oben erwähnten Einschränkung gibt die PSA Anlass zur Annahme, dass der Sicherheitslevel in Beznau vergleichbar hoch ist. Darüber hinaus wurden keine spezifischen Auffälligkeiten gefunden, was auf eine ausgewogene Konstruktion und auf eine gute Betriebspraxis hinweist.

Trotzdem muss die Zweckmäßigkeit der Studie für die Entscheidungsfindung betreffend einer unbeschränkten Betriebsbewilligung mit den erwähnten Einschränkungen gesehen werden, da die PSA nicht im Hinblick auf eine Vorhersage zu Auswirkungen von Überalterungserscheinungen von Komponenten erstellt wurde, die vor allem den sicheren Langzeitbetrieb betreffen.

**KAPITEL 4**  
**MÖGLICHE AUSWIRKUNGEN SCHWERER**  
**UNFÄLLE AUF ÖSTERREICH**



# 1 MÖGLICHE AUSWIRKUNGEN SCHWERER UNFÄLLE AUF ÖSTERREICH

In diesem Kapitel werden die möglichen Auswirkungen eines Unfalls im Kernkraftwerk Beznau anhand der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA, NOK 2002) ermittelt, da hier über die im Sicherheitsbericht behandelten "Design Base Accidents" hinausgehend auch "Beyond Design Base Accidents" behandelt werden.

## 1.1 Quellterm

In der BERA-Studie der Stufe 2 werden im Hauptbericht der Probabilistischen Sicherheitsanalyse für das Kernkraftwerk Beznau (PSA) für den Volllastbetrieb die Menge und die Häufigkeit von Radionuklidfreisetzungen in die Umgebung, die sogenannten Quellterme, bestimmt. Die verschiedenen Quellterme definieren den Umfang der Radionuklidfreisetzungen, die bei Unfällen zu erwarten wären. Die bedeutenden Unfälle wurden in der Analyse der Stufe 1 ermittelt und den Schadenszuständen zugeordnet. In der Analyse der Stufe 2 wurde für die wichtigsten Szenarien eine deterministische Rechnung des Unfallablaufes durchgeführt, um das zu erwartende, Kernkraftwerk-Beznau-spezifische Verhalten des Containments und der dazugehörigen Quellterme zu ermitteln.

Jeder Schadenszustand und jede Untergruppe, die eine Häufigkeit von mindestens  $1 \times 10^{-8}$  pro Jahr aufweist, wurde in der Studie der Stufe 2 durch eine Unfallanalyse der dominierenden Szenarien berücksichtigt. Es wurde demnach der Ablauf von 19 Basisunfällen einzeln untersucht.

Weiters wurden 19 Freisetzungskategorien (FK) definiert, die entsprechend dem Verhalten der Kernschmelze im Sicherheitsbehälter zeitlich und mengenmäßig unterschiedliche Freisetzungsbereingungen darstellen und daher unterschiedliche Quellterme liefern (NOK, 2002).

Aus dem Hauptbericht der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA), wurde als "worst-case" Szenario für die vorliegende Ausbreitungsrechnung die Freisetzungskategorie 7B (NOK, 2002: Tabelle 2.11) gewählt, da bei dieser Kategorie die größten Mengen an Radionukliden freigesetzt werden.

Der Containment-Leckagezustand der Freisetzungskategorie 7B ist definiert als Containment-Bypass, wobei keine Auswaschung der Aerosole durch das Containment-Sprühsystem erfolgt (NOK 2002: Tabelle 2-9). Bei Funktionieren der Aerosolwaschung würde sich die Cs-Freisetzung um den Faktor 100 reduzieren (NOK 2002: Tabelle 2-11).

In der Tabelle 1 sind die Freisetzungsteile in Prozent des Kern-Inventars laut PSA angegeben (NOK, 2002: Tabelle 2-11)

Tabelle 1: Freisetzungsteile von verschiedenen Spaltproduktgruppen

Spaltproduktgruppe	Freisetzungsteil
Edelgase	86 %
Cs-I	22 %
CsOH	23 %

Aus den Werten für Cs-I und CsOH ergibt sich eine Freisetzung von Cs-137 in der Höhe von 45 % des Kerninventars. Da das Kerninventar laut Sicherheitsbericht für das KKW Beznau maximal  $1,96 \text{ E}+17 \text{ Bq}$  beträgt ergibt sich für die Freisetzung von Cs-137 ein Maximalwert von  $8,82 \text{ E}+16 \text{ Bq}$  (für 100 % MOX im Kern) (NOK, 2001: Tabelle 14.08)

Da in der PSA Angaben zu Dauer und effektiven Freisetzungshöhe fehlen, mussten als Grundlage für die Ausbreitungsrechnung Annahmen getroffen werden. Als Vergleichsbasis wurden Daten aus ÖFZS 1993 bzw. NUREG 1465 verwendet.<sup>1</sup>

Die Freisetzungsklasse 7B trägt mit 2 % zur gesamten Freisetzungshäufigkeit bei; der Erwartungswert beträgt  $1,56 \text{ E}-7$  pro Kalenderjahr, wobei der Streufaktor 38,9 beträgt (NOK, 2002:Tabelle 2-10).

Die beiden anderen Freisetzungsklassen mit großer Freisetzung (5C und 6C) haben rund 20 % Cäsium-Freisetzung. Die Erwartungswerte liegen für die Freisetzungsklasse 5C bei 0,1 Prozent der gesamten Häufigkeit und bei  $9,72\text{E}-9$  pro Kalenderjahr, die Erwartungswerte für die Freisetzungsklasse 6C liegen bei 1,2 Prozent der gesamten Häufigkeit und bei  $9,42\text{E}-8$  pro Kalenderjahr und sind damit niedriger als für die Freisetzungsklasse 7B (NOK, 2002:Tabelle 2-11 und 2-9). Diese Freisetzungsklassen entstehen aus Szenarien mit frühem Containmentsversagen (FK5C) oder Versagen von Containmentisolation (FK6C) und in beiden Fällen durch Fehlen der Containmentsprühung, die Freisetzung erfolgt durch die Wechselwirkung von Kernschmelze und Beton (NOK, 2002: Tabelle 2-9).

## 1.2 Programm Flexpart

Das Programm Flexpart ist ein universell einsetzbares lagrangesches Partikel-Transportmodell, das unter anderem zur Beschreibung von Schadstoffausbreitung in der Atmosphäre verwendet wird. Das Programm ist zur Berechnung von Konzentrationen und Depositionen einsetzbar. Es sind Entfernungen ab ca. 30 km modellierbar, da eine bessere Auflösung der meteorologischen Inputfelder kaum verfügbar ist. Eine obere Begrenzung der Entfernung ist nicht gegeben, es kann daher auch eine globale Schadstoffausbreitung simuliert werden.

Die Ausbreitungs- und Depositionsvorgänge werden mit Hilfe von 10.000 oder mehr Partikeln simuliert, die durch Wind und Turbulenz transportiert werden. Flexpart verwendet 3-dimensionale Felder der Windrichtung und Windgeschwindigkeit (inklusive der Vertikalbewegung), der Temperatur und Feuchte, sowie 2-dimensionale Felder des konvektiven und großräumigen Niederschlags. Es werden mittlere und turbulente Transporte, trockene und nasse Deposition sowie radioaktiver Zerfall simuliert. Die Ausgabe erfolgt auf einem wählbaren Gitter in geographischen Koordinaten.

Das Programm Flexpart würde in Österreich auch im Katastrophenfall von der Zentralanstalt für Meteorologie und Geodynamik (ZAMG) als Teil des TAMOS- Modellsystems (PECHINGER ET AL., 2001) verwendet werden.

Flexpart wurde von Andreas Stohl am Institut für Meteorologie und Physik der Universität für Bodenkultur in Wien entwickelt. Die Validierung erfolgte durch den Vergleich mit drei großräumigen Tracerexperimenten, dem Cross-Appalachian Tracer Experiment (CAPTEX, FERBER ET AL, 1986), dem Across North America Tracer Experiment (ANATEX, DRAXLER ET AL. 1991) und dem European Tracer Experiment (ETEX, ARCHER ET AL., 1996). Als

---

<sup>1</sup> Nach WASH-1400 (ÖFZS 1993) beträgt die Freisetzungsdauer zwischen 0,5 und 1,5 Stunden (40 bis 50 % des Cäsiums) ; Nach NUREG 1465 sind 40 % des Cäsiums nach 1,3 Stunden entwichen.

Ergebnis dieser Validierung (STOHL ET AL., 1998) kann zusammenfassend gesagt werden, dass Flexpart zu den besten verfügbaren Partikel-Ausbreitungsmodellen zu zählen ist.

Flexpart wird weltweit von vielen Institutionen angewendet, da das Modell frei verfügbar ist. Auf der Flexpart-Homepage (FLEXPART, 2001) sind nähere Informationen, Downloadlinks, sowie eine Liste der Anwender und Publikationen verfügbar.

Flexpart wird weltweit von folgenden Institutionen angewendet (FLEXPART, 2001):

- Institute of Meteorology and Physics, Agricultural University, Vienna, Austria (Helga Kromp-Kolb, Petra Seibert)
- Central Institute of Meteorology and Geodynamics, Vienna, Austria (Ulrike Pechinger)
- Chair of Bioclimatology and Air Pollution Research, University of Munich, Germany (Andreas Stohl)
- Consorzio Pisa Ricerce, Italy (Giuseppe Santoro)
- Hankuk University of Foreign Studies, Department of Environmental Science, Korea (Gangwoong Lee)
- Atmospheric Environment Division, National Institute for Environmental Studies, Japan (Shamil Maksyutov)
- Meteorological Institute, Portugal (Joao Ferreira)
- Laboratoire de Meteorologie Dynamique du C.N.R.S., Paris, France (Vincent Daniel)
- University of Michigan Air Quality Laboratory, Michigan, USA (Khalid I. Al-Wali)
- Ecole des Mines de Douai, Departement Energetique Industrielle, France (Benjamin Vancraynest)
- Aeronomy Laboratory, NOAA, Colorado, USA (Steve Reid)
- Comprehensive Test Ban Treaty Organisation, United Nations (Gerhard Wotawa)
- FI-UNAM, Mexico (S. Raza)
- Department of Earth and Ocean Sciences, Vancouver, Canada (Paul Bovis)

### 1.3 Flexpart-Berechnungen

Mit dem ermittelten Quellterm ( $8,82 \text{ E}+16 \text{ Bq Cs-137}$  als Leitnuklid) wurden vom Institut für Meteorologie und Physik der Universität für Bodenkultur in Wien mit dem Modell Flexpart für 88 reale meteorologische Situationen Ausbreitungsszenarien simuliert. Dabei wurden dieselben 88 Starttermine aus dem Jahr 1995 verwendet, die auch im Projekt Riskmap (ANDREEV et. al.1988, HOFER et al. 2000) benutzt wurden.

Das Jahr 1995 wurde in diesem Projekt als das für die klimatologische Strömungsverteilung in Mitteleuropa repräsentativste von 20 untersuchten Jahren bewertet. Die Starttermine sind gleichmäßig über die Tageszeiten und das Jahr verteilt. 88 Werte ergeben sich dabei, indem man durchschnittlich alle 100 Stunden einen Termin wählt. Der meteorologische Input ist ebenfalls derselbe wie in RISKMAP. Es handelt sich um Daten des Europäischen Zentrums für Wettervorhersage (ECMWF) mit  $1^\circ$  horizontaler und 3 Stunden zeitlicher Auflösung sowie 31 Schichten. Der Niederschlag des ECMWF-Modells wurde mit Hilfe von Messwerten (SYNOP-Daten) modifiziert.

Es wurde eine effektive Quellhöhe von 50 bis 100 m (gleichmäßige Verteilung) angenommen. Die Freisetzungsdauer wurde mit einer Stunde angenommen. Die radioaktiven Aerosole werden durch den mittleren Wind transportiert, durch Turbulenz verdünnt und unterliegen trockener und nasser Deposition. Als Output wurde in unserem Fall die Gesamtdeposition nach 10 Tagen ermittelt und graphisch in drei verschiedenen Modi dargestellt:

1. Fine-Mode (Feines Gitter):

Outputgebiet: 8.0E - 18.0E, Gitterauflösung (longitude):  $dx=0.2^\circ$   
46.0N - 52.0N, Gitterauflösung (latitude):  $dy=0.125^\circ$

2. Coarse-Mode (Grobes Gitter):

Outputgebiet: 11.0W - 50.0E, Gitterauflösung:  $dx=1^\circ$   
34.5N - 72.5N, Gitterauflösung:  $dy=1^\circ$

3. Double-Mode: Zum feinen Gitter wird das grobe Gitter dazugenommen, d. h. dort wo das feine Gitter verfügbar ist, wird dieses geplottet, in den anderen Bereichen das grobe Gitter.

Die Ergebnisse der Berechnungen und der Darstellung im Fine-Mode wurden in Tabelle 2 nach Häufigkeit und Höhe der Deposition in Österreich ausgewertet.

Die Skalierung der maximalen Deposition in  $\text{kBq/m}^2$  erfolgte in den unteren Bereichen in Anlehnung an die Kontamination, die durch Tschernobyl hervorgerufen wurde, um leichter Vergleiche ziehen zu können. 21  $\text{kBq Cs-137/m}^2$  entsprechen in etwa der durch Tschernobyl hervorgerufenen mittleren Bodenbelastung Österreichs, während 185  $\text{kBq/m}^2$  in etwa der punktuellen Höchstbelastung Österreichs entsprechen. Weiters werden 185  $\text{kBq/m}^2$  in jeder Publikation nach Tschernobyl als Skalierung verwendet, höhere Belastungen werden jedoch unterschiedlich eingeteilt.

In der Tschernobyl-Sperrzone (30 km-Ring) wurden Werte von 1480 bis über 10.000  $\text{kBq/m}^2$  gemessen.

*Tabelle 2: Absolute und relative Häufigkeit jener Fälle unter den untersuchten 88 meteorologischen Situationen, bei denen Gebiete in Österreich betroffen wären, in Abhängigkeit von der Stärke der Kontamination.*

Maximale Deposition in $\text{kBq/m}^2$	Häufigkeit (absolut)	Häufigkeit in Prozent
6.000 bis 10.000	2	2
4.000 bis 6.000	2	2
2.500 bis 4.000	8	9
1.200 bis 2.500	6	7
500 bis 1.200	16	18
185 bis 500	8	9
60 bis 185	7	8
20 bis 60	7	8
Total	56	63



Obwohl die Entfernung des Kernkraftwerkes Beznau vom nächstgelegenen Punkt der österreichischen Grenze rund 90 km beträgt, ergibt sich in mehr als 60 % der untersuchten Fälle eine Kontaminationen über  $20 \text{ kBq/m}^2$ , was der mittleren Kontamination der österreichischen Böden nach dem Tschernobyl-Unfall entspricht. In 47 % der meteorologischen Situationen würde die Belastung  $185 \text{ kBq/m}^2$  übersteigen. Die höchste simulierte Kontamination liegt über  $7300 \text{ kBq/m}^2$ .

Die folgende Tabelle 3 zeigt die statistische Auswertung für das Land Vorarlberg.

*Tabelle 3: Absolute und relative Häufigkeit jener Fälle unter den untersuchten 88 meteorologischen Situationen, bei denen Gebiete in Vorarlberg betroffen wären, in Abhängigkeit von der Stärke der Kontamination.*

Maximale Deposition in $\text{kBq/m}^2$	Häufigkeit (absolut)	Häufigkeit in Prozent
6.000 bis 10.000	2	2
4.000 bis 6.000	2	2
2.500 bis 4.000	5	5,7
1.200 bis 2.500	5	5,7
500 bis 1.200	6	7
185 bis 500	7	8
60 bis 185	5	5,6
20 bis 60	6	7
<b>Total</b>	<b>38</b>	<b>43</b>

In mehr als 43 % der untersuchten Fälle ergibt sich eine Kontaminationen in Vorarlberg, die über der mittleren Kontamination der österreichischen Böden nach dem Tschernobyl-Unfall ( $21 \text{ kBq/m}^2$ ) liegt. In mehr als 30 % der meteorologischen Situationen würde die Belastung  $185 \text{ kBq/m}^2$  übersteigen. Die höchste simulierte Kontamination liegt über  $7300 \text{ kBq/m}^2$ .

Die nachfolgenden Abbildungen 1 bis 3 zeigen beispielhaft Ergebnisse der Auswertungen mit dem Programm Flexpart. Die grafische Auswertung ist programmtechnisch nicht gleichzeitig für den Nah- und den Fernbereich möglich, daher ist der Nahbereich um die Emissionsquelle (Radius von ca. 30 km) in der Grafik ausgeblendet (als schwarzer Punkt zu sehen).

Im Szenario der Abbildung 1 wurde das Maximum in Vorarlberg mit mehr als  $7.300 \text{ kBq/m}^2$  ermittelt. Im Szenario der Abbildung 2 wurde das Maximum in Salzburg mit  $3800 \text{ kBq/m}^2$  ermittelt. Die Abbildung 3 zeigt, dass bei bestimmten Wetterlagen ganz Österreich von den Auswirkungen eines Unfalles im KKW Beznau betroffen wäre. In diesem Fall läge das Maximum bei rund  $1100 \text{ kBq/m}^2$ , sowohl in Vorarlberg als auch in Teilen der Obersteiermark würden Depositionen größer als  $500 \text{ kBq/m}^2$  erreichen.

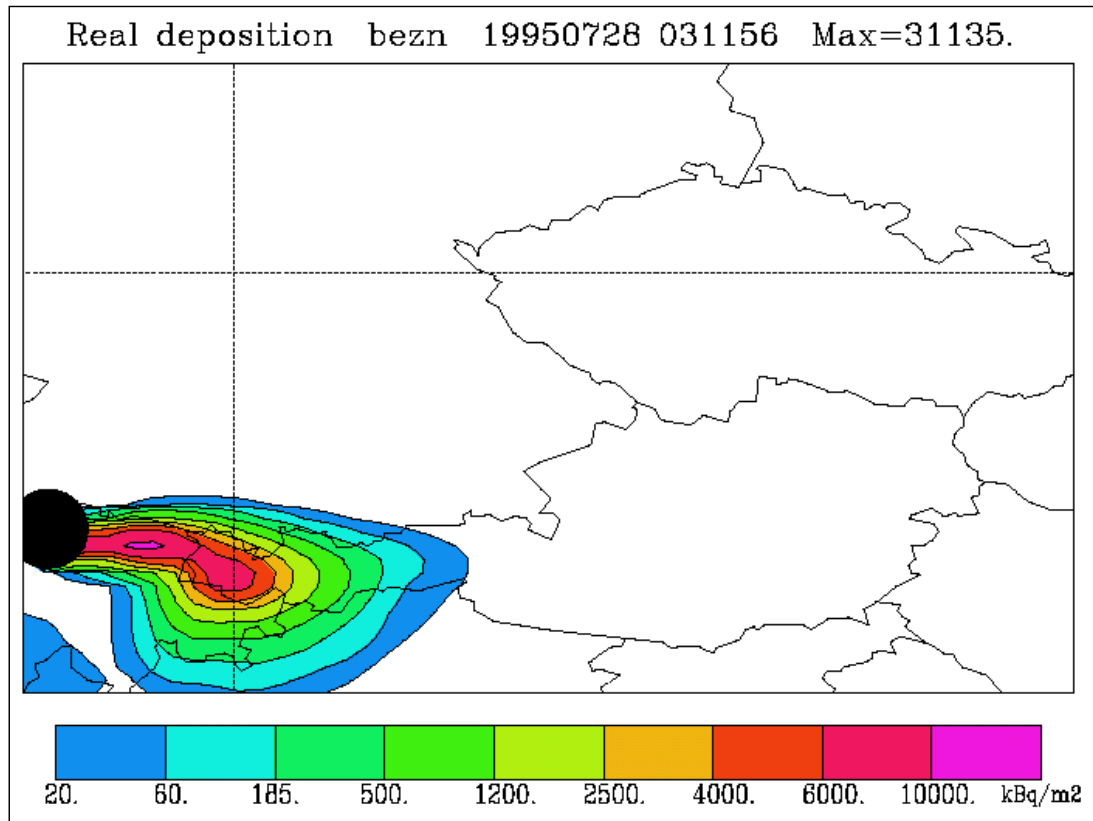


Abbildung 1: Berechnete Cs-137 Deposition nach einem Unfall im KKW Beznau (meteorologisches Szenario mit Beginn der Emission am 28. 7. 1995, 3:11:56 UTC)

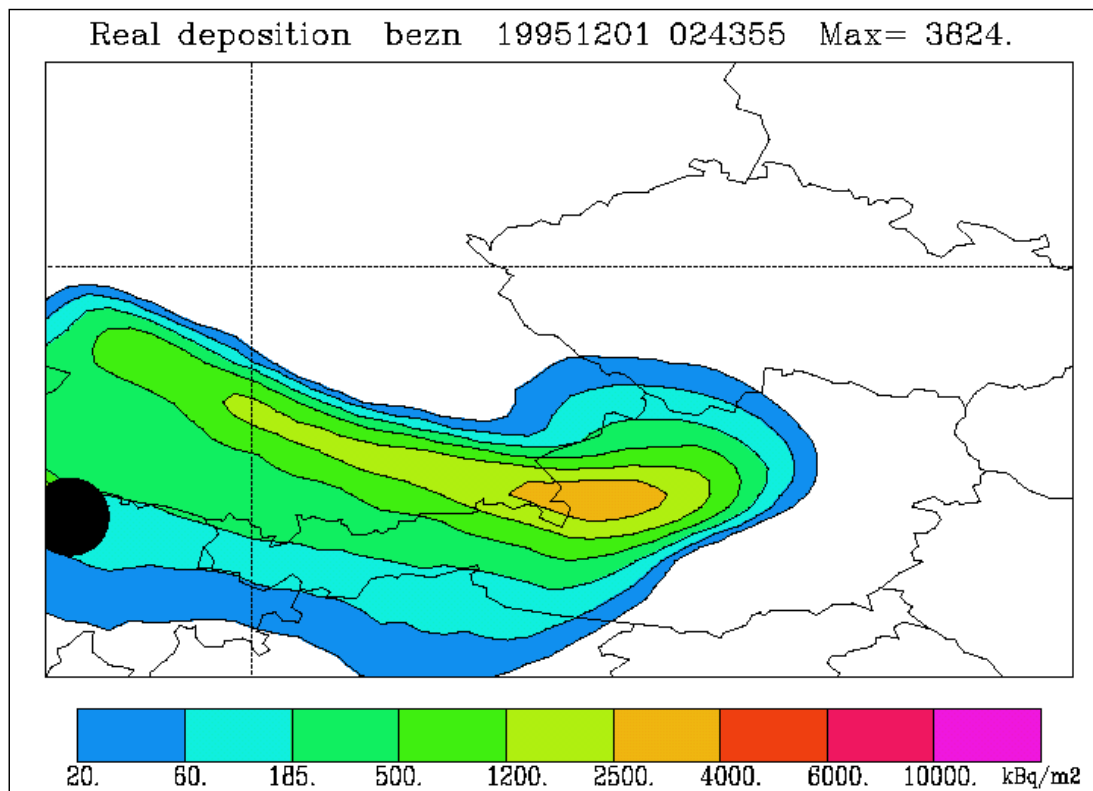


Abbildung 2: Berechnete Cs-137 Deposition nach einem Unfall im KKW Beznau (meteorologisches Szenario mit Beginn der Emission am 1. 12. 1995, 2:43:55 UTC)

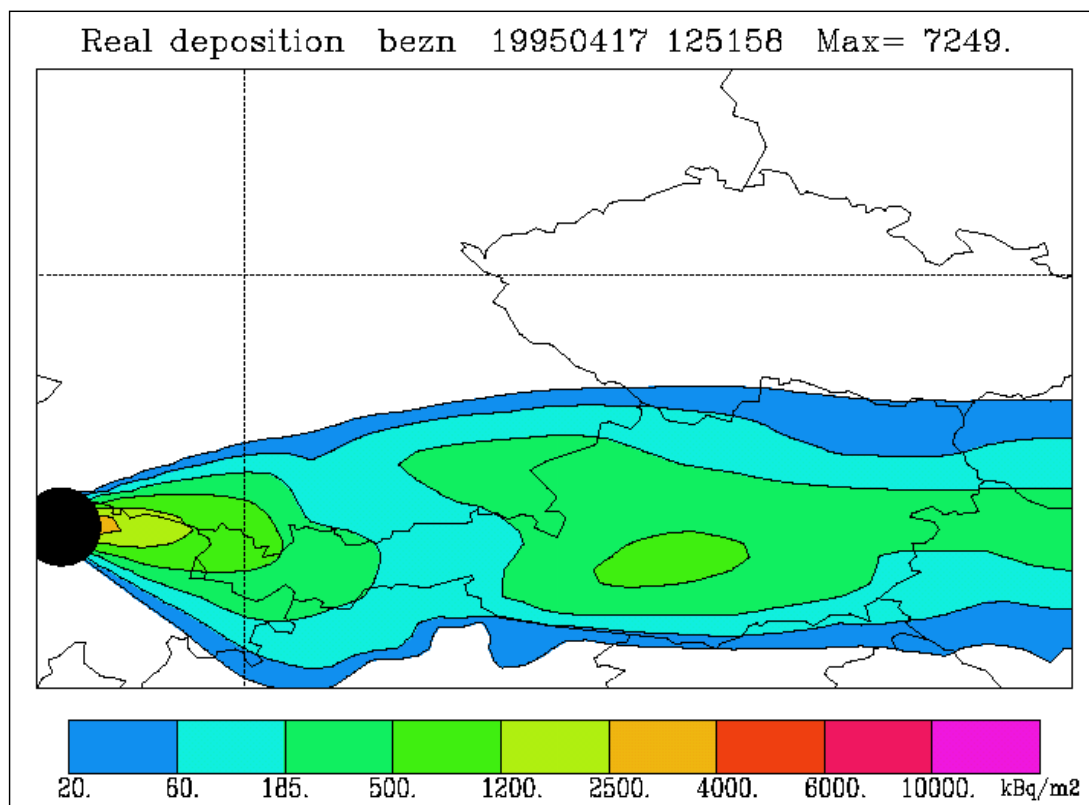


Abbildung 3: Berechnete Cs-137 Deposition nach einem Unfall im KKW Beznau (meteorologisches Szenario mit Beginn der Emission am 17. 4. 1995, 12:51:58 UTC)

In einem zweiten Auswertungsschritt wurde im Double-Mode für die südlichen Teile der Schweiz (Tessin und Wallis) eine Abschätzung getroffen, wie oft diese Landesteile von Auswirkungen des oben gewählten Unfalles mit einer Deposition von mehr als 20 kBq/m<sup>2</sup> betroffen wären. Das Tessin wäre in nur 9 von 88 Fällen (10%) betroffen, das Wallis in 14 von 88 Fällen (16%), diese Auswertung wurde durchgeführt, um zu zeigen, dass es Teile der Schweiz gibt, in denen eine Betroffenheit weniger wahrscheinlich ist als in Teilen von Österreich (z. B. Vorarlberg). Natürlich ist die Betroffenheit bei einem Unfall in der unmittelbaren Umgebung immer am größten, d. h. in den nördlichen Teilen der Schweiz und in Baden-Württemberg sind in jedem Fall die größten Depositionen zu erwarten.

#### 1.4 Auswirkungen auf Österreich

Da Cs-137 und Cs-134 dieselben Ausbreitungseigenschaften aufweisen ist es sinnvoll für die Abschätzung der Dosisleistung durch Bodenstrahlung auch Cs-134 zu berücksichtigen. Da das Aktivitätsinventar (NOK, 2001: Tab.14.0.8-3) für Cs-134 4,01E+17 Bq beträgt und dieser Wert annähernd das Zweifache des Wertes für Cs-137 von 1,96E+17 ist, wurde mit dem doppelten Depositionswert gerechnet. Zu berücksichtigen ist, dass die Deposition und die Dosisleistung der anderen Nuklide (wie z. B. von Iod-131) nicht berechnet wurden, deshalb sind die Werte als untere Grenze für die Wirkung auf den Menschen zu verstehen.

Die Tabelle 4 zeigt die Auswirkungen unterschiedlicher Bodendepositionen von Gesamtcaesium in Österreich.

Tabelle 4: Auswirkungen unterschiedlicher Depositionen von Cs-137 und Cs-134 in Österreich und die laut österreichischer Rahmenempfehlungen (RAHMENEMPFEHLUNGEN, 1991) zu erwartende Gefährdungsstufe

Deposition von Cs-137 in kBq/m <sup>2</sup>	Deposition von Cs-134 in kBq/m <sup>2</sup>	Dosisleistung aus Cs-137 und Cs-134 in µSv/h	Warnpegel	erwartete Gefährdungsstufe
20	40	0,2	1	0
60	120	0,7	2	I
185	370	2,0	3	II
500	1.000	5,5	3	II
1.200	2.400	13,3	4	III
2.500	5.000	27,7	4	III
4.000	8.000	44,2	4	III
6.000	12.000	66,4	4	III
7.362 (Maximum)	14.724	81,4	4	III

Aus obiger Tabelle ergibt sich, dass österreichweit in mehr als 18 Fällen Gefährdungsstufe III erreicht würde, in Vorarlberg in mehr als 14 der untersuchten Fälle.

Je nachdem welche Gefährdungsstufe erreicht wird, sind laut österreichischer Rahmenempfehlungen (RAHMENEMPFEHLUNGEN; 1991) folgende Maßnahmen zu erwarten:

#### Gefährdungsstufe II:

- Verbleiben in Häusern als Schutz für Kinder, Jugendliche und Schwangere;
- Abschließen von Fenstern und Türen, Abschalten von ungefilterten Lüftungen (Klimaanlagen);
- Aufenthaltsbeschränkungen im Freien für Erwachsene;
- Kaliumiodidtabletten für Kinder und Jugendliche bis 16 Jahre;
- Verbringung von Nutztieren in Stallungen, Verwendung von Vorratsfutter oder geeigneten Futtermittelzusätzen;

#### Gefährdungsstufe III:

- Allgemeines Aufenthaltsverbot im Freien;
- Aufrechterhaltung einer Notversorgung durch Einsatztrupps, für die entsprechende Schutzvorkehrungen getroffen werden müssen. (Überwachung der Personendosis, Kontaminationsschutzkleidung, Atemschutzbehelfe);
- möglichst Aufenthalt in schützenden Räumlichkeiten (in bestimmten Wohnbereichen, Kellern oder Schutzräumen);
- Verwendung von nicht kontaminierten Nahrungsmitteln und Trinkwasser (Haushaltsvorräte);
- Dekontamination von Personen und Haustieren vor Betreten von Häusern und Wohnungen;
- Vorsorgliche Evakuierung von ungenügend geschützten Personen bei lokal oder regional begrenzten Kontaminationen, wenn diese Aktion vor einer der Gefährdungsstufe IV entsprechenden möglichen Belastung abgeschlossen werden kann;
- Verabreichung von Kaliumiodidtabletten auch an Erwachsene;

In einigen der oben simulierten Fällen könnten also sogar Evakuierungen notwendig sein.

## 2 LITERATUR

- ARCHER, G., GIRARDI, F., GRANIAM, G., KLUG, W., MOSEA, S. UND NODOP, K. (1996): The European long range tracer experiment (ETEX), Preliminary evaluation of model intercomparison exercise: In: Air Pollution Modelling and its Application XI, eds S. E. Gryning and E. A. Schiermerer, Vol. 21 pp. 181-190, Plenum Press, New York
- DRAXLER, R. R., DIETS, R., LAGOMARSINO, R. J. UND START, G. (1991): Across North America Tracer Experiment (ANATEX) sampling and analysis. In: Atmospheric Environment 25A, pp 2815-2836
- FERBER, G. J., HEFFTER, J. L., DRAXLER, R. R., LAGOMARSINO, R. J., THOMAS, F. L., DIETZ, R. N. UND BENKOVITZ, C. M. (1986): Cross-Appalachian Tracer Experiment (CAPTEX 83). Final Report NOAA Technical Memo. ERL ARL-142, Air Resources Laboratory, NOAA Environmental Research Laboratories, Silver Spring, MD 20910, 60p.
- FLEXPART (2001): <http://www.fw.tum.de/EXT/LST/METEO/stohl/flexpart.html>
- STOHL, A., M. HITTENBERGER, AND G. WOTAWA (1998): Validation of the Lagrangian particle dispersion model FLEXPART against large scale tracer experiments. Atmos. Environ. 24, 4245-4264. Abstract
- NOK (2002): Nordostschweizerische Kraftwerke AG: Beznau Probabilistische Sicherheitsanalyse Hauptbericht
- NOK (2001): Nordostschweizerische Kraftwerke AG Kernkraftwerk Beznau Block II, Sicherheitsbericht
- ANDREEV, I., GOHLA, H., HITTENBERGER, M., HOFER, P., KROMP, W., KROMP-KOLB, H., REHM, W., SEIBERT, P., WOTAWA, G. (2000): Riskmap. Erstellung einer Karte des Nuklearen Risikos für Europa. CD-ROM, im Auftrag des österreichischen Bundesministeriums für Umwelt, Jugend und Familie, Wien. <http://www.ubavie.gv.at/umweltsituation/radio/riskmap/riskmap/deutsch/main.htm>
- HOFER, P., SEIBERT, P., ANDREEV, I., GOHLA, H., KROMP-KOLB, H., KROMP, W. (2000): Risks Due to Severe Accidents of Nuclear Power Plants in Europe – the Methodology of Riskmap. In: ESEE (Ed.): Transitions towards a sustainable Europe. Ecology – Economy – Policy. 3rd Biennial Conference of the European Society for Ecological Economics, 4-6 May 2000, Vienna.
- PECHINGER U., LANGER M., BAUMANN K., PETZ E.(2001): The Austrian Emergency Response Modelling System TAMOS. Phys. Chem. Earth, 26, 2, 99-103.
- RAHMENEMPFEHLUNGEN (1991): Rahmenempfehlungen für die Festlegung und Durchführung von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung vor ionisierender Strahlung in Fällen großräumiger radioaktiver Verunreinigung. Forschungsberichte des Bundesministeriums für Gesundheit, Sport und Konsumentenschutz, Sektion III, 2. Ausgabe Wien
- ÖFZS (1993): Sdouz G., Sonnek G., Hille P.: Internationale Quelltermstudien – ein zusammenfassender Bericht und kritische Bewertung der Ergebnisse und Methoden durchgeführter Quelltermrechnungen für Reaktoren westlicher und östlicher Bauart.
- NUREG-1465 (1995): U.S. Nuclear Regulatory Commission, Accident Source Terms for Light Water Nuclear Power Plants, Final Report, NUREG-1465.

### 3 WEITERE LITERATUR ZUM PROGRAMM FLEXPART (FLEXPART, 2001):

- Spichtinger, N., M. Wenig, P. James, T. Wagner, U. Platt, A. Stohl (2001): Satellite detection of a continental-scale plume of nitrogen oxides from boreal forest fires. Accepted by *Geophys. Res. Lett.*
- Stohl, A., M. Trainer, T. Ryerson, J. Holloway, and D. Parrish (2001): Export of NO<sub>y</sub> from the North American boundary layer during NARE 96 and NARE 97. Accepted by *J. Geophys. Res.*
- Forster, C., P. James, G. Wotawa, U. Wandinger, I. Mattis, D. Althausen, P. Simmonds, S. O'Doherty, C. Kleefeld, S. G. Jennings, J. Schneider, T. Trickl, S.
- Kreipl, H. Jäger, and A. Stohl (2001): Transport of boreal forest fire emissions from Canada to Europe, *J. Geophys. Res.* 106, 22,887-22,906.
- Wotawa, G., and M. Trainer (2000): The influence of Canadian forest fires on pollutant concentrations in the United States, *Science* 288, 324-328.
- Stohl, A., N. Spichtinger-Rakowsky, P. Bonasoni, H. Feldmann, M. Memmesheimer, H.E. Scheel, T. Trickl, S.H. Hübener, W. Ringer, and M. Mandl (2000): The influence of stratospheric intrusions on alpine ozone concentrations. *Atmos. Environ.* 34, 1323-1354. Abstract
- Stohl, A., and T. Trickl (1999): A textbook example of long-range transport: Simultaneous observation of ozone maxima of stratospheric and North American origin in the free troposphere over Europe. *J. Geophys. Res.* 104, 30445-30462. Abstract
- Stohl, A., D.J. Thomson (1999): A density correction for Lagrangian particle dispersion models. *Boundary-Layer Meteorology* 90, 155-167. Abstract
- Stohl, A., and G. Wotawa (1997): Validation of the Lagrangian particle model FLEXPART using ETEX data. In: Nodop, K. (editor): *ETEX Symposium on Long-Range Atmospheric Transport, Model Verification and Emergency Response*, European Commission EUR 17346, 167-170.
- Stohl, A. (1996): The FLEXPART model – performance evaluation using tracer data from the first ETEX release. *ATMES-II – Evaluation of Long-Range Dispersion Models Using 1st ETEX Release Data. Volume II – Models description. Draft Report.*
- G. Wotawa, A. Stohl: A tracer dispersion model driven by global-scale analyses and mesoscale (MM5) model output and its validation with tracer experiment data. *Proceedings of the 11th Joint Conference on the Applications of Air Pollution Meteorology together with the A&WMA. American Meteorological Society, Boston, 446 p (2000).*

## Zusammenfassung

Zur Abschätzung der möglichen Auswirkungen auf Österreich wurden anhand realer Wettersituationen Berechnungen der Bodendeposition in Österreich durchgeführt. Der Quellterm von  $8,82 \text{ E}+16 \text{ Bq}$  für Cs-137 als Leitnuclid, wurde aus Angaben der Probabilistischen Sicherheitsanalyse errechnet.

In mehr als 60 % (43 % für Vorarlberg) der untersuchten Fälle ergibt sich demnach für Österreich eine Kontaminationen über der mittleren Kontamination der österreichischen Böden nach dem Tschernobyl-Unfall ( $21 \text{ kBq/m}^2$ ). In 47 % (30 % für Vorarlberg) der meteorologischen Situationen würde die Belastung  $185 \text{ kBq/m}^2$  (Maximalbelastung nach Tschernobyl in Österreich) übersteigen. Die höchste simulierte Kontamination liegt über  $7300 \text{ kBq/m}^2$ .

Bei einem Unfall mit obengenannten radioaktiven Freisetzungen würde in 20 % der untersuchten Fälle in Österreich Gefährdungsstufe III laut österreichischer Rahmenempfehlungen erreicht, in Vorarlberg in 15 % der untersuchten Fälle.

Für Gefährdungsstufe III sind in den Rahmenempfehlungen unter anderem ein allgemeines Aufenthaltsverbot im Freien, Verwendung von nicht kontaminierten Nahrungsmitteln und Trinkwasser (Haushaltsvorräte), die vorsorgliche Evakuierung von ungenügend geschützten Personen und die Verabreichung von Kaliumiodidtabletten sowohl an Erwachsene als auch an Kinder vorgesehen.





# **AUTOREN**



## AUTOREN

### ZUSAMMENFASSUNG/KURZFASSUNG

**Franz MEISTER**

Umweltbundesamt GmbH  
Spittelauer Lände 5  
A-1090 Wien, Österreich  
Tel. ++43-1-31304-3740  
Fax ++43-1-31304-5400  
e-mail: <mailto:meister@ubavie.gv.at>  
www: <http://www.ubavie.gv.at>

### KAPITEL 1

**Paul SUTTERLÜTTY**

Rechtsanwälte Partnerschaft  
Sutterlütty Klagian Brändle Schnetzer  
A-6850 Dornbirn  
Tel. ++43-5572-51800-0  
Fax ++43-5572-51800-8  
e-mail: <mailto:kanzlei@skbs.at>  
www: <http://www.skbs.at>

**Josef LERCHER**

Rechtsanwälte Partnerschaft  
Sutterlütty Klagian Brändle Schnetzer  
A-6850 Dornbirn  
Tel. ++43-5572-51800-0  
Fax ++43-5572-51800-8  
e-mail: <mailto:kanzlei@skbs.at>  
www: <http://www.skbs.at>

### KAPITEL 2

**Peter HOFER**

Institut für Risikoforschung der Universität Wien  
Türkenschanzstraße 17/8  
A-1180 Wien, Österreich  
Tel. ++43-1-4277-22101  
Fax ++43-1-4277-9221  
e-mail: <mailto:Peter.Hofer@irf.univie.ac.at>  
www: <http://www.irf.univie.ac.at>

**Roman LAHODYNSKY**

Institut für Risikoforschung der Universität Wien  
Türkenschanzstraße 17/8  
A-1180 Wien, Österreich  
Tel. ++43-1-4277-22101  
Fax ++43-1-4277-9221  
e-mail: <mailto:Roman.Lahodynsky@irf.univie.ac.at>  
www: <http://www.irf.univie.ac.at>

**Emmerich SEIDELBERGER**

Institut für Risikoforschung der Universität Wien  
Türkenschanzstraße 17/8  
A-1180 Wien, Österreich  
Tel. ++43-1-4277-22101  
Fax ++43-1-4277-9221

**Steven SHOLLY**

e-mail: <mailto:Emmerich.Seidelberger@irf.univie.ac.at>  
www: <http://www.irf.univie.ac.at>  
Institut für Risikoforschung der Universität Wien  
Türkenschanzstraße 17/8  
A-1180 Wien, Österreich  
Tel. ++43-1-4277-22101  
Fax ++43-1-4277-9221  
e-mail: <mailto:Steven.Sholly@irf.univie.ac.at>  
www: <http://www.irf.univie.ac.at>

**Ilse TWEER**

c/o Institut für Risikoforschung der Universität Wien  
Türkenschanzstraße 17/8  
A-1180 Wien, Österreich  
Tel. ++43-1-4277-22101  
Fax ++43-1-4277-9221  
www: <http://www.irf.univie.ac.at>

**KAPITEL 3****Bojan TOMIC**

Enconet Consulting  
Auhofstraße 58  
A-1130 Wien  
Tel. ++43-1-8792111  
Fax ++43-1-8792111-50  
e-mail: <mailto:enconet@enconet.com>  
www: <http://www.enconet.com>

**T. SZIKSZAI**

Enconet Consulting  
Auhofstraße 58  
A-1130 Wien  
Tel. ++43-1-8792111  
Fax ++43-1-8792111-50  
e-mail: <mailto:enconet@enconet.com>  
www: <http://www.enconet.com>

**KAPITEL 4****Antonia WENISCH**

Österreichisches Ökologie-Institut für angewandte  
Umweltforschung  
Seidengasse 13  
A-1070 Wien, Österreich  
Tel. ++43-1-523 61 05-0  
Fax ++43-1-52358 43  
e-mail: <mailto:wenisch@ecology.at>  
www: <http://www.ecology.at>

**Barbara RAPPL**

Österreichisches Ökologie-Institut für angewandte  
Umweltforschung  
Seidengasse 13  
A-1070 Wien, Österreich  
Tel. ++43-1-523 61 05-0  
Fax ++43-1-52358 43  
e-mail: <mailto:rapp@ecology.at>  
www: <http://www.ecology.at>

## **KOORDINATION**

**Franz MEISTER**

Umweltbundesamt GmbH  
Spittelauer Lände 5  
A-1090 Wien, Österreich  
Tel. ++43-1-31304-3740  
Fax ++43-1-31304-5400  
e-mail: <mailto:meister@ubavie.gv.at>  
www: <http://www.ubavie.gv.at>

## **LAYOUT**

**Elisabeth LÖSSL**

Umweltbundesamt GmbH  
Spittelauer Lände 5  
A-1090 Wien, Österreich  
Tel. ++43-1-31304-3250  
Fax ++43-1-31304-5400  
e-mail: <mailto:loessl@ubavie.gv.at>  
www: <http://www.ubavie.gv.at>

