

Kurzstellungnahme zum Gesuch der BKW um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung für das Kern- kraftwerk Mühleberg

Stand: 4. Juli 2008

Darmstadt, 4. Juli 2008

Öko-Institut e.V.
Büro Darmstadt
Rheinstraße 95
D-64295 Darmstadt
Telefon +49 (0) 6151 - 8191 - 0
Fax +49 (0) 6151 - 8191 - 33

Geschäftsstelle Freiburg
Postfach 50 02 40
D-79028 Freiburg
Hausadresse
Merzhauser Straße 173
D-79100 Freiburg
Telefon +49 (0) 7 61 - 4 52 95-0
Fax +49 (0) 7 61 - 452 95-88

Büro Berlin
Novalisstraße 10
D-10115 Berlin
Telefon +49 (0) 30 - 28 04 86-80
Fax +49 (0) 30 - 28 04 86-88

Kurzstellungnahme zum Gesuch der BKW um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung für das Kern- kraftwerk Mühleberg

Autoren:

Dipl.-Phys. Christian Küppers

Dr. rer. nat. Christoph Pistner

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	2
2	Grundsätze der Sicherheitsbeurteilung der HSK	3
3	Bestehende noch nicht erfüllte Forderungen von Sicherheitsnachweisen durch die HSK	5
4	Ausgewählte Sicherheitsdefizite des KKW Mühleberg.....	14
4.1	Grundsätzliche Defizite in der Auslegung.....	14
4.1.1	Allgemeine Defizite der veralteten Containment-Konstruktion.....	14
4.1.2	Defizite im Bereich der Redundanz von Sicherheitssystemen.....	15
4.1.2.1	Defizite der Redundanz von Systemen zur Nachwärmeabfuhr	16
4.1.2.2	Defizite der Notstromversorgung.....	19
4.1.3	Defizite der räumlichen Separation.....	20
4.2	Auslegung gegen äußere Einwirkungen.....	23
4.2.1	Auslegung gegen Erdbeben	23
4.2.2	Auslegung gegen Flugzeugabsturz	24
4.3	Konsequenzen der Risse im Kernmantel und anderen RDB- Einbauten	26
4.4	Defizite im Bereich der Automatisierung (Notwendigkeit von Handmaßnahmen)	28
5	Zusammenfassende Bewertung.....	30
	Literaturverzeichnis	32
	Abkürzungsverzeichnis	33

1 Einleitung

Das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) ist seit 1972 mit befristeten Betriebsbewilligungen in Betrieb. Die derzeit gültige Betriebsbewilligung des Bundesrats vom 28.10.1998 läuft im Jahr 2012 aus. Der Betreiber des KKM hat am 25.01.2005, wie auch bereits früher bei Ablauf befristeter Bewilligungen, die Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung beantragt. Das Gesuch sowie eine Stellungnahme der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) des KKM aus dem Jahr 2005 sind vom 13.06.2008 bis zum 14.07.2008 öffentlich aufgelegt sowie über die Homepage der HSK einsehbar. PSÜ sind nach Art. 34 der Kernenergieverordnung für Kernkraftwerke seit Dezember 2004 alle 10 Jahre vorgeschrieben.

Das Öko-Institut wurde mit einer Kurzstellungnahme zu Sicherheitsfragen des KKM beauftragt, die hiermit vorgelegt wird.

Das Öko-Institut hat sich bereits in Zusammenhang mit früheren Gesuchen mit der Sicherheit des KKM befasst (z. B. <Öko-Institut 1990, Öko-Institut 1991a, Öko-Institut 1991b, Öko-Institut 1992>). Im Rahmen dieser Untersuchungen standen teils umfangreiche technische Unterlagen zum KKM zur Verfügung, z. B. der Sicherheitsbericht von 1990, die „Mühleberg Sicherheitsanalyse“ (MUSA) von 1990 sowie Gutachten der HSK. In den späteren Jahren kamen insbesondere noch Unterlagen zu den Kernmantelrissen im KKM, zum Gesuch um Leistungserhöhung und zur Frage des Schutzes vor einem absichtlichen Flugzeugabsturz hinzu. Die vorliegende Stellungnahme basiert daher nicht nur auf den derzeit öffentlich aufgelegten Unterlagen, sondern auch auf vielen weiteren, wobei bestimmte neuere Unterlagen für eine vertiefte Sicherheitsbeurteilung wichtig wären. Dies betrifft insbesondere einen aktuellen Sicherheitsbericht sowie die Sicherheitsanalysen MUSA und SMUSA (für den Stillstands- und Schwachlastbetrieb) aus dem Jahr 2005, aber beispielsweise auch neuere Gutachten zu den Kernmantelrissen.

In Kapitel 2 dieser Kurzstellungnahme werden die Grundzüge dargelegt, nach denen die HSK die Sicherheit von Kernkraftwerken beurteilt. In Kapitel 3 werden wesentliche Forderungen der HSK genannt, die noch nicht erfüllt sind, aber für die Sicherheitsbeurteilung des KKM von Wichtigkeit sind. Ausgewählte Sicherheitsdefizite des KKM werden in Kapitel 4 diskutiert. Kapitel 5 gibt eine zusammenfassende Bewertung.

2 Grundsätze der Sicherheitsbeurteilung der HSK

Nachfolgend werden Grundsätze dargestellt, die die HSK bei der Sicherheitsbeurteilung im Rahmen ihrer Stellungnahme <HSK 2007a> anwendet, und die für die Einschätzung der darauf beruhenden HSK-Bewertung wichtig sind.

Da die HSK innerhalb einer Zeitspanne von fünf Jahren nicht mit einer grundlegenden Neueinschätzung einer Kernanlage rechnet, wurden die Inhalte der sicherheitstechnischen Stellungnahme der HSK aus dem Jahr 2002, soweit dies auf Grund der Ende 2005 eingereichten Dokumente des KKM adäquat erschien, der neuen HSK-Stellungnahme <HSK 2007a> zu Grunde gelegt und durch die neueren Erkenntnisse aus der erweiterten Beurteilungsperiode 2000 – 2005 ergänzt. Die Stellungnahme <HSK 2007a> soll auf diese Weise insgesamt einen Beurteilungszeitraum zwischen 1990 und 2005 abdecken.

In Kapitel 1.4 in <HSK 2007a> legt die HSK dar, auf welcher Basis in der Schweiz die Sicherheit eines Kernkraftwerks zu beurteilen ist. Neben Gesetzen und Verordnungen gibt es eine Reihe von Richtlinien der HSK. Außerdem sind der aktuelle Stand der Technik sowie der Stand der Wissenschaft zu berücksichtigen. Als Definition des Stands der Technik und des Stands der Wissenschaft gibt die HSK an:

„Der aktuelle Stand der Technik wird festgelegt durch:

- Die anerkannten technischen in- und ausländischen Normen (z.B. des schweizerischen Vereins für technische Inspektionen, SVTI);*
- Die kerntechnischen Regelwerke des Lieferlandes der Kernanlage und ausgewählter Länder mit einer langen Kernenergetradition wie die USA, Deutschland und Frankreich;*
- Die Empfehlungen internationaler Gremien (z.B. IAEA, ICRP);*
- Den Stand der Technik in vergleichbaren Kernanlagen und in anderen relevanten technischen Anlagen.*

Zu berücksichtigen sind dabei Dokumente, welche vor dem August 2005 Gültigkeit erlangten.

Unter dem Stand der Wissenschaft werden Erkenntnisse aus der Forschung verstanden, die allgemein anerkannt sind oder unabhängig überprüft wurden.“
<HSK 2007a, S. 1-7>

Das Zitat macht unter anderem deutlich, dass der „aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik“ sich auf den August 2005 bezieht. Für die Bewertung der MUSA2005 ist dies sinnvoll, bei der Frage der Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung des KKM muss aber der zum Zeitpunkt der Entscheidung aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik herangezogen werden.

Des Weiteren führt die HSK aus, dass die Richtlinien der HSK, die Auslegungskriterien enthalten, grundsätzlich für neue Anlagen gelten. Bei bestehenden Anlagen sind die Auslegungskriterien dagegen nur, „soweit zweckmäßig und zumutbar“, anzuwenden. Von einem Auslegungskriterium kann abgewichen werden, sofern nachgewiesen werden kann, dass durch andere Maßnahmen ein gleichwertiger Sicherheitsgrad erreicht wird. Betreffend die Richtlinie HSK-R-102 (Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz), weist die HSK darauf hin, dass diese für bestehende Kernkraftwerke zum Vergleich hinsichtlich Einhaltung der Auslegungskriterien nicht geeignet ist, dass das KKM mit Ausnahme des SUSAN nicht speziell gegen Flugzeugabsturz ausgelegt wurde und alle Kernkraftwerke der Schweiz vor 1986, dem Datum der Veröffentlichung der Richtlinie, gebaut worden sind.

An die Sicherheit des KKM werden daher nicht die gleichen Anforderungen gestellt wie sie an neue Anlagen gestellt würden oder wie sie in der Vergangenheit in der Schweiz an später errichtete Anlagen gestellt worden sind. Hieraus haben sich niedrigere Standards beim KKM beispielsweise gegenüber dem Kernkraftwerk Leibstadt als zweitem Siedewasserreaktor der Schweiz ergeben (siehe im Detail <Öko-Institut 1992>). Die Berücksichtigung der Zumutbarkeit bei der Sicherheitsbeurteilung bedeutet, dass auch ökonomische Faktoren in die Beurteilung einbezogen werden.

3 Bestehende noch nicht erfüllte Forderungen von Sicherheitsnachweisen durch die HSK

Ausweislich des aufgelegten HSK-Berichts <HSK 2007a> bestehen eine ganze Reihe an Forderungen von Sicherheitsnachweisen, die vom Betreiber des KKM noch erarbeitet und vorgelegt werden müssten. Für die Vorlage der Nachweise wurden von der HSK verschiedene Fristen gesetzt, die bis Juni 2008 teils bereits abgelaufen sind (entsprechende Unterlagen also voraussichtlich inzwischen eingereicht wurden), teils aber bis zum Ende des Jahres 2010 reichen. Diese Nachweise müssen daher vorgelegt werden, bevor die bisherige Befristung der Betriebsbewilligung für das KKM abläuft. Es wird aber daran zweierlei deutlich:

- Es bestehen noch eine ganze Reihe offener Sicherheitsfragen beim KKM.
- Eine abschließende positive Beurteilung der Sicherheit und damit der Zulässigkeit einer Verlängerung der Betriebsbewilligung ist auf der Basis der bisher der HSK vorliegenden Dokumente nicht möglich.

Nachfolgend werden einige relevante Forderungen der HSK zur Verdeutlichung zitiert. Es werden nur solche Forderungen genannt, die gemäß der von der HSK gesetzten Frist nicht vor dem 30.06.2008 bereits hätten erledigt sein müssen.

Zur Sprödbruchsicherheit des Reaktordruckbehälters (RDB) und zur Überwachung von Schweißnähten des RDB wird in <HSK 2007a> ausgeführt:

„Von KKM ist bis Ende 2010 ein Projektplan vorzulegen, der neben der Versuchsplanung aufzeigt, mit welchen Methoden die buchmechanischen Kennwerte aus den Materialproben der Bestrahlungssätze 1-4 bestimmt werden und wie diese Werte bei der Behandlung der Sprödbruchsicherheitsnachweise Berücksichtigung finden.“ (HSK-Forderung PSÜ-6.4-1, S. 6-31)

„Zur Überwachung der Schweißnähte der Bodendurchführungen des RDB wird KKM aufgefordert, bis Ende 2008 ein geeignetes Überwachungskonzept aufzustellen, das die Fehlerauffindwahrscheinlichkeit zum bisherigen Vorgehen verbessert.“ (HSK-Forderung PSÜ-6.4-2, S. 6-39)

In Zusammenhang mit den Rissen im Kernmantel stellt die HSK folgende Forderungen:

„Bei Verwendung der eingesetzten Modelle zur Berechnung der zulässigen Risslänge besteht in folgenden Punkten noch Klärungsbedarf:

- *Dass der Kernmantel auf Grund der Steifigkeit seiner Ringe und Abschlüsse hinsichtlich der Risse an den Rundnähten 4 und 11 als sehr lan-*

ger Zylinder behandelt werden kann, ist nicht offensichtlich und muss nachgewiesen werden.

- *Die zulässigen Rissgrößen der Rundnähte 4 und 11 sind hinsichtlich der Auswirkung benachbarter Risse auf den Spannungsintensitätsfaktor sowie der Anwendung des Risslängen-Kombinationskriterium (LEBM) und des Risslängen-Verteilungskriteriums (Grenzlast-Analyse) zu überprüfen.*

Die Abklärungen sind bis Ende 2009 durchzuführen.“ (HSK-Forderung PSÜ-6.4-3, S. 6-46)

„Um den sicheren Betrieb des rissbehafteten Kernmantels für den Langzeitbetrieb zu gewährleisten, sind neue Sicherheitskonzepte notwendig, die die Anforderungen des nationalen und internationalen Regelwerks berücksichtigen. Das KKM hat der HSK bis am 31. Dezember 2010 ein überarbeitetes Instandhaltungskonzept für den rissbehafteten Kernmantel einzureichen.“ (HSK-Forderung PSÜ-10.2-1, S. 10-11)

Die HSK-Forderung PSÜ-10.2-1 beruht darauf, dass das bisherige Vorgehen des KKM, die Ausweitung der Risse mit Ankern zu begrenzen, langfristig auch von der HSK als nicht ausreichend angesehen wird (siehe auch Kapitel 4.3).

Eine große Zahl an Forderungen besteht an eine Überarbeitung der MUSA2005, beispielsweise in Zusammenhang mit Operateurshandlungen sowie mit der Auslegung gegen interne Brände und Überflutungen, gegen Erdbeben, extreme Winde und Flugzeugabsturz. Die Überarbeitung ist erforderlich, um zuverlässigere Aussagen zur erwarteten Kernschadenshäufigkeit (CDF) zu erhalten. Hierzu die folgenden Zitate.

Operateurshandlungen:

„Die folgenden Punkte zur MUSA2005-HRA sind bis zum 30. Juni 2008 zu überarbeiten:

- *Sämtliche in der HRA relevanten Zeitfenster sind mittels thermohydraulischer Analysen zu belegen. Diese Analysen sind in die MUSA2005-Dokumentation zu integrieren.*
- *Sollten die thermohydraulischen Analysen das in der MUSA2005 angenommene, kurze Zeitfenster für die Operateurshandlungen OPER_FWS_RXINJ und OPER_FWS_CAIR bestätigen, so sind diese beiden Handlungen als garantiert fehlgeschlagen anzunehmen.*

- *Eine detaillierte Analyse ist für sämtliche Operateurhandlungen der Kategorie C durchzuführen.*
- *Die Operateurhandlung OPER_XADS zur ADS-Blockierung und Kontrolle des Wasserstandes an der Obergrenze des aktiven Kernbereichs in ATWS-Szenarien ist neu zu quantifizieren. Dabei sind die Ausführungsschritte zur Kontrolle des Wasserstandes an der Obergrenze des aktiven Kernbereichs mit zu berücksichtigen. Zusätzlich ist die mögliche Abhängigkeit zwischen den beiden Operateurhandlungen OPER_SLCS und OPER_XADS zu analysieren und ggf. im Modell zu berücksichtigen.*
- *Der Einfluss von Erdbeben auf die Zuverlässigkeit der Operateurhandlungen ist zu berücksichtigen.*
- *Die Anpassung der Versagenswahrscheinlichkeiten von Operateurhandlungen an die geänderten Bedingungen (bzgl. Zugänglichkeit, Zeitfenster, etc.) bei internen systemübergreifenden und externen Ereignissen ist zu dokumentieren. Wo angezeigt, ist die Versagenswahrscheinlichkeit neu zu bestimmen.*
- *Es ist zu überprüfen, inwieweit die bestehenden Vorschriften aufgrund der von der HSK identifizierten Verbesserungsmöglichkeiten zu ändern und/oder zu ergänzen sind.“ (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1b, S. 8-6)*

„KKM hat eine Aktionsliste mit Verbesserungsmöglichkeiten der MUSA2005 vorzulegen. Basis dieser Aktionsliste sind die von der HSK während der Überprüfung erstellten Fragelisten sowie die in der HSK-Stellungnahme zur PSÜ aufgeführten Punkte. Nach Abstimmung der Listeninhalte mit der HSK ist die MUSA2005 entsprechend zu aktualisieren und die Kernschadenshäufigkeit auszuweisen (Termin 30. Juni 2008).“ (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1e, S. 8-13)

Interne Brände:

„Die im Rahmen der MUSA2005 erstellte Brandanalyse ist in folgenden Punkten bis 31. Dezember 2008 zu überarbeiten:

- *Die Versagenswahrscheinlichkeit der Brandschutzmassnahmen ist bei allen als relevant identifizierten Brandszenarien einheitlich, mit Hilfe eines Brandereignisbaumes, zu bestimmen.*
- *Die in NUREG CR-6850136 dargestellten Brandeintrittshäufigkeiten sind insbesondere für die Abschätzung der Häufigkeit von Bränden in Schaltschränken zu verwenden.*

- Die Annahme, dass Brände auf der „-4,2 m“-Ebene und der 0-m-Ebene im Reaktorgebäude auf die definierten Brandbereiche begrenzt bleiben, ist anhand von Brandausbreitungsanalysen zu unterlegen.
- Die Erkenntnisse aus der im Rahmen der PSÜ-Pendenz P46 (PSÜ 2000) durchgeführten Analyse eines Brandes im Raum BG+8.0.10 sind bei der Abschätzung des Beitrags dieses Raumes zur brandbedingten CDF zu berücksichtigen.

Darüber hinaus ist im Zuge der Überarbeitung des internen Modells der quantitative Auswahlprozess der im Detail zu analysierenden Brandabschnitte zu überprüfen und ggf. nochmals durchzuführen sowie nachvollziehbar zu dokumentieren. Ferner sind die nachträglich durchgeführten Brandausbreitungsrechnungen in die Brandanalyse einzubinden.“ (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1f, S. 8-16)

Interne Überflutungen:

„Die im Rahmen der MUSA2005 erstellte Analyse interner Überflutungen ist bis 31. Dezember 2008 in folgenden Punkten zu überarbeiten:

- Die Häufigkeiten von Speisewasserleitungsbrüchen im Maschinenhaus sind abzuschätzen und deren Auswirkungen zu bewerten. Der Beitrag dieser Flutszenarien an der überflutungsbedingten CDF ist auszuweisen.
- Die kritischen Volumina der Überflutungsbereiche sind unter Berücksichtigung der Anlagengegebenheiten realistischer zu bewerten. In diesem Zusammenhang ist zu untersuchen, inwieweit Leitungsleckagen oberhalb der „-11 m“- Ebene des Reaktorgebäudes die Funktion der Komponenten auf der „-11 m“-Ebene unmittelbar (durch herabstürzende Wassermassen) gefährden können.
- Die Versagenswahrscheinlichkeiten für die Erkennung und Absperrung der Leckagen sowie für den Erhalt der Funktion des Kondensatsystems bzw. für die Wiederherstellung der Funktion des Speisewassersystems sind auf Basis einer umfassenden Analyse szenariospezifisch zu bestimmen.

Die Analysen für Frischdampf- und Speisewasserleitungsleckagen im Reaktorgebäude sind in die Überflutungsanalyse einzubinden.“ (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1g, S. 8-20)

Erdbeben:

„Die Erdbebenanalyse in der MUSA2005 ist bis 31. Dezember 2008 so zu überarbeiten, dass sie dem Stand der Technik und der aktuellen Anlagekonfiguration entspricht. Insbesondere sind:

- Die Entscheide zur Auswahl der Komponenten und Bauten (Screening) anhand eines modernen, auf einer umfassenden Anlagenbegehung beruhenden Verfahrens zu treffen,*
- Die Fragilityanalysen insgesamt zu aktualisieren,*
- Die Erdbeben-PSA als integraler Bestandteil vollständig in das PSA-Modell aufzunehmen,*
- Die Erdbebenanalyse umfassend und nachvollziehbar zu dokumentieren.*

Mit dem überarbeiteten PSA-Modell sind allfällige seismische Schwachstellen in der Anlage systematisch zu identifizieren und potenzielle Nachrüstungen risikotechnisch zu bewerten. Dabei sind auch die Mauerwerkswände im Betriebsgebäude zu betrachten.“ (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1h, S. 8-24)

Extreme Winde:

„Die als Teil der MUSA2005 erstellte Analyse von extremen Winden und Tornados ist dem Stand der Technik entsprechend bis 30. Juni 2008 zu überarbeiten. Insbesondere sind

- die Überschreitungshäufigkeit von extremen Winden, die Trefferhäufigkeit von Tornados sowie die Widerstandsfähigkeit der Gebäude gegen die Einwirkung von extremen Winden und Tornados angemessen realistisch abzuschätzen und*
- die zum Anlagenrisiko beitragenden Szenarien im PSA-Modell detailliert abzubilden.“ (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1i, S. 8-26)*

Flugzeugabsturz:

„Das externe Ereignis „unfallbedingter Flugzeugabsturz“ ist detailliert im PSA-Modell abzubilden. Ferner ist die Unfallablaufanalyse bezüglich der virtuellen Absturzfläche, betrachteter Flugzeugtypen und Absturzgeschwindigkeiten sowie unter Berücksichtigung direkter und indirekter Beschädigungen durch Trümmerflug und Brände zu verfeinern (Termin 31. Dezember 2008).“ (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1k, S. 8-28)

Weitere Forderungen bestehen an eine Überarbeitung der SMUSA2005. Hierzu die folgenden Zitate.

„Die in der SMUSA2005 verwendeten Erfolgskriterien sind durch (anlagen-spezifische) thermohydraulische Analysen zu belegen und zu dokumentieren. (Termin: 31. Dezember 2009)“ (HSK-Forderung PSÜ-8.5-1c, S. 8-45)

„Die im Rahmen der SMUSA2005 erstellte Brandanalyse ist entsprechend den Punkten zu überarbeiten, die aus der Überprüfung der im Rahmen der MUSA2005 erstellten Brandanalyse resultieren (Termin: 31. Dezember 2009).“ (HSK-Forderung PSÜ-8.5-1e, S. 8-49)

„Die im Rahmen der SMUSA2005 erstellte Überflutungsanalyse ist bis 31. Dezember 2009 in folgenden Punkten zu überarbeiten:

- Die kritischen Volumina der Überflutungsbereiche sind unter Berücksichtigung der Anlagengegebenheiten realistischer zu bewerten. In diesem Zusammenhang ist zu untersuchen, inwieweit Leitungsleckagen oberhalb der „-11 m“-Ebene des Reaktorgebäudes die Funktion der Komponenten auf der „-11 m“-Ebene unmittelbar (durch herabstürzende Wassermassen) gefährden können.*
- Die Versagenswahrscheinlichkeiten für die Erkennung und Absperrung der Leckagen sind auf Basis einer umfassenden Analyse szenariospezifisch zu bestimmen.*
- Das Überflutungspotenzial von Leckagen im Abfahr- und Toruskühlsystem ausserhalb des Drywells ist zu untersuchen und in die Überflutungsanalyse zu integrieren. Die Schnittstelle zwischen der Analyse von Kühlmittelverluststörfällen und der Überflutungsanalyse ist eindeutig zu definieren.“ (HSK-Forderung PSÜ-8.5-1f, S. 8-50)*

„Die SMUSA2005-Erdbebenanalyse ist bis 31. Dezember 2009 so zu überarbeiten, dass sie dem Stand der Technik und der aktuellen Anlagekonfiguration entspricht. Insbesondere sind:

- Die Entscheide zur Auswahl der Komponenten und Bauten (Screening) anhand eines modernen, auf einer umfassenden Anlagenbegehung beruhenden Verfahrens zu treffen,*
- die Fragilityanalysen insgesamt zu aktualisieren und*
- die Erdbeben-PSA als integraler Bestandteil vollständig in das PSA-Modell aufzunehmen.“ (HSK-Forderung PSÜ-8.5-1g, S. 8-51)*

„Die HSK-Überprüfung identifizierte jedoch trotz der erwähnten positiven Punkte einen erheblichen Verbesserungsbedarf in verschiedenen Bereichen der SMUSA2005. Die Aussagekraft der Studie – z. B. bezüglich der Ausgewogenheit des Risikoprofils – ist beschränkt. Eine Überarbeitung ist daher notwendig (s. hierzu die PSÜ-Forderungen in den vorangehenden Kapiteln).

Im Zusammenhang mit der Unsicherheitsanalyse in der SMUSA2005 ist festzuhalten, dass sich diese lediglich auf interne Ereignisse beschränkt und daher nur begrenzt aussagekräftig ist. Auch die Importanzanalyse wurde nur punktuell für einzelne Gruppen auslösender Ereignisse durchgeführt, so dass keine Aussage zur gesamthaften Importanz von Komponenten, Systemen, etc. möglich ist.

Es ergibt sich daher folgende PSÜ-Forderung:

HSK-Forderung PSÜ-8.5-1k:

Die Unsicherheits- sowie die Importanzanalyse in der SMUSA2005 sind bis 31. Dezember 2009 unter Berücksichtigung des gesamten Spektrums auslösender Ereignisse durchzuführen. Im Rahmen der Importanzanalyse sind Fussell-Vesely- sowie Risk Achievement Worth-Importanzen auf der Ebene von Basisereignissen, Komponenten sowie auf Systemebene anzugeben.“ (S. 8-54)

Weitere relevante Forderungen der HSK beziehen sich auf Leckagen außerhalb des Containments sowie auf die Annahme eines Einzelfehlers bei Erdbeben:

„Die HSK fordert vom KKM eine Analyse für Brüche an Leitungen des Speisewasser- und Frischdampfsystems ausserhalb des Containments ohne Unterstellung eines Einzelfehlers. Kann die gemäss StSV einzuhaltende Störfalldosis von 1 mSv für Störfälle der Ereigniskategorie 2 nicht eingehalten werden, sind Vorschläge für Nachrüstungen auszuarbeiten und zu bewerten. Die Analyse und Bewertung der Ergebnisse sind der HSK bis Ende 2008 einzureichen.“ (HSK-Forderung PSÜ-7.4-1, S. 7-35)

„Wird kein Einzelfehler unterstellt, würde das SSE gemäss neuen Erkenntnissen in die Störfallkategorie 2 fallen. Bei einer Änderung der Erdbebengefährdungsannahme muss für bestehende Anlagen geprüft werden, welche Konsequenzen sich daraus ergeben. Können die gemäss StSV zulässigen Störfalldosen nicht mehr eingehalten werden, ist zu prüfen, ob Nachrüstmassnahmen angezeigt sind. Dies ist dann der Fall, wenn diese dem Stand der Nachrüsttechnik entsprechen und angemessen sind (KEG, Art. 22 Abs. 2 Bst. g). Zur Klärung dieses Sachverhaltes ist eine SSE-Analyse (technisch und radiolo-

gisch) ohne Unterstellung eines Einzelfehlers notwendig. Eine solche Analyse liegt bisher nicht vor.

HSK-Forderung PSÜ-7.6-1:

Die HSK fordert vom KKM eine SSE-Analyse ohne Unterstellung eines Einzelfehlers. Kann die gemäss StSV einzuhaltende Störfalldosis von 1 mSv für Störfälle der Ereigniskategorie 2 nicht eingehalten werden, sind Vorschläge für Nachrüstungen auszuarbeiten und zu bewerten. Die Analyse und Bewertung der Ergebnisse sind der HSK bis Ende 2008 einzureichen.“ (S. 7-43)

Weiteren Untersuchungsbedarf sieht die HSK auch für den Nichtleistungsbetrieb. Auch im Betriebszustand „Revisionsstillstand“ sind schwere Unfälle möglich. Dies liegt u. a. darin begründet, dass in der Revision Barrieren geöffnet werden (z. B. RDB) und Komponenten der Sicherheitssysteme, z. B. zu Prüfzwecken, außer Funktion gesetzt werden, während gleichzeitig weiterhin die Abfuhr der Nachzerfallswärme aus den Brennelementen sicherzustellen ist.

Für den Stillstandsbetrieb wurde bisher nur eine probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) auf der Stufe 1 (Ermittlung der Kernschadenshäufigkeit) erarbeitet, aber noch keine Stufe-2-PSA, in der auch die Freisetzen radioaktiver Stoffe bei den Kernschadensarten ermittelt werden. Die HSK-Forderung PSÜ-8.6-1 bezieht sich auf die Entwicklung der Stufe-2-PSA für den Stillstandsbetrieb, wobei eine Frist bis 31. Dezember 2010 eingeräumt wird.

Schließlich besteht auch eine HSK-Forderung hinsichtlich des Schutzes vor unkontrollierten Abgaben radioaktiver Stoffe in die Umgebung sowie nach einer Absenkung von Abgaben radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser. Die HSK führt hierzu aus:

„In in- und ausländischen Kernkraftwerken gab es in den letzten Jahren Vorkommnisse, bei denen radioaktive Stoffe unkontrolliert in die Umgebung abgegeben wurden. Ursachen dafür waren in der Regel Schwächen in der Umsetzung des Zonenkonzeptes. Die vom KKM zur Begutachtung eingereichten Unterlagen sind bezüglich möglicher unerfasster Abgaben radioaktiver Stoffe aus den kontrollierten Zonen des KKM nicht abschliessend.

HSK-Forderung PSÜ-5.6-1:

Der HSK ist bis zum 31. Dezember 2008 ein schriftlicher Bericht mit den Ergebnissen der Überprüfung der Umsetzung des Zonenkonzeptes hinsichtlich möglicher unerfasster Abgaben radioaktiver Stoffe aus den kontrollierten Zonen des KKM vorzulegen.“ (S. 5-55)

„Das KKM hat Massnahmen zu ergreifen, um die Abgaben radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser ab Ende 2010, unter Wahrung der Verhältnismässigkeit, auf einen Zielwert von weniger als 1 GBq pro Jahr (ohne Tritium) zu reduzieren. Der HSK ist dazu jährlich ein Fortschrittsbericht einzureichen.“ (HSK-Forderung PSÜ-5.7-1, S. 5-63)

Die Forderung nach niedrigeren Ableitungen radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser liegt darin begründet, dass das KKM im Vergleich zur Gruppe „ähnliche Siedewasserreaktoren“ sowie zu „Siedewasserreaktoren weltweit“ normiert auf die Leistung höhere tatsächliche Abgaben von radioaktiven Stoffen (ohne Tritium) mit dem Abwasser aufweist.

Insgesamt betreffen die noch nicht abgearbeiteten Forderungen daher sowohl relevante Aspekte der Sicherheit, insbesondere auch im Hinblick auf eine Verlängerung des Betriebs des KKM (z. B. Kernmantelrissen, Sprödbruchsicherheit des RDB) aus auch die Ableitungen radioaktiver Stoffe im normalen Betrieb.

4 Ausgewählte Sicherheitsdefizite des KKW Mühleberg

Im Folgenden werden ausgewählte Sicherheitsdefizite des KKM diskutiert. Eine vollständige Analyse der Sicherheit, insbesondere die Darstellung aller Defizite, ist alleine auf der Basis der öffentlich aufgelegten Unterlagen sowie der älteren dem Öko-Institut vorliegenden Unterlagen nicht möglich.

Die Sicherheitsdefizite werden unterteilt in

- grundsätzliche Defizite, die sich aufgrund der Konstruktion und Auslegung der Anlage ergeben (Kapitel 4.1),
- Defizite beim Schutz gegen Einwirkungen von Außen (Kapitel 4.2),
- Konsequenzen der Risse im Kernmantel und anderen RDB-Einbauten (Kapitel 4.3) als Beispiel für Probleme der Alterung der Anlage,
- Defizite im Bereich der Automatisierung, also aufgrund der Notwendigkeit von Handmaßnahmen (Kapitel 4.4).

4.1 Grundsätzliche Defizite in der Auslegung

Einige der sicherheitstechnischen Defizite des KKM liegen in den Grundsätzen der Auslegung der Anlage begründet, deren Design aus den 1960er Jahren stammt.

Dargestellt werden die Defizite der veralteten Konstruktion des Mark-1-Containments (Kapitel 4.1.1), Defizite im Bereich der mehrfachen Ausführung (Redundanz) von Sicherheitssystemen am Beispiel der Systeme zur Nachwärmeabfuhr sowie der Notstromversorgung (Kapitel 4.1.2), und Defizite im Bereich der räumlichen Separation von Sicherheitssystemen (Kapitel 4.1.3).

4.1.1 Allgemeine Defizite der veralteten Containment-Konstruktion

Neuere Kernkraftwerke verfügen über ein Containment (Sicherheitsbehälter), in dem bei Störfällen sowohl aus Kühlkreisläufen austretendes Wasser oder austretender Wasserdampf als auch radioaktive Stoffe zurückgehalten werden können. Die Rückhaltung von Wasser oder Wasserdampf ist wichtig, um die langfristige Kühlbarkeit zu gewährleisten, da dazu dieses Wasser (oder kondensierter Dampf) gesammelt und wieder in Kühlkreisläufe rückgeführt werden muss. Bei Stör- und Unfällen kommt es zu Druckanstiegen im Containment, so dass dieses im Idealfall so groß beschaffen sein muss, dass der Maximaldruck auf ein Maß beschränkt bleibt, dem das Containment standhält.

Das Wasserinventar und dessen Energie ist bei Siedewasserreaktoren deutlich größer als bei Druckwasserreaktoren. Während für große Druckwasserreaktoren Si-

cherheitsbehälter konstruiert werden, die dem Druck bei allen Auslegungsstörfällen standhalten, bedient man sich bei Siedewasserreaktoren größerer Leistung eines Druckabbausystems, das den Druck im Sicherheitsbehälter (inneres Containment, Drywell) begrenzen muss.

Das erste Containment mit Druckabbausystem des Herstellers General Electric war vom sogenannten Typ Mark-I, die erste Anlage dieses Typs war das KKW Oyster Creek in den USA (Auftragserteilung 1963). Zu dieser Serie der Mark-I-Reaktoren gehört auch das KKM. Die Weiterentwicklung durch General Electric führte zum Mark-II-Containment, das bereits Ende der 1960er Jahre auf den Markt gebracht wurde. Bei Anlagen dieses Typs ist das Drywellvolumen deutlich größer und der Torus als Druckabbaukammer wurde durch stabilere große Becken ersetzt. Das Problem eines Leckschlagens des kaum geschützten Torus wurde damit umgangen.

Aus dem Mark-II-Containment wurde in der ersten Hälfte der 1970er Jahre das Mark-III-Containment mit weiteren Verbesserungen entwickelt. Anlass war vor allem die Erkenntnis, dass weder bei den Mark-I- noch den Mark-II-Anlagen dynamische Belastungen während Transienten oder bei Kühlmittelverluststörfällen hinreichend berücksichtigt waren.

Die Konstruktion des Mark-I-Containments weist daher grundsätzliche Defizite auf, die auch durch spätere Nachrüstungen nicht zu beheben waren. Der Torus hat zur Sicherstellung der Kühlung eine zentrale Funktion zu übernehmen, ist aber verhältnismäßig anfällig im Vergleich zu anderen Konzepten mit Becken zum Druckabbau. Bei einer Torusleckage können die Sicherheitssysteme für die Nachwärmeabfuhr versagen, so dass diese nur noch mit betrieblichen Systemen aufrechterhalten werden kann. Üblich ist es aber, betriebliche Systeme zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen nicht heranzuziehen. Auf weitere Defizite der Mark-I-Anlagen in Zusammenhang mit der Auslegung der Sicherheitssysteme und der Separation von Sicherheitssystemen wird in den folgenden Abschnitten eingegangen.

4.1.2 Defizite im Bereich der Redundanz von Sicherheitssystemen

Um eine hohe Zuverlässigkeit von Sicherheitssystemen zu erreichen, ist es seit langem üblich, sie in ihren aktiven Komponenten (Pumpen, Ventile etc.) wie passiven Komponenten (Rohrleitungen, Wasservorratsbehälter etc.) mehrfach und räumlich getrennt aufzubauen. Die einzelnen Teilsysteme bei mehrfacher Ausführung werden als Redundanzen, Stränge oder Divisionen bezeichnet.

Um bei einem zufälligen Ausfall („Einzelfehler“) auch dann noch ausreichende Sicherheit zu haben, wenn eine weitere Redundanz beispielsweise wegen anstehender Reparatur („Reparaturkriterium“) nicht zur Verfügung steht, werden Sicherheits-

systeme in neueren Anlagen entweder dreifach (mit 100% der notwendigen Kapazität je Redundanz) oder vierfach (mit 50% der notwendigen Kapazität je Redundanz) ausgelegt. Nachfolgend wird anhand der Systeme zur Nachwärmeabfuhr sowie zur Notstromversorgung des KKM beispielhaft gezeigt, welche Defizite im Redundanzgrad in KKM bestehen. Ggf. ist auch zu berücksichtigen, dass bei einem Störfall einzelne Redundanzen bereits durch das auslösende Ereignis nicht zur Verfügung stehen können (bei einem Kühlmittelverluststörfall bspw. aufgrund eines Bruchs einer Einspeiseleitung).

4.1.2.1 Defizite der Redundanz von Systemen zur Nachwärmeabfuhr

Die Nachwärmeabfuhr ist bei Kernkraftwerken die zentrale Aufgabe der Sicherheitssysteme, da durch sie eine Überhitzung der Brennelemente mit nachfolgendem Kernschmelzen verhindert werden soll. Die Nachwärme entsteht durch den radioaktiven Zerfall in den Brennelementen und kann durch eine Abschaltung des Reaktors (Unterbrechung der Kettenreaktion) nicht vermieden werden. Sie wird nach Abschaltung des Reaktors im Laufe der Zeit – entsprechend den Halbwertszeiten der maßgeblichen Radionuklide - geringer; unmittelbar nach Abschaltung beträgt sie etwa 7% der thermischen Leistung des Reaktors, beim KKM also etwa 70 MW.

Zur Kühlung verfügt das KKM über Notkühlsysteme, alternative Notkühlsysteme und „weitere Systeme“, die dazu einen Beitrag leisten können.

Als Notkühlsysteme des KKM werden im Sicherheitsbericht <BKW 1990> genannt:

- Das lediglich zweisträngige Kernsprühsystem (CS). Das CS-System dient der Kernkühlung bei einem Kühlmittelverluststörfall und der Druckentlastung des Reaktordruckbehälters. Es sprüht Wasser aus dem Torus von oben auf den Kern. Das CS-System ist lediglich zweisträngig aufgebaut.
- Das Alternative Niederdruckeinspeisesystem (ALPS). Das ALPS-System pumpt Wasser vom Torus in Kernsprühleitungen. Es ist eine zum Kernisolationssystem alternative Möglichkeit der Kernkühlung in Verbindung mit dem automatischen Druckabbausystem (ADS) und den Druckentlastungsventilen (PRV). Das System verfügt meist über doppelte Komponenten, wird allerdings torusseitig über einen Sammler geführt. Die Einspeisung in den Drywell erfolgt über die gleichen Rohrleitungen wie die Einspeisung durch das CS-System.
- Das Kernisolationssystem (RCIC). Das RCIC-System soll die Kernkühlung gewährleisten, wenn der Kern bei Störungen isoliert worden ist und der Wasserspiegel sinkt. Das System ist zweisträngig ausgeführt.

Als alternative Notkühlsysteme werden im Sicherheitsbericht aufgeführt:

- Das Speisewassersystem (FWS). Das Speisewassersystem stellt bei kleinen und mittleren Lecks Kühlmittel zur Verfügung und kann bei großen Lecks das Kernsprühsystem unterstützen. Es ist kein als Sicherheitssystem qualifiziertes Kernnotkühlsystem und verfügt über keine Notstromversorgung. Die Speisewasserpumpen sind dreifach vorhanden, die Einspeiseleitungen zweifach. Am Übergang vom Maschinenhaus in das Reaktorgebäude wird das System über einen einzigen Sammler geführt.
- Das Hochreservoir. Das System stellt für das RCIC-System eine Wasserreserve aus einem Hochbehälter zur Verfügung, die ohne Pumpen durch Schwerkraft eingespeist werden kann. Für den Einsatz dieses Systems muss der Druck im Reaktordruckbehälter unter 7,7 bar gesenkt sein. Auch dieses System ist kein als Sicherheitssystem qualifiziertes Kernnotkühlsystem. Es ist aufgrund von Sammlern als einsträngig zu bewerten.

Als „weitere Systeme“ werden im Sicherheitsbericht genannt:

- Das Boreinspeisesystem (SLCS). Dieses System dient nicht der Notkühlung sondern der Einspeisung von borhaltigem Kühlmittel zur Leistungsabsenkung bei einem Ausfall der Schnellabschaltung. Es muss dazu manuell angefordert werden. Die Förderleistung einer (von zwei) Pumpen des Systems beträgt lediglich 1,44 l/s, so dass dieses System nur unwesentlich zur Wärmeabfuhr beitragen kann.
- Das Toruskühlsystem (TCS). Das TCS-System soll, ebenso wie das dazu redundante Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS), das Toruswasser auf Temperaturen unterhalb von 77 °C halten, wenn es zu Kühlmittelverlust, zu einem Durchströmen von Wasser durch die Entlastungsventile bei der langfristigen Kühlung nach einer Einwirkung von außen oder einem kleinen Leck, oder wenn es zum Abblasen durch die Entlastungsventile bei einer Isolation des Reaktordruckbehälters kommt. Das TCS-System versorgt einen der beiden Sprühköpfe des Torussprühsystems mit Kühlmittel. Das System ist in einigen Komponenten zweifach aufgebaut, verfügt aber über gemeinsame Rohrleitungen und Wärmetauscher.
- Das Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS). Das STCS-System dient der Kühlung des Reaktorwassers bei abgefahrener Anlage, sobald Druck und Temperatur eine Kühlung über die Hauptkondensatoren nicht mehr erlauben. Außerdem kann das Toruswasser gekühlt und das Brennelementbecken-Kühlsystem unterstützt werden. Das STCS-System versorgt einen der beiden Sprühköpfe des Torussprühsystems mit Kühlmittel. Das System ist nicht durchgängig zweisträngig, sondern besitzt gemeinsame passive Komponenten.

- Das Containmentrückpumpsystem (CRS). Das CRS-System soll bei einem kleinen Leck im Torus das Wasser aus dem Gebäudesumpf wieder in den Torus rückspeisen. Die große sicherheitstechnische Bedeutung dieses Systems rührt daher, dass durch Überflutung bei Torusleckagen auf der -11 m-Ebene des Reaktorgebäudes eine Reihe von Pumpen verschiedener Sicherheitssysteme ausfallen würden. Das System kann mit einer Pumpe über das Toruskühlsystem (TCS) und mit einer Pumpe über das Anfahr- und Toruskühlsystem (STCS) in den Torus speisen. Wirksam kann es allerdings nur bei kleinen Lecks sein und es kann daher eine Überflutung der -11 m-Ebene nicht bei allen Leckgrößen verhindern.

1992 nachgerüstet wurden noch zwei Systeme, die der Minderung der Auswirkungen schwerer Unfälle dienen sollen:

- Das Drywell-Sprüh- und -Flutsystem (DSFS). Mit dem DSFS-System soll bei einem Kernschmelzunfall die Atmosphäre des Primärcontainments gekühlt sowie die Dampfproduktion unterbunden werden, um ein Versagen der Containmentintegrität durch Überdruck zu verhindern. Zudem soll das System den geschmolzenen Kern kühlen.
- Das Containment-Druckentlastungs-System (CDS). Das System dient der gefilterten Druckentlastung des Primärcontainments, um eine unkontrollierte Freisetzung radioaktiver Stoffe als Folge eines Überdruckversagens des Primärcontainments bei schweren Unfällen mit langsamem Druckaufbau zu verhindern.

Im KKM liegen damit bei den Kühlsystemen überwiegend vermaschte Systeme vor. Teilweise werden Komponenten auch von verschiedenen Systemen gemeinsam genutzt.

Bei hohem Druck im Reaktordruckbehälter steht für die Kühlmittleinspeisung im KKM das Kernisolationskühlsystem (RCIC) zur Verfügung. Es ist zweisträngig aufgebaut; seine beiden Pumpen sind allerdings auf der -11 m-Ebene des Reaktorgebäudes nicht räumlich getrennt.

Bei niedrigem Druck kann das Kernsprühsystem (CS) zur Kernkühlung herangezogen werden. Es ist zweisträngig aufgebaut; seine beiden Pumpen sind allerdings auf der -11 m-Ebene des Reaktorgebäudes nur durch Abstand von einander getrennt. Ebenso kann bei niedrigem Druck das Alternative Niederdruckeinspeisesystem (ALPS) zur Kühlung genutzt werden. Es weist einen vollwertigen Strang auf; die beiden Pumpen sind ebenfalls auf der -11 m-Ebene des Reaktorgebäudes lediglich durch Abstand getrennt. Das Speisewassereinspeisesystem kann wegen seiner fehlenden Qualifizierung nicht als Sicherheitssystem gewertet werden. Bei einer Verfügbarkeit stellt es noch einen vollwertigen Strang dar. Die Kühlung durch das Hochwasserreservoir ist ebenfalls einsträngig.

Die Systeme TCS und STCS zur Toruskühlung können jeweils nur als ein vollwertiger Strang bewertet werden. Außerdem sind alle Pumpen der beiden Systeme auf der -11 m-Ebene des Reaktorgebäudes ohne räumliche Trennung installiert. Für die Kühlung des Torus sind auf diese Weise wesentliche Anforderungen an Redundanz, die nach heutigen Richtlinien gestellt werden, nicht erfüllbar.

Die Systeme zur Nachwärmeabfuhr des KKM weisen insgesamt einen niedrigen Redundanzgrad und damit eine erhöhte Fehleranfälligkeit auf. Dies liegt in der teils nur einsträngigen Ausführung, der Vermaschung von Redundanzen und Systemen sowie der oft fehlenden vollständigen Separierung der Redundanzen begründet.

4.1.2.2 Defizite der Notstromversorgung

Die Versorgung der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme mit Strom muss in einem Kernkraftwerk unter allen Umständen gewährleistet sein. Dies geschieht gemäß heutigen Sicherheitsanforderungen auf zwei Ebenen: Einerseits wird das KKW über mehrere verschiedene Zuleitungen in das Landesnetz eingebunden. Eine Einspeisung beim Ausfall der Eigenerzeugung kann dann über verschiedene Möglichkeiten erfolgen. Andererseits wird das KKW für den Fall des totalen Ausfalls der verschiedenen Netzeinspeisungen mit leistungsfähigen Notstromdieseln ausgerüstet.

Nach heutigem Standard gibt es für jede Redundanz der Sicherheitssysteme einen eigenen Diesel, darüber hinaus gegebenenfalls weitere kleinere Aggregate im Rahmen von Notstandssystemen. Während die Einbindung des KKM in das Landesnetz heutigen Anforderungen entspricht, ist dies bei der Notstromversorgung nicht der Fall.

Das KKM verfügt über zwei Stränge in der Notstromversorgung für die "normalen Sicherheitssysteme". Für beide zusammen gibt es aber nur einen Dieselgenerator, der jeweils nur auf einen der beiden Stränge geschaltet werden kann. Als Ersatz für weitere Notstromdiesel hatte das KKM von Anfang an Verbindungsleitungen zum nahegelegenen Wasserkraftwerk Mühleberg, über die der Strom von bis zu zwei Wasserturbinen bezogen werden kann. Über diese kann einer der beiden oder beide Stränge der "normalen Sicherheitssysteme" versorgt werden. Insgesamt können die Stränge I und II über eine Netzeinspeisung, die zwei Generatoren des Wasserkraftwerks und den Dieselgenerator des KKM mit Strom versorgt werden.

Zwei neue Notstromdiesel wurden im Zuge der Errichtung des SUSAN-Systems nachgerüstet. Sie sollen den Strom für die Sicherheitssysteme der Stränge III und IV (SUSAN) liefern. Diese Stränge können ebenfalls über den Netzanschluss versorgt werden, nicht aber über die beiden Generatoren des Wasserkraftwerks. Die Leistung der SUSAN-Diesel ist wesentlich kleiner als die des Diesels, der Strang I oder

II versorgen kann. Dies rührt insbesondere daher, dass die Stränge III und IV nicht mit allen Sicherheitssystemen ausgerüstet sind, die in Strang I und II vorhanden sind. Einige Verbraucher elektrischer Energie können aber auch nur aus den beiden SUSAN-Notstromaggregaten versorgt werden.

Der Anschluss an das Wasserkraftwerk ist aufgrund fehlender Kontrolle der Aggregate über den KKW-Kommandoraum, der Anfälligkeit durch den längeren Übertragungsweg und die schlechte Zugänglichkeit bei Reparaturen kein vollwertiger Notstromgeneratorenersatz. Durch das Nachrüsten des SUSAN-Systems wurden keine neuen Redundanzen geschaffen, sondern neue Komponenten werden mit Notstrom nur noch aus dem SUSAN versorgt und zuvor über die Stränge I und II mit elektrischer Energie versorgte Komponenten wurden den Strängen III und IV des SUSAN zugeordnet. Die Stränge III und IV beherrschen nicht alle Betriebs- und Störungszustände, die die beiden anderen Stränge beherrschen können. Schließlich stellen die beiden Dieselaggregate des SUSAN-Systems selbst gegeneinander keine vollwertigen Redundanzen dar, da beide vom gleichen Kühlwassersystem gekühlt werden und dessen Ausfall zu einem Ausfall beider Diesel führt. Damit liegt auch keine vollwertige Redundanz der Stränge III und IV zueinander vor.

Die Stromversorgung von für die Sicherheit des KKM wichtigen Systemen weist damit insgesamt erhebliche Defizite auf. Die Wahrscheinlichkeit eines schweren Unfalls durch Ausfall von Strom- und Notstromversorgung ist gegenüber moderneren Anlagen erhöht.

4.1.3 Defizite der räumlichen Separation

Mehrfach vorhandene Sicherheitssysteme bieten keine Garantie gegen das vollständige Versagen der Sicherheitsfunktion, solange sie aufgrund gemeinsamer Ursachen versagen können. Ein großer Teil der möglichen Ursachen für ein gemeinsames Versagen (z. B. Brandeinwirkungen, interne Überflutung, Zerstörung aufgrund Trümmer- oder Strahleinwirkung bei Versagen eines Nachbarsystems, gemeinsame Umgebungsbedingungen wie korrosive Einflüsse etc.) kann durch vollwertige Separation der Teilsysteme vermieden werden. Die vollwertige Separation besteht in der Regel aus der Installation in unterschiedlichen Räumen, in verschiedenen Brandabschnitten etc. Da die hohe Bedeutung der räumlichen Separation erst in den siebziger Jahren aufgrund von eingetretenen Störfällen erkannt wurde, weist die Konzeption des KKM in dieser Hinsicht erhebliche Defizite auf.

Im Folgenden wird stellvertretend nur auf die besonders augenfälligen Defizite der räumlichen Trennung auf der -11 m-Ebene des Reaktorgebäudes eingegangen. Die -11 m-Ebene ist der Bereich, in dem durch einen Brand übergreifende Einwirkungen auf Sicherheitseinrichtungen möglich sind, außerdem ist dort im KKM auch der Torus untergebracht, so dass eine Überflutung des Bereichs mit großen Wassermengen möglich ist. In diesem Bereich befinden sich gemäß Sicherheitsbericht <BKW

1990> Aggregate von zwei Strängen von Sicherheitssystemen, meist unmittelbar benachbart, teils an verschiedenen Stellen, aber ohne eigentliche räumliche Separation. Es handelt sich dabei um folgende Systeme bzw. Komponenten:

- Die Steuerstabsantriebspumpen (CRD-Pumpen) A und B,
- Toruskühler, die Toruskühlerpumpen A und B, sowie die zugehörige Instrumentierung des Toruskühlsystems (TCS),
- Pumpen und Kühler des Abfahr- und Toruskühlsystems (STCS),
- die turbinengetriebenen Pumpen A und B mit Antriebsturbinen und Instrumentierung des Kernisoliationskühlsystems (RCIC),
- die Einspeise- und Füllpumpen des Niederdruckeinspeisesystems (ALPS),
- die Kernsprühpumpen A und B des Kernsprühsystems (CS).

Gegenüber dem Stand des Sicherheitsberichts von 1990 sind bis Ende 2003 bauliche Nachrüstungen von Brandabschnitten gemäß einem neuen Brandschutzkonzept durchgeführt worden. Die HSK führt dazu aus:

„In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

Im Bewertungszeitraum wurden die Brandschutzmassnahmen im Reaktorgebäude untersucht und verbessert. Um die Brandsicherheit im Bereich -11 m sicherzustellen, wurden die Brandlasten minimiert und ein Rauch- und Wärmeabzug eingerichtet. Für das Löschwassernetz wurde der Nachweis der Erdbebensicherheit erbracht.

Aufgrund einer Auflage aus dem HSK-Gutachten von 1991 hat KKM ein Brandschutzkonzept und die Betriebsvorschrift der Brandschutzanlagen erarbeitet, welche nach Ansicht der HSK geeignet sind, die eingangs dargelegten Zielsetzungen des Brandschutzes gemäss IAEA-Empfehlung zu erfüllen.

...

HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

...

Das KKM hat im Bewertungszeitraum die Anlage bautechnisch nachgerüstet. Es wurden die gemäss dem Brandschutzkonzept vorgegebenen Brandabschnitte realisiert. Die betrieblichen und technischen Massnahmen wurden entsprechend angepasst.“ <HSK 2007a, S. 6-122/123>

Sehr kritisch äußert sich die HSK im Rahmen der Beurteilung der Behandlung des Brandes in der MUSA2005:

„Räumliche Trennung und Brandausbreitung: Die Aufteilung von Brandabschnitten in kleinere Brandbereiche erfolgte vorwiegend auf Basis subjektiver Expertenschätzungen. Des Weiteren stellt die Verwendung eines vereinfachten Brandereignisbaumes ohne Berücksichtigung möglicher Brandauswirkungen auf benachbarte Brandbereiche innerhalb eines Brandabschnitts nicht zwingend eine konservative Vorgehensweise dar. Die für die „-11 m“-Ebene im Reaktorgebäude nachträglich durchgeführte Brandausbreitungsrechnung zeigte auf, dass die Brandanalyse nicht die wesentlichen Brandszenarien abdeckt.“ <HSK 2007a, S. 8-16>

Daraus leitet die HSK die Forderung PSÜ-8.3-1f ab (siehe Kapitel 3).

Die Ausführungen der HSK legen den Schluss nahe, dass auf der -11 m-Ebene auch heute noch keine vollwertige räumliche Trennung aller relevanten Komponenten vorliegt, sondern im wesentlichen die Brandlast minimiert wurde und ein Rauch- und Wärmeabzug eingerichtet wurde. Zur detaillierten Beurteilung wäre eine aktuelle Anlagenbeschreibung erforderlich; die aufgelegten Unterlagen sind dagegen hierzu nicht ausreichend.

Ein großes Leck des Torus, das zu einer Überflutung der -11 m-Ebene führen könnte, wird nicht unterstellt. Ein solches Ereignis ist aber nicht beherrschbar, da es einen zu großen Teil der für die Kühlung des Reaktors erforderlichen Systeme in ihrer Funktion beeinträchtigt.

Darüber hinaus ist ausweislich der HSK-Forderungen PSÜ-8.3-1g und PSÜ-8.5-1f (siehe Kapitel 3) noch zu klären, inwieweit ein Leck oberhalb der -11 m-Ebene die Funktionsfähigkeit von Komponenten auf dieser Ebene durch Überflutung und herabstürzende Wassermassen gefährdet. Die Fristen für diese Forderungen laufen bis spätestens Dezember 2009.

Das KKM weist insgesamt im Bereich der räumlichen Separation von Systemen und Redundanzen erhebliche Mängel auf. Die Wahrscheinlichkeit des gleichzeitigen Versagens mehrerer Systeme und Redundanzen aus gemeinsamer Ursache ist damit deutlich erhöht.

4.2 Auslegung gegen äußere Einwirkungen

Nachfolgend werden als relevante Beispiele für äußere Einwirkungen Erdbeben und Flugzeugabsturz betrachtet. Gegen beide Arten von äußeren Einwirkungen werden gegenüber dem Stand Anfang der 1970er Jahre durch das einschlägige Regelwerk deutlich höhere Schutzvorkehrungen gefordert. Bei diesen Einwirkungen sind zum Einen gleichzeitige Zerstörungen an verschiedenen Systemen und Komponenten möglich, zum Anderen kann es durch Zerstörung von Gebäuden und Komponenten zu einer frühen Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung kommen.

4.2.1 Auslegung gegen Erdbeben

In den letzten Jahren wurde für die Standorte von Kernkraftwerken in der Schweiz eine umfangreiche Neubewertung der Gefährdung durch Erdbeben vorgenommen. In 2007 wurde das Projekt „Probabilistische Erdbeben-Gefährdungs-Analyse für die KKW-Standorte in der Schweiz (PEGASOS)“ <NAGRA 2004, HSK 2004, HSK 2007b> fertig gestellt. Seit Abschluss des Projektes sind die schweizerischen KKW-Betreiber damit befasst, die Ergebnisse auf Ihre Umsetzbarkeit hin zu prüfen und Schwerpunkte für Zusatzarbeiten zu PEGASOS zu identifizieren. Auf Basis der Erkenntnisse aus dem Projekt PEGASOS hat die HSK für die PSA der Schweizer KKW neue, verschärfte Erdbebengefährdungsannahmen festgelegt. Ferner hat die HSK die Betreiber der Schweizer KKW aufgefordert, die Möglichkeiten und den Nutzen von risikomindernden seismischen Ertüchtigungen laufend zu untersuchen <HSK 2007a, S. 2-15/7-43>.

Die Erdbeben-PSA konnte durch KKM bisher nicht fertig gestellt werden und weist daher einen Verbesserungsbedarf auf <HSK 2007a, S. 8-2>. Die HSK vertritt die Auffassung, dass die in der MUSA2005 ermittelte Kernschadenshäufigkeit aufgrund von Erdbeben als nicht belastbar einzustufen ist. Nach der Überarbeitung der MUSA2005 erwartet die HSK eine höhere Kernschadenshäufigkeit durch Erdbeben als aktuell ausgewiesen <HSK 2007a, S. 8-31>. Eine konsequente Ertüchtigung der Auslegung des KKM, zumindest mit dem Ziel, die bisherige Einschätzung der Kernschadenshäufigkeit durch Erdbeben beibehalten zu können, wird von der HSK dagegen nicht verlangt. In <HSK 2007a, S. 6-4> führt die HSK aus, dass die Resultate des Projekts PEGASOS „- sofern anwendbar – für die probabilistischen Risikoermittlungen verwendet“ werden. „Für zukünftige Neubauten oder Umbauten sind aus den Ergebnissen von PEGASOS aktualisierte Bemessungsspektren abzuleiten“, aus Sicht der HSK also nicht zwingend für die bestehende Anlage KKM. Auf S. 7-43 spezifiziert die HSK die gegebenenfalls erforderliche Nachrüstung:

„Können die gemäss StSV zulässigen Störfalldosen nicht mehr eingehalten werden, ist zu prüfen, ob Nachrüstmassnahmen angezeigt sind. Dies ist dann der Fall, wenn diese dem Stand der Nachrüsttechnik entsprechen und angemessen sind (KEG, Art. 22 Abs. 2 Bst. g). Zur Klärung dieses Sachverhaltes

ist eine SSE-Analyse (technisch und radiologisch) ohne Unterstellung eines Einzelfehlers notwendig. Eine solche Analyse liegt bisher nicht vor.“

Auch im Fall der Überschreitung von zulässigen Störfalldosen hängt die Forderung nach Nachrüstung durch die HSK demzufolge davon ab, ob diese mit angemessenem Aufwand realisierbar sind.

Einige der in Kapitel 3 genannten noch nicht erfüllten Forderungen der HSK stehen in Zusammenhang mit der Auslegung gegen Erdbeben. Die Risiken durch Brand und interne Überflutung (siehe Kapitel 4.1.3) stehen auch mit Erdbeben in Zusammenhang, da Brände nach einem Erdbeben durch dadurch hervorgerufene Zündquellen (z. B. Kurzschlüsse) und Überflutungen durch Leckagen an wasserführenden Komponenten möglich sind. Außerdem ist der Einfluss von Erdbeben auf die Zuverlässigkeit der Operateurhandlungen in der MUSA2005 noch nicht zufriedenstellend berücksichtigt (siehe HSK-Forderung PSÜ-8.3-1b).

4.2.2 Auslegung gegen Flugzeugabsturz

In Kapitel 7.6.7 in <HSK 2007a> wird der Schutz des KKM gegen Flugzeugabsturz behandelt. Im Beurteilungszeitraum neu hinzugekommen ist, ausgelöst durch die terroristischen Anschläge des 11. September 2001 in den USA, die Frage des Schutzes gegen einen vorsätzlich herbeigeführten Flugzeugabsturz. Unter Bezug auf die Stellungnahme <HSK 2003> führt die HSK aus:

„In der Stellungnahme zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlich herbeigeführten Flugzeugabsturz kommt die HSK zu dem Ergebnis, dass für das KKM bei mittleren Geschwindigkeiten eines Passagierflugzeuges ein Schutz der im Reaktorgebäude installierten Einrichtungen gegen die Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes besteht. Dank der inneren, massiven Strukturen ist auch bei einem Durchstanzen des äusseren Gebäudes ein hoher Schutzgrad gegen eine Beschädigung der für die Kernkühlung relevanten Systeme vorhanden. Weiterhin zeigt die Untersuchung, dass die Tragfähigkeit und Dichtheit des Reaktor- und SUSAN-Gebäudes auch nach einem grösseren Kerosinbrand erhalten bleibt. Die Analyse zeigt, dass die Wahrscheinlichkeit für eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung gering ist.“ <HSK 2007a, S. 7-53>

Das Zitat hebt auf den Schutz bei „mittleren Geschwindigkeiten eines Passagierflugzeuges“ ab. Eine genaue Definition von „mittleren“, „erhöhten“ und „hohen“ Geschwindigkeiten, nach denen in <HSK 2003> unterschieden wird, ist dort nicht getroffen worden. Aus der früheren Stellungnahme geht hervor, dass schwerwiegendere Folgen bei anderen Szenarien als dem Absturz bei „mittlerer Geschwindigkeit“ möglich sind. In <HSK 2003> wird zu KKM unter anderem ausgeführt:

„Bei Mühleberg und Beznau kann eine Beschädigung sicherheitstechnischer Einrichtungen innerhalb des Reaktorgebäudes durch eindringende Flugzeugteile nicht ganz ausgeschlossen werden ... Die Wahrscheinlichkeit für ein Durchstanzen des Sekundärcontainments bei einem Angriff mit einem der kleineren Flugzeugtypen ist für beide Anlagen gering. Bei grösseren Flugzeugklassen hängt die Durchstanzwahrscheinlichkeit entscheidend von der Anfluggeschwindigkeit und dem Aufprallwinkel ab.“ <HSK 2003, S. 31>

„Die detaillierte Finite-Element-Modellierung hat gezeigt, dass die Reaktorgebäudewand des Kernkraftwerks Mühleberg dem Aufprall eines grossen Verkehrsflugzeugs mit mittlerer Geschwindigkeit ohne schwerere Schäden widersteht. Eine lokale Schädigung der oberen Aussenwand wurde ... erst bei erhöhten Geschwindigkeiten ausgewiesen.“ <HSK 2003, S. 23>

„Für das Kernkraftwerk Mühleberg muss damit gerechnet werden, dass bei hohen Geschwindigkeiten durch den Aufprall des Rumpfes und der Triebwerke (falls diese in etwa lotrecht auftreffen) im oberen Bereich eine grössere Öffnung im Reaktorgebäude entsteht, wodurch Kerosin in diesen Bereich eindringen kann.“ <HSK 2003, S. 27>

Zu den radiologischen Folgen eines vorsätzlichen Flugzeugabsturzes für die Umgebung ist festzustellen, dass bei einer Beschädigung des Reaktorgebäudes die Freisetzung radioaktiver Stoffe bei einem Kernschaden direkt in die Umgebung erfolgen kann. Es bestehen daher weniger Möglichkeiten der Rückhaltung radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage. Im Vergleich zu Unfallfolgen beispielsweise mit einem grossen Leck in einer Kühlmittleitung oder dem Ausfall von einer zu grossen Zahl an Sicherheitssystemen ohne Einwirkung von außen, führen mögliche Kernschäden nach einem vorsätzlichen Flugzeugabsturz auf das KKM daher zu besonders gravierenden radiologischen Folgen.

Die Betrachtung der HSK in <HSK 2007a> zum Flugzeugabsturz ist nicht vollständig, da sie nur auf die Auswirkungen bei „mittleren Geschwindigkeiten“ abhebt. Bei höheren Geschwindigkeiten sind massive Auswirkungen eines absichtlich herbeigeführten Flugzeugabsturzes möglich.

4.3 Konsequenzen der Risse im Kernmantel und anderen RDB-Einbauten

Im Rahmen der Inspektion des KKM im Jahr 1990 wurden in der zentralen Rundschweißnaht Nr. 11 des Kernmantels mittels visueller Prüfung Risse festgestellt. Weitere Untersuchungen ergaben in der Zwischenzeit eine Vielzahl von Befunden.

Der Kernmantel ist ein oben und unten offener Stahlzylinder, der im Inneren des Reaktordruckbehälters den Reaktorkern mit den Brennelementen umhüllt. Der Kernmantel besteht aus Zylindern aus Stahlblech, die mit sieben horizontalen Rundnähten zusammengeschweißt sind. Die Stahlblech-Zylinder enthalten zusätzlich auch noch vertikale Schweißnähte. Der Kernmantel steht auf der Kernmantel-Abstützung, die mit dem RDB verschweißt ist.

Der Kernmantel hat neben der Führung des Kühlmittelstromes die Aufgabe, weitere Kerneinbauten zu tragen. In Unfallsituationen, wie bei einem Erdbeben (horizontale Beschleunigung) oder bei einem Bruch der Reaktor-Umwälzschleife (horizontale Querströmung im Reaktor), muss der Kernmantel die auftretenden horizontalen Kräfte abtragen, beim Bruch einer Frischdampfleitung die auftretenden Vertikalkräfte. Dies ist erforderlich, um Schäden zu verhindern, die die Abschaltung sowie die Notkühlung und Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern gefährden können. In Unfallsituationen mit Bruch einer Reaktor-Umwälzschleife bildet der Kernmantel eine Hülle um den zu flutenden Reaktorkern und muss dabei eine Dichtheitsfunktion erfüllen.

Im Jahr 1996 wurden zur präventiven Stabilisierung des Kernmantels vier Zuganker eingebaut. Ein Austausch des Kernmantels, wie er international in anderen Reaktoren erfolgte, wurde dagegen nicht vorgenommen. Außerdem wurden zur Verlangsamung des Risswachstums und zur Verhinderung der Entstehung neuer Risse vor dem Abfahren des KKM zur Jahresrevision 2000 Edelmetallkomplexe in das Reaktorwasser (NMCA) eingespeist sowie ein Wasserstoff-Generator und ein Probebetrieb mit Wasserstoff-Einspeisung ins Speise- und damit Reaktorwasser (HWC) installiert. Die Dauer-Wasserstoffeinspeisung wurde im Spätherbst 2000 realisiert.

Der tatsächliche Nutzen der Wasserstoff-Edelmetall-Einspeisung zum Schutz der RDB-Einbauten war zu verifizieren, da negative Auswirkungen auf den Strahlenschutz und das Brennelement-Schadenspotential möglich sind. In <HSK 2007a, S. 6-46> stellt die HSK fest, dass keines der beiden Ziele der Wasserstoff-Edelmetall-Einspeisung erreicht werden konnte. Ab der Jahresrevision 2005 wurde dann ein verändertes Verfahren angewendet (OnLine-NobleChem), zu dessen Effektivität aber noch keine Ergebnisse vorliegen.

Unter der Voraussetzung, dass die bisherige Entwicklung des Rissausmaßes sich nicht beschleunigt, kann nach HSK-Einschätzung die Zulässigkeit der Risse mit den Screening-Kriterien bis zum Jahr 2012 nachgewiesen werden. Es ist aber möglich, dass schon vor dem Jahre 2012 weitergehende Analysen erforderlich werden.

Das KKM hat im Rahmen der Zustandsbeurteilung des Kernmantels sowie als Basis für den Langzeitbetrieb beantragt, die Klammervorrichtung als abschließende Instandsetzung anzuerkennen, insbesondere auch für den hypothetischen Fall des Durchrisses aller Rundnähte <HSK 2007a, Kapitel 10.2>. Die Klammerfunktion wird dabei bei allen Betriebs- und Störfallzuständen als intakt vorausgesetzt.

Bei der Bewertung geht die HSK davon aus, dass die Klammervorrichtung, sofern sie als dauerhafte Lösung für den Langzeitbetrieb vorgesehen werden soll, zur Gewährleistung der Integrität der Kernstruktur bestimmte Anforderungen zu erfüllen hat, insbesondere hinsichtlich Konstruktion, Auslegung, Werkstoffwahl, Prüfbarkeit, Betriebsbewährung und betrieblicher Überwachung.

Die HSK stellt fest, dass im von BKW beschriebenen Zustand (Durchriss aller Rundnähte, Klammerfunktion intakt) die Anforderungen an die gestaffelte Sicherheitsvorsorge nicht mehr erfüllt sind. Die Folgen eines kompletten Durchrisses einer Schweißnaht sind nicht vorhersehbar, ein Ausfall der Klammerfunktion kann durch keine andere Vorrichtung abgefangen werden und tangiert mehrere Sicherheitssysteme. Für den aktuellen Betrieb erfüllt der Kernmantel aus Sicht der HSK die ihm zugeordnete sicherheitstechnische Aufgabe. Für den Langzeitbetrieb bezeichnet es die HSK dagegen als absehbar, dass die bruchmechanischen Zulässigkeitskriterien nicht mehr erfüllt sein werden. Für den Langzeitbetrieb wird damit eine neue Vorgehensweise für den Betrieb mit dem rissbehafteten Kernmantel notwendig. Das im Rahmen der Nachweise für den Langzeitbetrieb vom KKM eingereichte Konzept der Klammervorrichtung wird von der HSK in der Konsequenz nicht als endgültige Instandsetzung des Kernmantels anerkannt. Mit der HSK-Forderung PSÜ-10.2-1 verlangt die HSK neue Sicherheitskonzepte, die die Anforderungen des nationalen und internationalen Regelwerks berücksichtigen. Das KKM hat nach dieser Forderung der HSK bis am 31. Dezember 2010 ein überarbeitetes Instandhaltungskonzept für den rissbehafteten Kernmantel einzureichen.

Das Problem der Risse im Kernmantel des KKM ist damit zumindest langfristig ungelöst. Falls das KKM über 2012 hinaus betrieben werden sollte, sollte der Kernmantel auf jeden Fall ausgetauscht werden.

Neben den Rissen im Kernmantel wurden später auch Risse in anderen RDB-Einbauten gefunden. Nachdem Betreiber amerikanischer Siedewasserreaktoren über Rissbefunde an den Kernsprühleitungen berichtet hatten, wurden im Jahr 2006 auch im KKM erstmals alle zugänglichen Schweißnähte mit einem mechanisierten Ultraschall-Messsystem geprüft. Darüber hinaus erfolgte eine visuelle Prüfung der für das Ultraschallverfahren nicht zugänglichen Bereiche. Bei der Auswertung der Ultraschallprüfung am Kernsprühsystem wurden vier bewertungspflichtige Anzeigen innerhalb des RDB festgestellt. Die Risse sollen laut HSK für mindestens zwei Betriebsperioden belassen werden können <HSK 2007c>.

Mit zunehmender Betriebszeit steigt das Risiko, dass Risse in weiteren Systemen und an weiteren Komponenten des KKM auftreten. Es scheint zweifelhaft, dass in neuen Systemen auftretende Risse stets frühzeitig entdeckt werden, da beispielsweise auch die Überprüfung der Kernsprühleitungen im KKM erst erfolgte, nachdem solche in amerikanischen Anlagen entdeckt worden waren. Außerdem sind nicht alle Bereiche für Prüfungen während der Revision zugänglich.

4.4 Defizite im Bereich der Automatisierung (Notwendigkeit von Handmaßnahmen)

Bei der Auslegung von Kernkraftwerken wird vorrangig das Ziel verfolgt, Handmaßnahmen des Personals bei Störfällen nicht notwendig werden zu lassen oder sie erst nach 30 Minuten in Anspruch nehmen zu müssen. Viele Stör- und Unfälle in der Vergangenheit haben gezeigt, dass Fehlhandlungen des Personals solche Ereignisse auslösen können oder im Verlauf von Störfällen zu gravierenderen Folgen führen können.

Sogenannte Maßnahmen des Accident Management sind Maßnahmen, die vom Personal im Rahmen von Störfällen ergriffen werden müssen, um den Störfall zu beherrschen oder seine Folgen zu mindern. Sogenannte „Severe Accident Management Guidance“ (SAMG) wurden entwickelt, um das System von Stör- und Notfallvorschriften systematisch auf Unfälle mit einem stark beschädigten Kern zu erweitern.

Problematisch an Handmaßnahmen ist auch, dass sie sich in einer probabilistischen Untersuchung schwer abbilden lassen. Dies gilt sowohl für die Ermittlung der Wahrscheinlichkeit, dass eine Handlung erfolgreich durchgeführt wird, wie auch für die Frage, mit welcher Wahrscheinlichkeit eine nicht notwendige bzw. fehlerhafte Handlung ein Ereignis auslöst oder in seinem Ablauf ungünstig verändert.

Mit der HSK-Forderung PSÜ-8.3-1b (siehe Kapitel 3) werden umfangreiche Untersuchungen zur probabilistischen Bewertung von Operateurhandlungen verlangt. So sind in den probabilistischen Analysen unterstellte Zeitfenster, die für Handlungen zur Verfügung stehen, zu überprüfen und ggf. die Handlungen als fehlgeschlagen anzunehmen, weiterhin ist der Einfluss von Erdbeben auf die Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen zu berücksichtigen. Forderungen bestehen auch hinsichtlich der Gestaltung der Operateurhandlungen bei ATWS-Fällen (Transienten mit Ausfall der Schnellabschaltung). Diese Störfälle erfordern Handmaßnahmen, die bei Nicht-ATWS-Ereignissen eindeutig nicht sicherheitsgerichtet sind, und daher ein Verhalten erfordern, das unter normalen Bedingungen nicht zulässig wäre. So muss bspw. der Wasserstand im Reaktordruckbehälter bis zu einem gewissen Niveau abgesenkt werden. Die normalerweise bei fallendem Wasserstand Wasser einspeisenden Systeme müssen dazu mit einem speziellen Schalter außer Funktion gesetzt werden. Die HSK führt hierzu aus:

„Zur Beherrschung von Transiente 2 ist eine manuelle Niveauabsenkung im RDB notwendig. Diese gehört zu den heikelsten Aufgaben der Operateure, denn sie widerspricht der allgemeinen Sicherheitsphilosophie, wonach der Kern immer ausreichend mit Wasser bedeckt sein soll. Um die Wärmebelastung des Torus zu minimieren, wird das Reaktorniveau so lange abgesenkt, bis eine Reaktorleistung von ca. 5 % erreicht wird, was etwa der Kühlleistung aller Toruskühlsysteme bei einer Torustemperatur von 100°C entspricht. Damit kann der Containmentdruck stabilisiert werden. Sollte die Niveauabsenkung zur Leistungsreduktion auf ca. 5 % nicht ausreichen, kann auch noch der Reaktordruck durch manuelles Öffnen von SRV oder PRV abgesenkt werden, was ebenfalls dank erhöhter Voidbildung im Kühlmittel zu einer Leistungsreduktion führt. Mittel- und langfristig wird der Reaktor durch die durch das Vergiftungssystem eingespeiste Borlösung abgeschaltet.“ <HSK 2007a, S. 7-23>

Bezüglich der Bewertung des Erfolgs von Handmaßnahmen sind in <Öko-Institut 1991b> Defizite in der MUSA aus dem Jahr 1990 <PLG 1990> festgestellt worden. So wurde die Berücksichtigung der günstigen Operateurhandlungen in dem in der MUSA gewählten Umfang als zu optimistisch eingeschätzt. Eigentliche Fehlhandlungen von Operateuren, d. h. insbesondere Verstöße gegen das Betriebshandbuch, die Unfälle auslösen, waren nicht berücksichtigt worden. Die HSK-Forderungen zeigen, dass auch heute noch Verbesserungen bei der Bewertung des Erfolgs von Operateurhandlungen im KKM notwendig sind. Die Mängel lassen sich allerdings ohne Offenlegung der MUSA2005 nicht detailliert angeben.

Insgesamt ist davon auszugehen, dass die bisher in der MUSA2005 ausgewiesene Häufigkeit von Kernschadensfällen aufgrund einer zu optimistischen Bewertung von Operateurhandlungen unterschätzend ist. Defizite in der Automatisierung können aus diesem Grund in der PSA nicht adäquat abgebildet werden. In welchem quantitativen Maße die Kernschadenshäufigkeit unterschätzt sein kann, kann nur bei Vorliegen der MUSA2005 und SMUSA2005 beurteilt werden.

5 Zusammenfassende Bewertung

Bisher liegt noch keine Bewertung der Sicherheit des KKM durch die HSK vor, die im Hinblick auf eine Entscheidung zur beantragten Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung herangezogen werden könnte. Die Stellungnahme der HSK zur MUSA2005 und SMUSA2005 ist dazu nicht ausreichend, da sie keine Bewertung auf der Basis des aktuellen Stands von Wissenschaft und Technik darstellt, sondern sich explizit auf den Stand des Jahres 2005 bezieht.

Durch den Betreiber des KKM ist noch eine große Zahl von Auflagen zu erfüllen, da die HSK umfangreiche Nachforderungen zu dessen Sicherheitsanalyse erhoben hat. Dabei ist teils unklar, ob überhaupt befriedigende Konzepte vorgelegt werden können. Da die Fristsetzungen für die Erfüllung der Forderungen teils bis Ende 2010 laufen, könnte ein abschließender positiver Entscheid über einen Betrieb des KKM über 2012 hinaus nicht vor Ende 2010 getroffen werden.

Die bisher öffentlich aufgelegten Unterlagen lassen eine umfassende sicherheitstechnische Bewertung des KKM auf aktuellem Stand nicht zu. Für eine solche Bewertung sind weitere Unterlagen erforderlich, insbesondere ein aktueller Sicherheitsbericht, die Sicherheitsanalysen MUSA und SMUSA (für den Stillstands- und Schwachlastbetrieb) aus dem Jahr 2005 sowie beispielsweise ein neueres Gutachten zu den Kernmantelrissen.

Bereits heute kann aber festgestellt werden, dass das KKM erhebliche Sicherheitsdefizite im Vergleich zu neueren Anlagen aufweist. Beispielhaft seien genannt:

- die veraltete Containment-Konstruktion (Mark-I-Containment) aus den 1960er Jahren,
- die Defizite in der redundanten Auslegung von Systemen sowie in der räumlichen Separation von Systemen und Komponenten,
- die Defizite in der Auslegung gegen äußere Einwirkungen, insbesondere Erdbeben und Flugzeugabsturz,
- die bereits seit einigen Jahren festgestellten und wachsenden Risse in sensiblen Bereichen, bei denen bisher nur provisorische Maßnahmen zur Vermeidung größerer Folgen ergriffen wurden, sowie
- Mängel in der Automatisierung, die weniger zuverlässige Handmaßnahmen erforderlich machen.

Das KKM entspricht damit nicht dem Stand von Wissenschaft und Technik. Probabilistische Sicherheitsanalysen wie die MUSA2005 und SMUSA2005 können viele dieser Defizite grundsätzlich nicht vollständig abbilden. So sind Fehlhandlungen von Operateuren schwierig modellierbar, Eintrittswahrscheinlichkeiten von Bränden als gemeinsame Ursache des Ausfalls mehrerer nicht separierter Komponenten schlecht ermittelbar etc.

Für die Beurteilung der Sicherheit von Kernkraftwerken sind daher nicht nur Ergebnisse von probabilistischen Sicherheitsanalysen wichtig, sondern auch eine deterministische Auslegung nach aktuellen Anforderungen des für neue Anlagen geltenden Regelwerks. Von der Erfüllung dieser Anforderungen ist das KKM weit entfernt.

Literaturverzeichnis

- <BKW 1990> Bernische Kraftwerke AG: KKM Kernkraftwerk Mühleberg, Sicherheitsbericht 1989. - Ausgabe 31. August 1990
- <HSK 2003> Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK): Stellungnahme der HSK zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlichen Flugzeugabsturz. - HSK-AN-4626, Würenlingen, März 2003
- <HSK 2004> Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK): HSK-RT Final Report: Review Approach and Comment on "Probabilistic Seismic Hazard Analysis for Swiss Nuclear Power Plant Sites (PEGASOS Project) – Final Report" - HSK-AN-5364, Würenlingen, Dezember 2004
- <HSK 2007a> Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK): Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Mühleberg. – HSK 11/1100, Würenlingen, 12.11.2007
- <HSK 2007b> Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK): Neubestimmung der Erdbebengefährdung an den Kernkraftwerkstandorten in der Schweiz (Projekt PEGASOS). - HSK-AN-6252, Würenlingen, Juni 2007
- <HSK 2007c> Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK): Aufsichtsbericht 2006 zur nuklearen Sicherheit in den schweizerischen Kernanlagen. – Würenlingen, April 2007
- <NAGRA 2004> Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (NAGRA): Probabilistic Hazard Analysis for Swiss Nuclear Power Plant Sites (PEGASOS Project), Final Report. – Wettingen, Juli 2004
- <Öko-Institut 1990> Öko-Institut e.V.: Ausgewählte Sicherheitsprobleme und Auswirkungen von schweren Unfällen des Kernkraftwerks Mühleberg/Schweiz. – Darmstadt, März 1990
- <Öko-Institut 1991a> Öko-Institut e.V.: Beurteilung der zur Erlangung einer endgültigen Betriebsbewilligung für das KKW Mühleberg öffentlich aufgelegten Unterlagen – Teil A – Beurteilung ausgewählter Themen des Sicherheitsberichts. – Darmstadt, März 1991
- <Öko-Institut 1991b> Öko-Institut e.V.: Beurteilung der zur Erlangung einer endgültigen Betriebsbewilligung für das KKW Mühleberg öffentlich aufgelegten Unterlagen – Teil B – Beurteilung ausgewählter Themen der Mühleberg Sicherheitsanalyse (MUSA). – Darmstadt, März 1991
- <Öko-Institut 1992> Öko-Institut e.V.: Stellungnahme zu dem im Bewilligungsverfahren für das KKW Mühleberg öffentlich aufgelegten Gutachten der HSK und den ebenfalls aufgelegten Stellungnahmen von KSA und BKW. – Darmstadt, März 1992
- <PLG 1990> Pickard, Lowe and Garrick, Inc.: MUSA – Mühleberg Sicherheitsanalyse – Hauptbericht. – PLG-0782, Bern 1990

Abkürzungsverzeichnis

ADS	Automatic Depressurization System (Automatisches Druckentlastungssystem)
ALPS	Alternate Low Pressure Spray System (Alternatives Niederdruckeinspeisesystem)
ATWS	Anticipated Transient without Scram (Transiente mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung)
BKW	Bernische Kraftwerke/BKW FMB Energie AG
CDF	Core Damage Frequency (Kernschadenshäufigkeit)
CDS	Containment-Druckentlastungs-System
CRD	Control Rod Drive (Steuerstabantriebssystem)
CRS	Containment Refill System (Containmentrückpumpsystem)
CS	Core Spray (Niederdruck-Kernsprühsystem)
DSFS	Drywell Spray and Flooding System (Drywell-Sprüh- und -Flutsystem)
FWS	Feedwater system (Speisewassersystem)
HRA	Human Reliability Analysis (Analyse zur Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen)
HSK	Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen
HWC	Hydrogen Water Chemistry (Wasserstoff-Wasserchemie)
IAEA	International Atomic Energy Agency
ICRP	International Commission on Radiological Protection
KEG	Kernenergiegesetz
KKM	Kernkraftwerk Mühleberg
KKW	Kernkraftwerk
MUSA	Mühleberg Safety Assessment (Mühleberg Sicherheitsanalyse)
NMCA	Noble Metal Chemical Addition (Edelmetalleinspeisung)
NUREG	Regulatory Guides der U.S.-Nuclear Regulatory Commission
OPER_FWS_CAIR OPER_FWS_RXINJ	Operateurhandlungen zum Bereitstellen des Feuerlöschsystems als alternative Einspeise- bzw. Komponentenkühlmöglichkeit
OPER_SLCS	Operateurhandlung „Inbetriebnahme Vergiftungssystem“
OPER_XADS	Operateurhandlung „ADS-Unterdrückung“
PEGASOS	Probabilistische Erdbeben-Gefährdungs-Analyse für die KKW-Standorte in der Schweiz
PRV	Pressure Relief Valve (Druckentlastungsventil)
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling System (Kernisolationenkühlsystem)
RDB	Reaktordruckbehälter
SAMG	Severe Accident Management Guidance
SLCS	Standby Liquid Control System (Vergiftungssystem)
SMUSA	Stillstands- und Schwachlast-MUSA
SRV	Safety Relief Valve (Sicherheits-/Abblaseventil)
SSE	Safe Shutdown Earthquake (Sicherheitserdbeben)
STCS	Shut Down and Torus Cooling System (Abfahr- und Toruskühlsystem)
StSV	Strahlenschutz-Verordnung
SUSAN	Spezielles unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme
SVTI	Schweizerischer Verein für Technische Inspektionen
TCS	Torus Cooling System (Toruskühlsystem)