

# Generische Sicherheitsfragen

Abschlussbericht  
3606109257



Gesellschaft für Anlagen-  
und Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH

## Generische Sicherheitsfragen

Auswertung von Untersuchungen,  
Studien und Gutachten anderer  
Staaten

Günther Bönigke  
Dr. Bernhard Pütter

Oktober 2009

Auftrags-Nr.: 800201

### **Anmerkung:**

Das diesem Bericht zu Grunde liegende FE-Vorhaben wurde im Auftrag des BMU im Rahmen des Vorhabens 3606109257 durchgeführt. Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers übereinstimmen.

## Kurzfassung

Die im Vorgängervorhaben entwickelte Datenbank GeSi wurde im Vorhaben weiter gepflegt und weiterentwickelt. So wurden u. a. zusätzliche Reiter wie *Weiterleitungsnachrichten* und *BMU* in die Datenbank eingefügt. Der Reiter *BMU* dient als BMU-internes Verfolgungssystem bezüglich der entsprechenden generischen Fragestellung und ist auch nur diesem zugänglich. Außerdem wurde die Eingangsseite neu gestaltet.

30 Fragestellungen aus der nationalen bzw. internationalen Betriebserfahrung, den Forschungsergebnissen oder aufgetretenen Ereignissen bzw. Störfällen sind neu in die Datenbank aufgenommen worden. Mehr als 150 Fragestellungen sind im Vorhaben überarbeitet worden. Bei 105 Fragestellungen führte dies zu einer Änderung der Sicherheitssignifikanz.

Im Vorhabenszeitraum fand die 4. Überprüfungskonferenz zur Nuklearen Sicherheitskonvention (CNS) statt. Im Rahmen des Vorhabens erfolgte die Auswertung der Länderberichte in Bezug auf wichtige generische Fragestellungen. Besondere Beachtung in den Länderberichten der einzelnen Länder fanden die Problemstellungen zur Sumpfansaugverstopfung, Accident Management Maßnahmen, Digitaler Leittechnik, Sicherheitskultur, Nichtleistungsbetrieb und der Absicherung der Anlagen gegen Flugzeugabsturz.

Derzeit (Stand September 2009) befinden sich in der Datenbank 24 Fragestellungen, die mit der Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen „**Hoch**“ eingeschätzt werden. Hiervon sind 9 Fragestellungen neu oder durch Hochgruppierung mit der höchsten Priorität eingeschätzt worden.

Zur nationalen Unterstützung des im Aufbau begriffenen globalen nuklearen Sicherheits- und Sicherungsnetzwerks (GNSSN) der IAEO wurde die Tochterdatenbank **GeSi International** eingerichtet, die selektierte Informationen aus der Mutterdatenbank **GeSi** der internationalen Fachgemeinde zugänglich macht.

Das GNSSN sowie das Regulatorische Netzwerk (RegNet) als Teil des GNSSN sollen durch die Bereitstellung und Verbreitung entsprechender Informationen, Kommunikation, Beratungsgremien, gemeinsamen Grundsätzen und Regelungen sowie durch förmlich vereinbarte Berichterstattungs- und Überprüfungsmechanismen den Informationsaustausch und damit die nukleare Sicherheit weltweit verbessern.

Die Datenbank **GeSi** bzw. **GeSi International** stellt ein wichtiges Instrument zur Planung und Steuerung von Maßnahmen zur Erhaltung des kerntechnischen Know Hows der GRS dar.

Zur Weiterentwicklung der Datenbank als ein Basiselement innerhalb eines Wissens- und Informationsmanagementsystems ist eine weitere Vernetzung und Verlinkung mit weiteren Informationsquellen in der Zukunft notwendig.

## **Abstract**

The database that was established in the predecessor project was maintained further and underwent further development. Among other things, for example, additional flags were included, such as *Information Notices* and *BMU*. The *BMU* flag serves as a BMU-internal review system regarding the corresponding generic issues and is only accessible to BMU staff. The entry page was also re-designed.

30 issues have been newly adopted into the database; they have resulted from national and international operating experience, research results, or events and accidents that have occurred. More than 150 issues were revised during the project term. In 105 cases this led to a change of their safety significance.

While the project was underway, the 4th review meeting under the Convention on Nuclear Safety (CNS) took place. As part of this project, the different National Reports were evaluated with respect to important generic issues. Here, special attention was paid to the problems of sump strainer clogging, accident management measures, digital instrumentation & control, safety culture, low-power and shutdown operation, and the safeguarding of the plants against an aircraft crash.

At present (September 2009), there are 24 issues in the database that are classified as having "**high**" safety significance for German plants. Nine of them are new issues, the rest have been upgraded to the highest priority category.

To provide German support to the IAEA's Global Nuclear Safety and Security Network (GNSSN) that is being established, the sub-database ***GeSi International*** was set up, giving the international specialist community access to selected information from the main ***GeSi*** database.

The GNSSN as well as the Regulatory Network (RegNet) as part of the GNSSN are to improve the exchange of information and thus nuclear safety worldwide by the provision and dissemination of corresponding information as well as by promoting communication, discussing matters among advisory committees, elaborating joint principles and regulations, and by following formally agreed reporting and review procedures.

The **GeSi** and **GeSi International** databases represent important tools for the planning and steering of measures to maintain the nuclear know-how of GRS.

To develop the database into a basic element of a knowledge and information system, it is necessary in future to network and cross-link it with other information sources.

## Inhaltsverzeichnis

<b>1</b>	<b>Einleitung und Aufgabenstellung</b> .....	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Informationsbasis und internationales Vorgehen</b> .....	<b>2</b>
2.1	Informationsbasis.....	2
3.	Sicherheitssignifikanz-Einschätzung.....	3
<b>4</b>	<b>Durchgeführte Arbeiten</b> .....	<b>6</b>
4.1	Änderungen in der Datenbank GeSi .....	7
4.2	Fachliche Arbeiten .....	13
4.2.1	Auswertung der Länderberichte der Überprüfungskonferenz zur Nuklearen Sicherheitskonvention (CNS).....	13
4.2.2	Pflege der Datenbank .....	16
4.3	Neue generische Fragestellungen .....	20
4.4	Generische Sicherheitsfragen mit der Priorität Hoch.....	21
4.4.1	Issue: GL4 (Allgemein) Notwendigkeit der Durchführung von anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsbewertungen .....	22
4.4.2	Issue: RC1 (Reaktorkern) Unbeabsichtigte Borverdünnung bei niedriger Leistung oder bei abgeschalteter Anlage .....	26
4.4.3	Issue: RC5 (Reaktorkern) Störfallverhalten von Brennstoffen mit hohem Abbrand.....	31
4.4.4	Issue: SS1 (Sicherheitssysteme) Verstopfung der Sumpfsiebe bei einem Kühlmittelverluststörfall .....	34
4.4.5	Issue: SS7 (Sicherheitssysteme) Auskristallisation von Borsäure und Borverdünnung im Kern bei Kühlmittelverluststörfällen .....	40
4.4.6	Issue: IC6 (Instrumentierung und Regelung) Zuverlässigkeit und Sicherheitsfragen bei der Umstellung auf digitale Leittechnik.....	45
4.4.7	Issue: IC14 (Instrumentierung und Regelung) Füllstandinstrumentierung des Reaktordruckbehälters in SWRs.....	50
4.4.8	Issue: AA4 (Unfallanalyse) Notwendigkeit von Analysen für den Nichtvolllastbetrieb.....	52

4.4.9	Issue: MA4 (Management) Überwachung der Aktivitäten im Anlagenstillstand zwecks Risikominimierung .....	55
4.4.10	Issue: MA8 (Management) Einfluss von Mensch/Technik/Organisation auf den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken.....	59
4.4.11	Issue: OP4 (Betrieb) Vorsichtsmaßnahmen bei Mitte-Loop-Betrieb .....	61
4.4.12	Issue: TR3 (Training) Training von Accident Management Maßnahmen ..	66
4.4.13	Issue: U56 (Amerikanische Fragestellungen) Verstopfung der Sumpfsiebe GSI-191 (NUREG -0933) .....	71
4.4.14	Issue: F22 (Französische Fragestellungen) Entborierung des Primärkühlmittels .....	73
4.4.15	Issue: F46 (Französische Fragestellungen) Prozeduren für Zustände, in denen sich das Kühlmittelniveau auf Mittelloopbetrieb befindet.....	74
4.4.16	Issue: G2 (Deutsche Fragestellungen) Deborierung .....	75
4.4.17	Issue: G3 (Deutsche Fragestellungen) Einwirkungen von Außen infolge Flugzeugabsturz.....	83
4.4.18	Issue: G4 (Deutsche Fragestellungen) Notkühlwirksamkeit bei KMV bei Ablagerung von Isoliermaterial und anderen Stoffen auf den Sumpfsieben.....	91
4.4.19	Issue: G5 (Deutsche Fragestellungen) Hochabbrand von Brennelementen .....	101
4.4.20	Issue: G14 (Deutsche Fragestellungen) Sicherheitskultur/Sicherheitsmanagement .....	103
4.4.21	Issue: G19 (Deutsche Fragestellungen) Menschliche Einflussfaktoren ..	106
4.4.22	Issue: G20 (Deutsche Fragestellungen) Bewertung von menschlichen Fehlern .....	111
4.4.23	Issue: G30 (Deutsche Fragestellungen) Zuverlässigkeit von software-basierten Schutzeinrichtungen.....	117
4.4.24	Issue: G31 (Deutsche Fragestellungen) Zuverlässigkeit von software-basierten Meßtechnik .....	119
4.5	Vertiefte Untersuchungen .....	121
4.5.1	Entwicklungen in osteuropäischen Ländern .....	125
4.5.2	Ergebnisse bei internationalen Organisationen.....	125
4.6	Internationaler Erfahrungsaustausch .....	127



4.6.1	Tagungen .....	127
4.6.2	Internationale Vorgehensweise bei der Behandlung von generischen Fragestellungen.....	137
<b>5</b>	<b>Zusammenfassung und Ausblick.....</b>	<b>146</b>
<b>6</b>	<b>Literatur.....</b>	<b>148</b>

## **Anlagen**

Anlage 1:	Inhalt der GeSi-Datenbank sortiert nach "Issue Code", Status September 2009	A - 1
Anlage 2:	Inhalt der GeSi - International Datenbank sortiert nach "Issue Code", Status September 2009	A - 8
Anlage 3:	GNSSN (IAEA): Generic Safety Issues: Specific Information of the contributing Countries	A - 12

# 1 Einleitung und Aufgabenstellung

Aufgabe des Vorhabens 3606109257 war es, die in den Vorgängervorhaben INT 9113, INT 9152 entwickelte Mutterdatenbank GeSi zu generischen Fragestellungen weiter zu pflegen, durch aktuelle nationale und internationale Sicherheitsfragen zu ergänzen und durch Einbindung neuer Sicherheitssektoren weiterzuentwickeln. Des Weiteren war das Ziel des Vorhabens, die Datenbank GeSi als Informations- und Wissensplattform einem größeren Nutzerkreis zur Verfügung zu stellen und somit die Transparenz und den Austausch zu Themen generischer Sicherheitsfragen zu verbessern. Hierzu sollte ein Gesamtkonzept für eine zweckmäßige Zusammenarbeit mit IAEO, OECD-NEA und bilateralen Partnern hinsichtlich einer gemeinsamen Nutzung und Aktualisierung der GeSi-Datenbank entwickelt werden.

Zudem sollte die Datenbank GeSi unter dem deutschen G8-Vorsitz und der deutschen EU-Ratspräsidentschaft wesentliches Element eines „Global Nuclear Safety and Security Network“ werden.

Bisher war GeSi als Datenbank für alle weltweit behandelten generischen Sicherheitsfragen für die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke ein strategisches Instrument zur Organisation und Dokumentation von Aktivitäten des BMU und der GRS. GeSi ist hierbei ein Instrument:

- für das Informations- und Wissensmanagement hinsichtlich generischer Sicherheitsfragen für Kernkraftwerke,
- für die Planung von Vorhaben zu Fragen der Reaktorsicherheit,
- in Form einer Kooperationsplattform für die internationale Zusammenarbeit, etwa bei der Planung von bi- oder internationaler Zusammenarbeitsaktivitäten.

Außerdem sollte die Aufarbeitung international diskutierter generischer Sicherheitsfragen für LWR helfen, die deutsche Sicherheitspraxis und neu aufkommende Sicherheitsfragen frühzeitig unter Nutzung des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik bearbeiten und rechtzeitig zweckmäßige Schritte zur Weiterentwicklung der Vorsorge einleiten zu können.

Die aus der nationalen und internationalen Betriebserfahrung neu gewonnenen Kenntnisse zu generischen Sicherheitsfragen waren im Rahmen des Vorhabens in die Da-

tenbank GeSi aufzunehmen und zu bewerten. International diskutierte Sicherheitsfragen sollten hinsichtlich ihrer Relevanz für deutsche Verhältnisse geprüft werden. Außerdem sollte solchen Fragen vertieft nachgegangen werden, die für die nationale Sicherheitspraxis von Bedeutung sind.

Um über GeSi einen ersten Zugang zu der jeweiligen Problematik der generischen Sicherheitsfragen zu erlangen, sollten für Sicherheitsfragen hoher und mittlerer Relevanz die im Vorhaben INT 9156 bzw. 3607109181 erstellten bzw. zu erstellenden Dossiers in die Datenbank integriert werden.

Die zu den generischen Sicherheitsfragen bereits vorhandenen Informationen waren auszubauen und durch zusätzliche Quellen zu erweitern. Z. B. Weiterleitungsnachrichten sowie aktuelle Ergebnisse aus dem regulatorischen Forschungsvorhaben (3607R02597) sollten den generischen Sicherheitsfragen zugeordnet werden. Wichtige regulatorische Aufgaben hinsichtlich der generischen Sicherheitsfragen waren ebenfalls in die Datenbank einzubinden. Der Zugang zu diesen Informationen war allerdings auf das BMU zu beschränken.

Zusätzlich waren Vergleiche von GeSi mit Datenbanken anderer Länder, z. B. USA, durchzuführen. Speziell zu analysierende Punkte waren die Darstellung der Prozesse zur Erstellung und Umsetzung der Datenbanken unserer internationalen Partner, die Beschreibung des Rankingprozesses für generische Sicherheitsfragen und die Identifikation der Unterschiede zur deutschen Vorgehensweise.

## **2 Informationsbasis und internationales Vorgehen**

### **2.1 Informationsbasis**

Die Basis für die Datenbank GeSi sowohl was die Struktur als auch was den Inhalt betrifft waren das IAEA-TECDOC-1044 „Generic Safety Issues for NPPs with LWRs and Measures for their Resolution“ von 1998 sowie das IAEA-TECDOC-1554 „GSIs for NPPs with PHWRs and Measures for their Resolution“ von 2007.

Weitere wichtige Grundlagen sind die Sammlungen von generischen Fragestellungen, die im „Generic Safety Issue Program“ der U.S. NRC behandelt und im NUREG-Bericht 933 gesammelt werden.

Informationsquelle ist auch Frankreich. Hier werden von den Betreibern Ereignisse in den Kernkraftwerken mit sicherheitstechnischer Bedeutung (ca. 15000 pro Jahr) gesammelt. Da sich die Ereignisse auf 3 Baulinien von Druckwasserreaktoren beziehen, sind sie fast alle von generischer Bedeutung. Sicherheitstechnisch wichtig sind allerdings nur etwa 744 Ereignisse pro Jahr.

Zudem werden Erkenntnisse, die die GRS aus der internationalen Zusammenarbeit von ihren Partnerorganisationen erhält, sowie deutsche und internationale Betriebserfahrungen eingebunden.

### **3. Sicherheitssignifikanz-Einschätzung**

Die Einschätzung der Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen in der Datenbank GeSi basiert auf einem automatisierten Expert Judgement-Ansatz. Diesem deterministischen Ansatz wurde ein Ereignisbaum hinterlegt, der vor allem dem Nachweis der Vollständigkeit der jeweils möglichen Kombinationen dient. Als Klassifizierungsmaßstab werden die bereits in dem Vorgängervorhaben INT 9113 entwickelten Kategorien „**Hoch**“, „**Mittel**“, „**Gering**“ und „**Keine**“ benutzt.

#### **Klassifizierungsmaßstab:**

**Hoch:** Es handelt sich um eine sicherheitstechnische Fragestellung, bei der das gestaffelte Sicherheitskonzept der Anlage, bestehend aus Barrieren und Redundanzen, beeinträchtigt werden kann. Betroffen sind Ereignisse, die Maßnahmen oder Systeme der Sicherheitsebene 3 und 4 (Störfälle, auslegungsüberschreitende Störfälle oder Unfälle) benötigen oder diese beeinträchtigen. Der Kenntnisstand zu dieser Fragestellung (Studien, Analysen) ist sehr gering und eine Lösung ist mit Priorität anzustreben. Aus probabilistischer Sicht ist die Häufigkeit für einen Kernschaden infolge der sicherheitstechnischen Fragestellung grundsätzlich vergleichsweise hoch.

**Mittel:** Das Risiko einer Beeinträchtigung des gestaffelten Sicherheitskonzeptes der Anlage ist geringer. Der Kenntnisstand zur sicherheitstechnischen

Fragestellung (Studien, Analysen usw.) ist ausreichend groß und weist im Vergleich zur Signifikanz *Hoch* geringere Lücken auf oder für eine Fragestellung für die die Sicherheitssignifikanz *Hoch* gilt, ist eine Lösung nahezu umgesetzt oder gefunden, aber noch nicht vollständig umgesetzt. Betroffen sein können neben der Ebene 3 und 4 auch Ereignisse der Sicherheitsebene 2 (Störungen). Da mit der Lösung der generischen Sicherheitsfrage ein Potential für substantielle sicherheitstechnische Verbesserungen besteht, soll diese Fragestellung mittelfristig weiter verfolgt werden. Aus probabilistischer Sicht liegt die Häufigkeit für einen Kernschaden im Bereich der wesentlichen Beiträge zur Gesamt-Kernschadenshäufigkeit.

**Gering:** Das Risiko einer Beeinträchtigung des gestaffelten Sicherheitskonzeptes wird als *Gering* eingeschätzt. Der Kenntnisstand zur sicherheitstechnischen Fragestellung weist jedoch noch Lücken auf oder für eine Fragestellung, die nach ihrer ursprünglichen Sicherheitssignifikanz mit *Hoch* eingeschätzt wurde, für die jedoch eine ausreichende Lösung existiert aber weiterhin Verbesserungsbedarf oder -möglichkeiten bestehen. Eingruppiert in diese Gruppe werden auch Ereignisse oder Fragestellungen, bei denen das gestaffelte Sicherheitskonzept beeinträchtigt wird und die der Sicherheitsebene 2 (Störungen) zuzuordnen sind und für die bisher keine Lösung existiert. Die Entwicklung zu dieser Fragestellung soll daher weiter verfolgt werden. Aus probabilistischer Sicht liegt die Häufigkeit für einen Kernschaden im Bereich der geringen Beiträge zur Gesamt-Kernschadenshäufigkeit.

**Keine:** Aufgrund der derzeitigen Einschätzung wird bei dieser Fragestellung keine Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen gesehen, entweder weil die Problemstellung bei deutschen Anlage aufgrund der konstruktiven Gegebenheiten nicht auftreten kann oder weil bereits Maßnahmen zur Beherrschung dieser Fragestellung vorgesehen wurden, für die auch kein weiterer Forschungsbedarf besteht. Das bedeutet, dass die Fragestellung **gelöst** ist.

Die Einstufung der generischen Sicherheitsfragen nach der Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen mittels des „Expert Judgement“-Ansatzes weist einen gewissen subjektiven Anteil auf. Zweifellos wäre eine objektivere Einschätzung bei reiner Nutzung einer probabilistischen Betrachtungsweise möglich. Diese Vorgehensweise ist jedoch nur dann anwendbar, wenn die Fragestellungen in einer probabilistischen

Analyse adäquat behandelbar sind. Dies ist jedoch nicht in allen Fällen möglich (z.B. bei sogenannten Soft Issues wie die Sicherheitskultur) bzw. in einigen Fällen auch sehr aufwendig. Außerdem müsste eine aktuelle anlagenspezifische PSA in Form einer Living PSA oder einem Risk Monitor für deutsche Anlagen vorliegen, dies ist derzeit aber nicht der Fall.

Es wurde deshalb ein System gewählt, das den subjektiven Anteil einer reinen Expert Judgement-Vorgehensweise durch eine stärkere Zerlegung der Fragestellung in Teilschritte und durch eine strikte deduktive Vorgehensweise etwas einschränkt. Als Basis für diese Vorgehensweise diente ein Ergebnisbaum mit 5 Ebenen und insgesamt 144 Endverzweigungen. Aufgrund der bei 5 Ebenen bereits sehr großen Anzahl von Zweigen war eine wünschenswerte weitere Zerlegung in Teilschritte nicht mehr möglich ohne den Abbildungsaufwand zu sprengen.

**Bewertungsmaßstab:**

**Ebene A:** Ist mehr als eine Barriere betroffen?

- Ja
- Nein

**Ebene B:** Ist mehr als eine Redundanz betroffen?

- Ja
- Nein

**Ebene C:** Handelt es sich um einen Auslegungsstörfall oder auslegungsüberschreitenden Störfall?

- Nein
- Störung
- Auslegungsstörfall
- Auslegungsüberschreitender Störfall

**Ebene D:** Besteht Untersuchungsbedarf?

- Dringend
- Langfristig
- Nein

**Ebene E:** Ist eine Lösung erfolgt?

- Ja
- Nein
- Nahezu

Die 5 verschiedenen Ebenen der Rankingprozedur und die unterlagerten Zweige haben nicht alle den gleichen Einfluss auf das Endergebnis. Die Ebenen **A** und **B** geben eine Grobeinschätzung der Fragestellung bezüglich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung. Sind diese beiden Fragestellungen nicht erfüllt, d. h. das gestaffelte Sicherheitskonzept ist nicht fundamental beeinträchtigt, so wird maximal die Sicherheits-signifikanz „mittel“ erreicht.

Die 4 Zweige der Ebene **C** haben folgenden Einfluss auf das Endergebnis:

Den höchsten Einfluss haben Ereignisse, die die Sicherheitsebene 3 (Auslegungsstörfälle) betreffen, da damit die Grundlagen der sicherheitstechnischen Auslegung, die der Genehmigung der kerntechnischen Anlage zugrunde gelegt wurden, betroffen sind. Nachrangig sind Ereignisse, die der Sicherheitsebene 4 (auslegungsüberschreitende Störfälle) zuzuordnen sind. Hierzu nachgeordnet folgen Fragestellungen oder Ereignisse, die der Sicherheitsebene 2 (Störung) zugeordnet werden können. Der 4. Zweig der Ebene **C** wurde eingefügt, um Fragestellungen, die sich durch die obige Struktur nicht abbilden lassen, behandeln zu können.

Dominiert wird das Ergebnis der Rankingprozedur durch die Ebenen **D** und **E**.

In Ebene **D** wird abgefragt, ob dringender, langfristiger oder kein Untersuchungsbedarf besteht. D. h. diese Ebene beschreibt den derzeitigen Kenntnisstand. In Ebene **E** erfolgt die Beschreibung, ob eine Lösung der Fragestellung erfolgt ist bzw. nahezu erfolgt ist. Diese beiden letzten Ebenen steuern dominierend die Auf- oder Abgruppierung als Funktion des Kenntnisstands und der Lösungsfindung und Umsetzung.

Die Einschätzung einer generischen Fragestellung in Bezug auf die Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen bezieht sich jeweils nur auf den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Aufgrund neuerer Erkenntnisse sind hier jederzeit Anpassungen möglich und auch gewollt.

## **4 Durchgeführte Arbeiten**

Aufgabe des Vorhabens war es, die in den Vorgängervorhaben aufgebaute Datenbank GeSi kontinuierlich weiterzuentwickeln und zu pflegen. Hierzu waren sicherheitstechnische Fragestellungen sowohl aus nationalen wie auch aus internationalen Quellen systematisch auszuwerten und gegebenenfalls zu bewerten (A.P. 1.1). Weiterhin sollte für einzelne Fragestellungen eine vertiefte Untersuchung vorgenommen werden (A.P. 1.2).

Wesentlicher Aspekt war auch der internationale Erfahrungsaustausch, wobei u.a. die deutsche Behandlung von generischen Fragestellungen auf internationalen Tagungen vorgestellt und diskutiert werden sollte.

Unter Arbeitspunkt 1.4 waren die Länderberichte der Überprüfungskonferenzen der nuklearen Sicherheitskonvention (CNS), in Bezug auf generische Fragestellungen auszuwerten und die Ergebnisse in die Datenbank zu integrieren. Die als relevant herausgearbeiteten sicherheitstechnischen Fragestellungen sollten hinsichtlich ihrer Bedeutung für deutsche Anlagen bewertet werden (A.P. 1.5).

Die Dokumentation (A.P. 1.6) der Ergebnisse dieses Vorhabens erfolgt per se in der Datenbank GeSi selbst sowie in den jeweiligen Projektgesprächen/-akten und in diesem Abschlussbericht (siehe nachfolgende Kapitel).

#### **4.1 Änderungen in der Datenbank GeSi**

Im Vorhabenszeitraum erfolgte eine Anzahl von Modifikationen sowohl was den Inhalt als auch was die Struktur der Datenbank betraf.

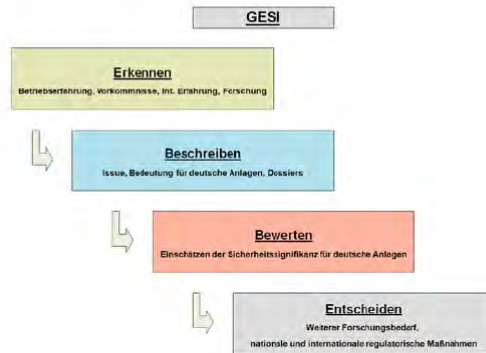
Um die Akzeptanz für die Nutzung der Datenbank zu steigern wurde die Eingangsseite neu gestaltet. Hierzu wurde eine Reihe von Vorschlägen erarbeitet (siehe Abbildung 4.1-1), die mit dem Auftraggeber diskutiert wurden. Ausgewählt wurde die in Abbildung 4.1-2 dargestellte Version (Vorschlag 6). Sie erlaubte auch eine weitere Sortiermöglichkeit einzuführen. Diese weitere Möglichkeit neben der Sortierung nach Issue Code (siehe Abbildung 4.1-3), Land (siehe Abbildung 4.1-4) und Signifikanz (siehe Abbildung 4.1-5) erlaubt nun alle generischen Fragestellungen (auch die neu hinzugekommenen) dem jeweiligen IAEA-TECDOC-Merkmal, z. B. Reaktorkern (siehe Abbildung 4.1-6) zuzuordnen. Der Aufruf dieser 4. Sortier-Möglichkeit erfolgt direkt aus dem Bild durch anklicken des jeweiligen Merkmals (z.B. Reaktorkern). Im Rahmen dieser Modifikation wurden auch die Voraussetzungen geschaffen, um mittels eines 5. Editors weitere Wissensbereiche zuordnen zu können, die aber bisher nicht genutzt werden.



### Vorschlag 1



### Vorschlag 2



### Vorschlag 3



### Vorschlag 4



### Vorschlag 5



### Vorschlag 6

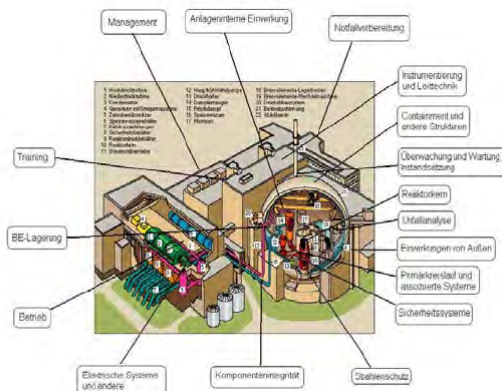


Abb. 4.1-1: Vorschläge für Eingangsseite Datenbank GeSi

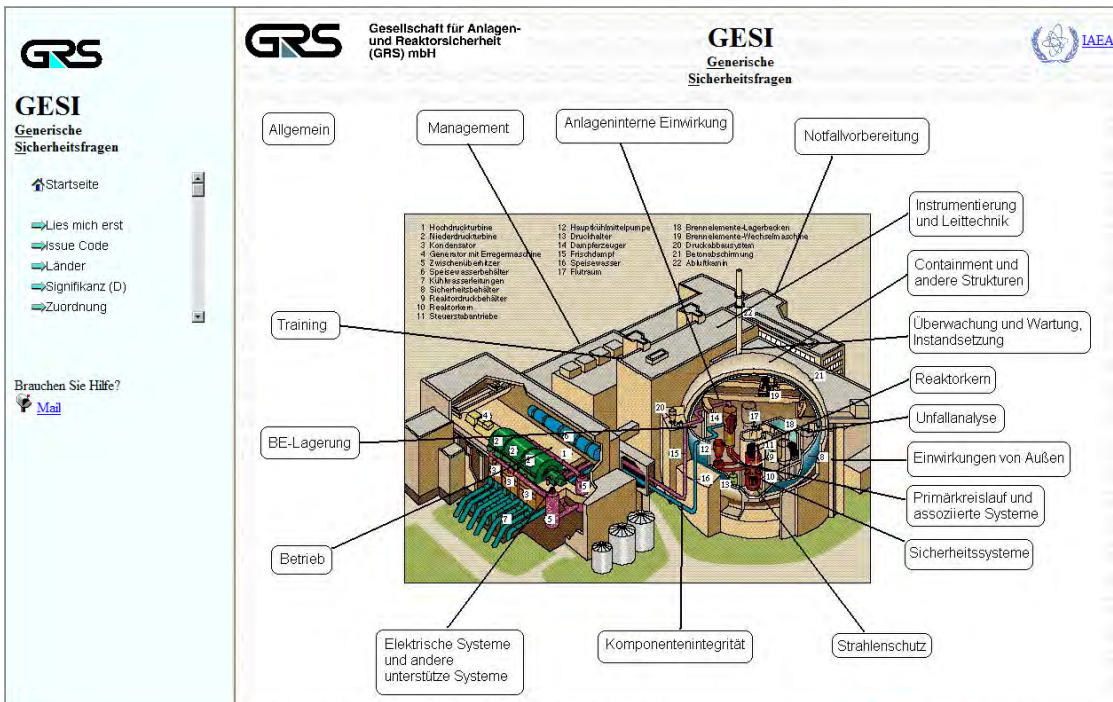


Abb. 4.1-2: Eingangsseite Datenbank GeSi (Vorschlag 6)

The screenshot shows a list of safety issues sorted by Issue Code and Significance. The list is organized into categories:

- Design Safety Issues/ Konstruktion**
  - GL 1
  - GL 2
  - GL 3
  - GL 4
- Reactor core/ Reaktorkern (RC)**
  - RC 1
  - RC 2
  - RC 3
  - RC 4
  - RC 5
  - RC 6
- Component integrity/ Komponentenintegrität (CI)**
  - CI 1
  - CI 2
  - CI 3
  - CI 4
  - CI 5
  - CI 6
  - CI 7
  - CI 8
  - CI 9
  - CI 10
  - CI 11
  - CI 12
  - CI 13
  - CI 14
  - CI 15
- Primary circuit and associated systems/ Primärsystem und assoziierte Systeme (PC)**
  - PC 1
  - PC 2
  - PC 3
  - PC 4
  - PC 5
  - PC 6
  - PC 7
  - PC 8
- Safety systems/ Sicherheitssysteme (SS)**
  - SS 1
  - SS 2
  - SS 3
  - SS 4
  - SS 5

The table has columns for Code and Titel. A blue box labeled "Issue Code" points to the "Code" column, and another blue box labeled "Signifikanz" points to the "Titel" column.

Abb. 4.1-3: Datenbank GeSi, Sortierung nach Issue Code

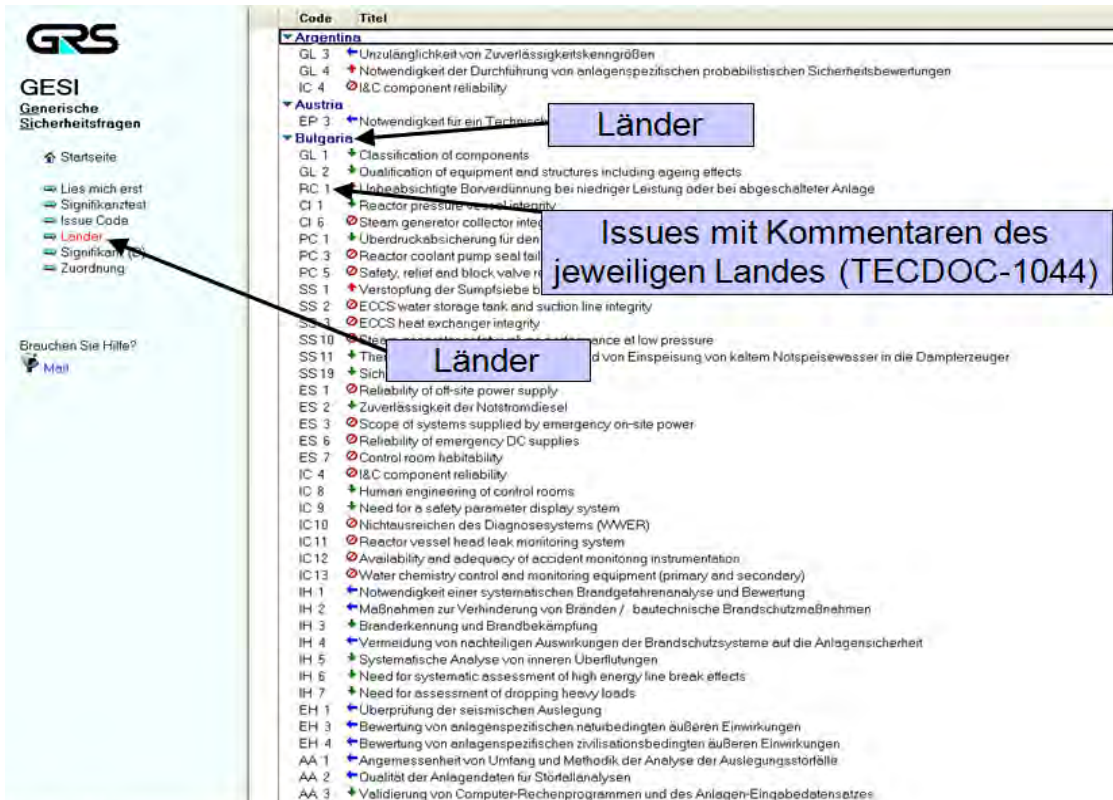


Abb. 4.1-4: Datenbank GeSi, Sortierung nach Ländern

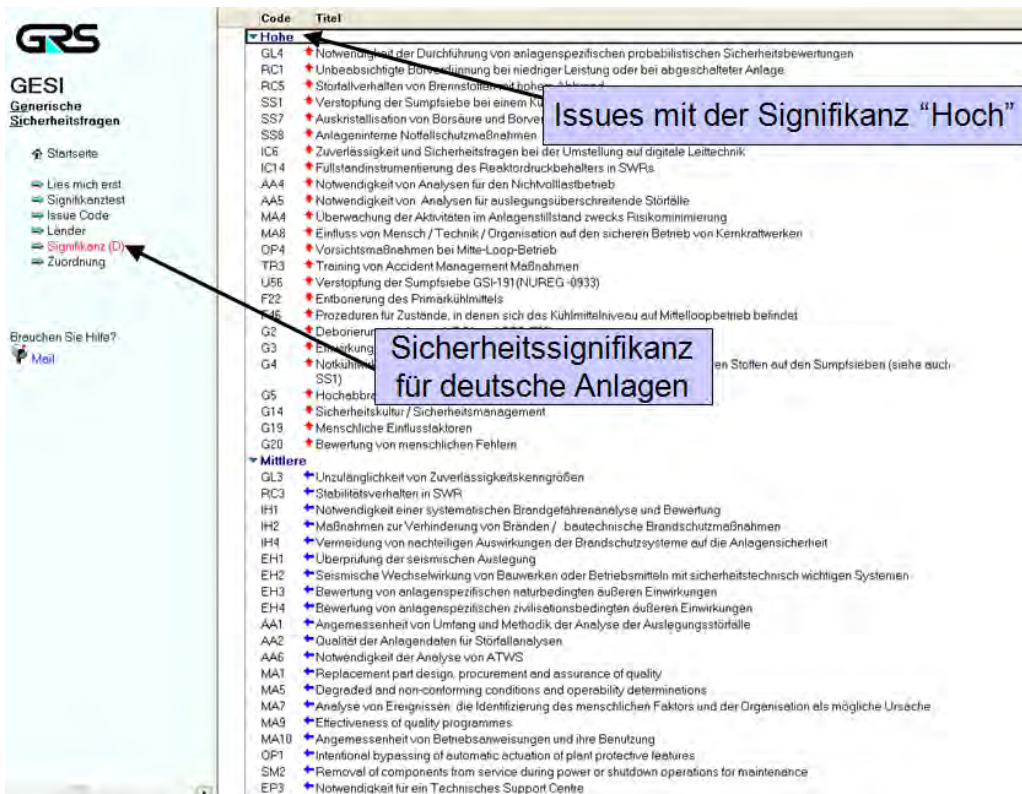
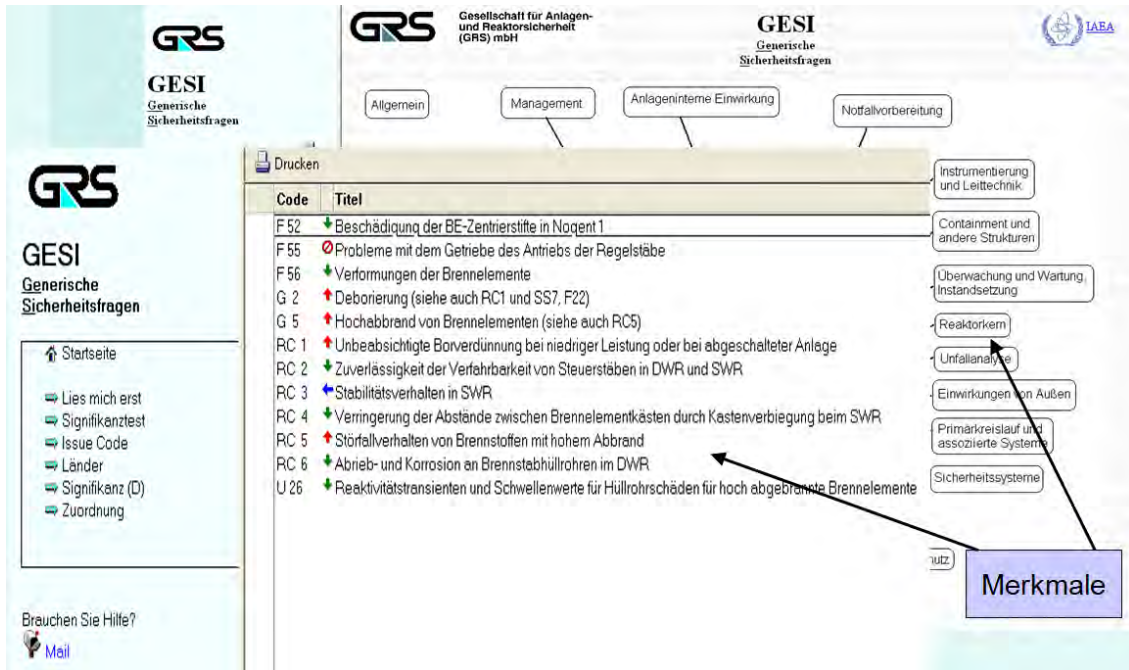


Abb. 4.1-5: Datenbank GeSi, Sortierung nach Signifikanz



**Abb. 4.1-6: Datenbank GeSi, Sortierung nach TECDOC-1044 Merkmal**

Um die Nutzung der Datenbank für die behördliche Arbeit zu verbessern, wurde ein zusätzlicher Reiter, BMU, eingeführt (siehe Abbildung 4.1-7), der Informationen bezüglich Behandlung, Verfolgung des Issues und Zuständigkeiten usw. innerhalb des BMU enthält. Hierzu wurde eine Struktur entwickelt und in den Reiter integriert, der jeweils vom zuständigen Referat auszufüllen ist (siehe Tabelle 4.1-1). Der Zugang zu diesem Reiter ist auf das BMU beschränkt.

Issue: RC5

Issue | Bed. für Deutsche Anlagen | Dossier | Sicherheitsrelevanz | Weitere Untersuchungen | Reg. Bezug | CNS | zusätzliche Quellen | int. Maßnahmen | Kommentar | BMU | Dok. Info

CNS: 3. Überprüfungskonferenz, April 2005  
National Reports  
Auswertung der CNS-Berichte:

**Frankreich**

**Question/Comment**  
1. Do you take NPP power upgrading efforts to increase reactor power above the design-specified level?  
: If so, at which plants did you complete

**Answer**  
1. There are several means to use the safe to increase the burnup rate, and to use (more than 80 %). However, the feasibility : To date no power increase has been authorized.

**Schweiz**  
**Article 19: Operation**  
The requirements for safe operation of the Swiss NPPs are laid down in the operating licence of each NPP. The operation procedures and rules have to be followed for all operational conditions. The most important operational procedures are the Technical Specifications which include the limiting conditions for operation. The procedures of the NPP extend also to maintenance, testing and surveillance of the equipment. Comprehensive technical support is provided for Swiss NPPs is reflected in the low annual number of reportable events.  
In addition to its general inspection activities, the Inspectorate gains further insight into all aspects of the NPPs operation from cooperation with the operators.  
The Inspectorate and the operators collect operational experiences from domestic and foreign NPPs. In some cases the analyses of these experiences resulted in important safety related backfitting or modifications in Swiss NPPs.  
The generation of radioactive waste at NPPs is kept at a low level. The resulting waste is collected, segregated, conditioned as soon as practicable and stored on site under appropriate conditions.  
In order to optimise fuel cycle cost, the Swiss NPP operators have increased fuel discharge exposures to levels that exceed the past experience basis for normal operation as well as transients/accidents. Therefore, the Inspectorate has implemented a 'high burnup' strategy, which calls for both regular and systematic inspections of lead fuel assemblies (poolside and hot-cell measurements) and participation in international safety research activities on transient/accident fuel behaviour, as a prerequisite for obtaining regulatory approval of increasing discharge exposure for reload fuel.  
For further plant availability and cost optimisation, many NPP operators have adopted a reload outage scheme with alternating short and long outage intervals. To support these schemes, some changes in the Technical Specifications pertaining to test / surveillance or maintenance intervals were applied for and subsequently approved by the Inspectorate after verifying that the safety margins of the plant and plant systems were maintained.  
The Swiss Party therefore complies with the obligations of Article 19.  
(S. 8)

**Spanien**  
19.2 Regulatory control of licensee activities  
**Power upgrading**  
The CSN has authorised the increases in power requested during this period, and described in section 6.1. All the plants that have increased their power during this period have based this on greater accuracy in measuring thermal power, thanks to new feedwater flow measuring instrumentation, as a result of which it has not been necessary to revise the LOCA analyses; in other words, the increases have been minor and around 1.5% of power. The assessment has considered the impact on safety of the new authorised power level, with special attention given to the following:

Auswertung der CNS-Länderberichte

Register mit zusätzlichen Informationen bzw. Quellen

Regulatorische Maßnahmen Zulassung: nur BMU

**Abb. 4.1-7: Datenbank GeSi, Sortierung nach TECDOC-1044 Merkmal**

**Tab. 4.1-1: GeSi-Reiter BMU, Innere Struktur**

Aufgaben zur Lösung der generischen Fragestellung	
I	Zuständig (Referat/Person):
II.a	BMU Vorhaben/Umfang (finanziell/zeitlich):
II.b	Ansprechpartner/Zuständig
II.c	Ergebnisse
III	BMWI/BMFT – Vorhaben/Umfang (finanziell/zeitlich):
III.b	Ansprechpartner/Zuständig
III.c	Ergebnisse
IV	Dt. Betreiber/Hersteller Vorhaben (finanziell/zeitlich):
IV.b	Ansprechpartner/Zuständig
IV.c	Ergebnisse
IV.d	Zugänglichkeit
V	Int. Vorhaben/Berichte:
V.b	Ansprechpartner/Zuständig
V.c	Ergebnisse
V.d	Zugänglichkeit
VI	RSK-Aktivität:
VII	Meilensteine (Nachweisanforderungen und in den Anlagen getroffene Maßnahmen)
VIII	Behördenaufgaben
IX	Bewertung
X	Weiteres Vorgehen

Um die Nutzungsmöglichkeiten der Datenbank GeSi als Wissensplattform weiter zu verbessern, wurde ein nur für die GRS zugänglicher Reiter „Interne GRS Info“ eingerichtet. Dieser Bereich dient der Dokumentation vertraulicher Information, Arbeitsunterlagen usw., die für die Arbeit der GRS von Wichtigkeit sein können. Dieser Teilbereich befindet sich unterhalb des Hauptreiters „Bedeutung für deutsche Anlagen“. Unter diesem Hauptreiter befindet sich der ebenfalls eingefügte Unterreiter „Weiterleitungsnachrichten“, der allerdings allgemein zugänglich ist. Sollte eine Weiterleitungsnachricht existieren, wird diese hier abgelegt bzw. eingefügt.

## **4.2 Fachliche Arbeiten**

Um den Informationsumfang als Wissensplattform für Generische Fragestellungen zu verbessern wurden aktuelle Erkenntnisse bezüglich der jeweiligen Generischen Fragestellungen aus dem BMU-Vorhaben BMU-Vorhaben „SR 2597- Auswertung und Bewertung von Programmen und Ergebnissen der nationalen und internationalen Reaktorsicherheitsforschung für atomrechtliche Schutzaufgaben“ bzw. dem Vorgängervorhaben „3607R02505-Auswertung der Reaktorsicherheitsforschung für atomrechtliche Zwecke“, in den GeSi-Reiter „Weitere Untersuchungen sowie aus dem BMU-Vorhaben „3607109181-Multilaterale Zusammenarbeit West“, die darin erstellten Dossiers in den gleichnamigen Reiter der Datenbank integriert.

### **4.2.1 Auswertung der Länderberichte der Überprüfungskonferenz zur Nuklearen Sicherheitskonvention (CNS)**

Im Rahmen des Vorhabens erfolgte auch die Auswertung der Länderberichte der 4. CNS-Überprüfungskonferenz in Bezug auf neuere Erkenntnisse zu den in der Datenbank dokumentierten generischen Sicherheitsfragen (AP 4.5 des Vorhabens). Der Schwerpunkt der Auswertung lag auf den generischen Fragestellungen, die nach deutscher Einschätzung die Sicherheitssignifikanz Hoch (Stand 2008) aufwiesen. Nicht zu allen Fragestellungen, die nach deutscher Einschätzung von hoher Bedeutung sind, wurden von den CNS-Mitgliedsländern Aussagen gemacht.

Folgende Fragestellungen fanden während der 4. CNS-Überprüfungskonferenz keine direkte Erwähnung:

- SS7 Auskristallisation von Borsäure und Borverdünnung im Kern bei KMV
- IC14 Füllstandsinstrumentierung des RDB im SWR
- G19 Menschliche Einflussfaktoren
- G20 Bewertung von menschlichen Fehlern
- G29 Alterung elektrischer Einrichtungen

Besonders intensiv behandelt wurden dagegen die Fragestellungen

- GL4 Notwendigkeit der Durchführung von anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsbewertungen (vor allem im Kontext zu schweren Störfällen und AM-Maßnahmen)
- SS1 (G4, U56) Verstopfung der Sumpfsiebe bei einem Kühlmittelverluststörfall
- SS8 Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen
- IC6 Zuverlässigkeit und Sicherheitsfragen bei der Umstellung auf digitale Leittechnik
- AA4 Notwendigkeit von Analysen für den Nichtvolllastbetrieb
- MA8 Einfluss von Mensch/Technik/Organisation auf den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken (siehe auch Issue G14)
- G3 Einwirkungen von Außen infolge Flugzeugabsturz

Eine Auflistung der Auswertungen ist in Tabelle 4.2-1 zu finden.

**Tab. 4.2-1: CNS-Auswertung**

GL4	Notwendigkeit der Durchführung von anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsbewertungen
RC1	Unbeabsichtigte Borverdünnung bei niedriger Leistung oder bei abgeschalteter Anlage
RC5	Störfallverhalten von Brennstoffen mit hohem Abbrand
SS1	SS1 Verstopfung der Sumpfsiebe bei einem Kühlmittelverluststörfall (siehe auch G4, U56)
SS7	Auskristallisation von Borsäure und Borverdünnung im Kern bei Kühlmittelverluststörfällen
SS8	Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen
IC6	Zuverlässigkeit und Sicherheitsfragen bei der Umstellung auf digitale Leittechnik
IC14	Füllstandinstrumentierung des Reaktordruckbehälters in SWRs
AA4	Notwendigkeit von Analysen für den Nichtvolllastbetrieb
AA5	Notwendigkeit von Analysen für auslegungsüberschreitende Störfälle
MA4	Überwachung der Aktivitäten im Anlagenstillstand zwecks Risikominimierung
MA8	Einfluss von Mensch/Technik/Organisation auf den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken
OP4	Vorsichtsmaßnahmen bei Mitte-Loop-Betrieb (siehe auch F46)
TR3	Training von Accident Management Maßnahmen
U56	Verstopfung der Sumpfsiebe GSI-191(NUREG -0933) siehe auch G4 , SS1
F22	Entborierung des Primärkühlmittels
F46	Prozeduren für Zustände, in denen sich das Kühlmittelniveau auf Mittelloopbetrieb befindet (siehe auch OP4)
G2	Deborierung (siehe auch RC1 und SS7, F22)
G3	Einwirkungen von Außen infolge Flugzeugabsturz
G4	Notkühlwirksamkeit bei KMV bei Ablagerung von Isoliermaterial und anderen Stoffen auf den Sumpfsieben (siehe auch SS1, U56)
G5	Hochabbrand von Brennelementen (siehe auch RC5,U26)
G14	Sicherheitskultur/Sicherheitsmanagement
G19	Menschliche Einflussfaktoren
G20	Bewertung von menschlichen Fehlern
G29	Alterung Elektrischer Einrichtungen (in Bearbeitung)
G30	Zuverlässigkeit von software-basierten Schutzeinrichtungen
G31	Zuverlässigkeit von software-basierten Meßtechnik



#### 4.2.2 Pflege der Datenbank

Im Rahmen des Vorhabens wurde die Datenbank kontinuierlich gepflegt. Dies beinhaltete die Überprüfung aller in der Datenbank enthaltenen Fragestellungen (Stand September 2009: 288) in Bezug auf die Wiedergabe des Standes von Wissenschaft und Technik. Aufgrund des begrenzten Vorhabensumfanges wurde nur eine Reihe von Fragestellungen im Rahmen des Screenings ausgewählt, die mit höchster Priorität einer Anpassung bedurften. Diese Fragestellungen wurden einer vertiefteren Analyse unterzogen und an den neuesten Stand von Wissenschaft und Technik angepasst. Dies führte teilweise zur Änderung der Signifikanzeinschätzung. So mussten insgesamt 18 Fragestellungen nach der Neubewertung in eine höhere Sicherheitssignifikanzstufe eingruppiert werden:

- Hoch: 2 aus mittel, 1 aus gering, 4 aus keine
- Mittel: 7 aus gering, 3 aus keine
- Gering: 2 aus keine

Aufgrund der Reduzierung bzw. Beseitigung der vorhandenen Kenntnislücken konnten 35 generische Fragestellungen in der Datenbank GeSi auf eine niedrige Sicherheits-signifikanzstufe für deutsche Anlagen abgruppiert werden:

- Hoch: 2 nach mittel, 1 nach gering
- Mittel: 18 nach gering, 3 nach keine
- Gering: 15 nach keine

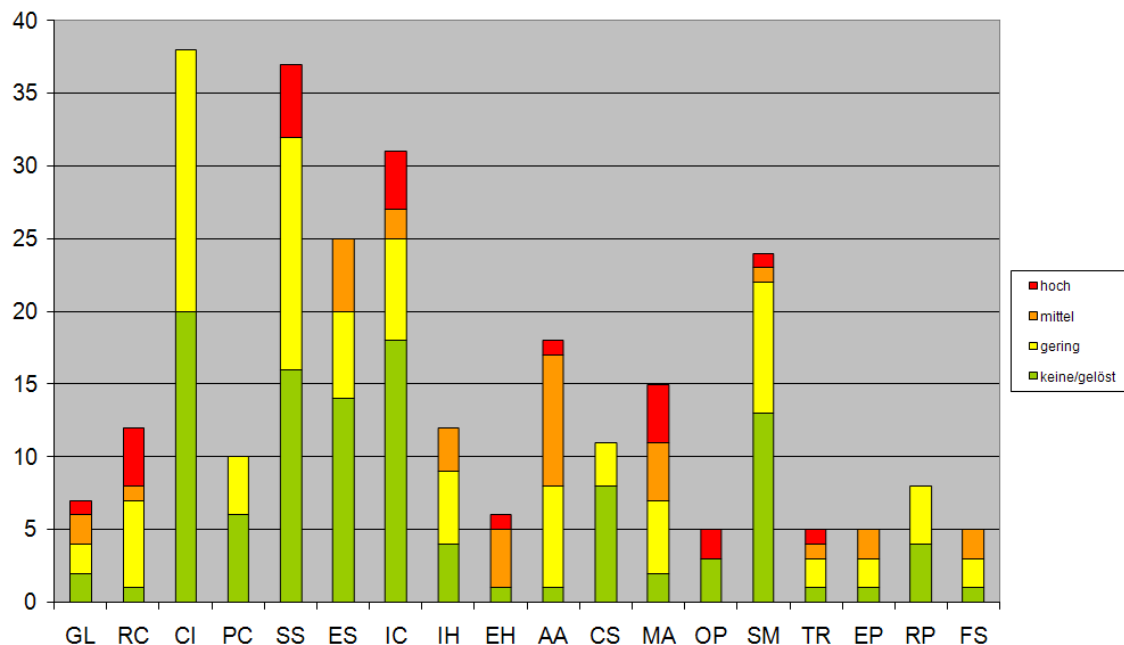
Insgesamt 18 generische Fragestellungen wurden aus höheren Stufen nach keine eingruppiert. Dies bedeutet, dass die Fragestellungen nach dem derzeitigen Stand von Wissenschaft und Technik als gelöst und damit abgeschlossen betrachtet werden können.

Im Rahmen der Auswertung und des Screenings der nationalen und internationalen Betriebserfahrung, der Forschungsergebnisse sowie von aufgetretenen Ereignissen und Störfällen wurden 30 neue generische Fragestellungen einer vertieften Untersuchung unterzogen und in die Datenbank neu eingefügt (siehe Kapitel 4.3).

Hiervon wurden nach der detaillierten Analyse eingruppiert:

- 4 in die Sicherheitssignifikanz Hoch
- 10 in die Sicherheitssignifikanz Mittel
- 8 in die Sicherheitssignifikanz Gering
- 8 nach Keine.

Eine Verteilung der Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen für alle 288 generischen Fragestellungen in der Datenbank GeSi in Bezug zu Merkmalen des IAEA-TECDOC-1044 ist in der Abbildung 4.2-2 dargestellt. Wie daraus ersichtlich wird, wiesen die Hauptmerkmale Reaktorkern (RC), Sicherheitssysteme (SS), Instrumentierung und Leittechnik (IC) und Management (MA) den größten Anteil an generischen Fragestellungen auf, die mit der Sicherheitssignifikanz Hoch eingeschätzt wurden, d. h. für die keine Lösung existiert und große Kenntnislücken existieren (siehe auch Kapitel 4.4).



**Abb. 4.2-2: Verteilung der Sicherheitssignifikanz in der Datenbank GeSi (Stand: September 2009)**

Die Änderungen, die sich bei der Einschätzung der Sicherheitssignifikanz für alle 288 in der Datenbank GeSi vorhandenen generischen Fragestellungen in der Vorhabenslaufzeit ergeben haben, sind in Tabelle 4.2-2 aufgelistet.

Tab. 4.2-2: Änderungstendenz der Sicherheitssignifikanz in der Datenbank GeSi im Vorhabenszeitraum 2006 - 2009

Sicherheitssignifikanz	Issue	Änderung
<i>Hoch</i>	G 3	aus Mittel
	G14	aus Mittel
	G19	Neu
	G20	Neu
	G30	Neu
	G31	Neu
	U56	aus Keine
	F22	aus Gering
F46	aus Keine	
<i>Mittel</i>	GL3	aus Hoch
	RC3	aus Hoch
	EH1	aus Gering
	EH4	aus Hoch
	IH4	aus Gering
	AA1	aus Gering
	MA1	aus Gering
	MA9	aus Gering
	G 6	aus Hoch
	G 8	aus Gering
	G10	aus Gering
	G15	Neu
	G16	Neu
	G21	Neu
	G22	Neu
	G23	Neu
	G32	Neu
	G28	Neu
	G29	Neu
	G18	Neu
	G33	Neu
	AA5	aus Hoch
	AA6	aus Hoch
G 3	aus Gering	
ES7	aus Keine	
IC7	aus Keine	
F70	aus Keine	
<i>Gering</i>	F16	aus Keine
	ES6	aus Keine
	RC6	aus Mittel
	PC1	aus Mittel
	PC2	aus Mittel
	PC7	aus Mittel
	PC8	aus Mittel
SS4	aus Mittel	

Sicherheitssignifikanz	Issue	Änderung
	SS8	aus Mittel
	IC3	aus Mittel
	AA3	aus Mittel
	AA7	aus Mittel
	MA6	aus Mittel
	TR2	aus Mittel
	F13	aus Keine
	G 9	aus Mittel
	G11	aus Mittel
	G12	aus Mittel
	G13	aus Mittel
	G27	Neu
	G17	Neu
	G36	Neu
	U60	Neu
	U63 (US GSI 163)	Neu
	G24	Neu
	G25	Neu
	S1	Neu
	SS8	aus Hoch
	AA2	aus Mittel
	CS3	aus Hoch
	MA11	aus Mittel
U59	aus Keine	
F13	aus Keine	
<b>Keine</b>	CI14	aus Gering
	SS16	aus Mittel
	ES4	aus Gering
	ES6	aus Gering
	ES8	aus Gering
	IC2	aus Mittel
	IH7	aus Gering
	IH9	aus Gering
	MA5	aus Mittel
	OP3	aus Gering
	SM2	aus Gering
	SM6	aus Gering
	SM7	aus Gering
	F66	aus Gering
	F67	aus Gering
	G7	aus Gering
	U64	Neu
	U61	Neu
U62 (US GSI 156.61)	Neu	
U65 (US GSI 177)	Neu	
U66 (US GSI 197)	Neu	

Sicherheitssignifikanz	Issue	Änderung
	G26	Neu
	G34	Neu
	G35	Neu
	OP1	aus Mittel
	SM2	aus Mittel
	CI7	aus Gering
	CI13	aus Gering
	CI14	aus Gering
	ES8	aus Gering
	IH7	aus Gering
	OP3	aus Gering
	SM6	aus Gering
	G 7	aus Gering

### 4.3 Neue generische Fragestellungen

Im Vorhabenszeitraum sind insgesamt 30 generische Fragestellungen hinzugekommen. Hiervon stammt der dominierende Anteil aus der deutschen Betriebserfahrung und aus Forschungsergebnissen. Dies sind 22 Fragestellungen, wobei nach der genaueren Analyse 4 der Sicherheitssignifikanz Hoch, 10 in Mittel, 5 in Gering und 3 in Keine eingruppiert wurden (siehe Tabelle 4.2-2). Der Rest der Fragestellungen kommt aus internationalen Informationsquellen. Bei den ausländischen Quellen muss allerdings darauf hingewiesen werden, dass der Anteil der analysierten Fragestellungen erheblich höher ist. Ein Großteil der analysierten Fragestellungen wurde bereits beim Screening wieder aussortiert, da die Fragestellungen entweder auf deutsche Verhältnisse nicht anwendbar/übertragbar waren oder von vornherein keine sicherheitstechnische Bedeutung aufwiesen. Während der näheren Analyse zeigte sich allerdings bei einigen Fragestellungen, dass auch diese keine Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen haben bzw. dass im Vorhabenszeitraum hierzu eine Lösung gefunden wurde.

Bei den neuen generischen Fragestellungen, die in die Sicherheitssignifikanz Hoch eingruppiert wurden, handelt es sich um Fragestellungen zur Zuverlässigkeit digitaler Systeme und menschlicher Handlungen.

#### 4.4 Generische Sicherheitsfragen mit der Priorität Hoch

Die Datenbank GeSi weist mit dem Stand September 2009 24 Fragestellungen auf, die mit der Sicherheitssignifikanz Hoch eingruppiert wurden (siehe Tabelle 4.4-1).

**Tab. 4.4-1: Generische Sicherheitsfragen mit der Sicherheitssignifikanz Hoch (Stand September 2009)**

Code	Titel
▼Hohe	
<a href="#">GL4</a>	↑ Notwendigkeit der Durchführung von anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsbewertungen
<a href="#">RC1</a>	↑ Unbeabsichtigte Borverdünnung bei niedriger Leistung oder bei abgeschalteter Anlage
<a href="#">RC5</a>	↑ Störfallverhalten von Brennstoffen mit hohem Abbrand
<a href="#">SS1</a>	↑ Verstopfung der Sumpfsiebe bei einem Kühlmittelverluststörfall ( siehe auch G 4, U 56)
<a href="#">SS7</a>	↑ Auskristallisation von Borsäure und Borverdünnung im Kern bei Kühlmittelverluststößen
<a href="#">IC6</a>	↑ Zuverlässigkeit und Sicherheitsfragen bei der Umstellung auf digitale Leittechnik
<a href="#">IC14</a>	↑ Füllstandinstrumentierung des Reaktordruckbehälters in SWRs
<a href="#">AA4</a>	↑ Notwendigkeit von Analysen für den Nichtvollastbetrieb
<a href="#">MA4</a>	↑ Überwachung der Aktivitäten im Anlagenstillstand zwecks Risikominimierung
<a href="#">MA8</a>	↑ Einfluss von Mensch / Technik / Organisation auf den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken
<a href="#">OP4</a>	↑ Vorsichtsmaßnahmen bei Mitte-Loop-Betrieb (siehe auch F 46)
<a href="#">TR3</a>	↑ Training von Accident Management Maßnahmen
<a href="#">U56</a>	↑ Verstopfung der Sumpfsiebe GSI-191(NUREG -0933) siehe auch G 4 , SS 1
<a href="#">F22</a>	↑ Entborierung des Primärkühlmittels
<a href="#">F46</a>	↑ Prozeduren für Zustände, in denen sich das Kühlmittelniveau auf Mittelloopbetrieb befindet (siehe auch OP 4)
<a href="#">G2</a>	↑ Deborierung (siehe auch RC1 und SS7, F22)
<a href="#">G3</a>	↑ Einwirkungen von Außen infolge Flugzeugabsturz
<a href="#">G4</a>	↑ Notkühlwirksamkeit bei KMV bei Ablagerung von Isoliermaterial und anderen Stoffen auf den Sumpfsieben (siehe auch SS 1, U 56)
<a href="#">G5</a>	↑ Hochabbrand von Brennelementen (siehe auch RC5,U26)
<a href="#">G14</a>	↑ Sicherheitskultur / Sicherheitsmanagement
<a href="#">G19</a>	↑ Menschliche Einflussfaktoren
<a href="#">G20</a>	↑ Bewertung von menschlichen Fehlern
<a href="#">G30</a>	↑ Zuverlässigkeit von software-basierten Schutzeinrichtungen
<a href="#">G31</a>	↑ Zuverlässigkeit von software-basierten Meßtechnik

Hiervon sind 9 Fragestellungen neu oder durch Hochgruppierung mit der höchsten Priorität eingeschätzt worden. Die restlichen 15 Fragestellungen waren schon zu Beginn des Vorhabens in 2006 mit der Sicherheitssignifikanz Hoch eingeschätzt worden. D. h. für diese Fragen konnten weder die Kenntnislücken adäquat geschlossen, noch eine abschließende Lösung gefunden werden. Es handelt sich hierbei um das Thema PSA sowohl bezüglich des Leistungsbetriebs, wie auch beim Nichtleistungsbetrieb sowie der menschliche Einfluss auch in Bezug auf die Organisation in der kerntechnischen Anlage. Weitere Punkte sind die Deborierungsproblematik, die Umstellung auf digitale Leittechnik und die Sumpfsiebverstopfungsproblematik bei einem KMV. Dass diese Themen weltweites Interesse hervorrufen, zeigt auch die Auswertung der CNS-Länderberichte (siehe Kapitel 4.2.1).

Weitere wichtige Themen, die bisher keiner adäquaten Lösung zugeführt werden konnten, sind der Hochabbrand von Brennelementen, das Training von Accident Manage-

ment-Maßnahmen, speziell im auslegungsüberschreitenden Bereich, da derzeit kein geeigneter Simulator existiert, der diesen Bereich in Echtzeit nachbilden kann, sowie eine diversitäre und redundante Methode zur RDB-Füllstandsmessung in einem SWR. Sinnvoll ist es, die oben genannten bzw. in den Unterkapiteln detailliert aufgeführten Fragestellungen durch eine entsprechende Ausweisung von Vorhaben bzw. Forschungsprogrammen einer Lösung zuzuführen. In diesem Zusammenhang sei der Verweis auf die Vorgehensweise in den USA (siehe Kapitel 4.6.2) angebracht. Die U.S. NRC hat die generischen Fragestellungen in einem vorgegebenen Zeitrahmen einer Lösung zuzuführen. Dies ist sicher nicht in allen Fällen möglich, wie die Sumpfstopfungsproblematik bei einem KMV zeigt, jedoch sollten die entsprechenden Steuerungsmechanismen auf behördlicher Seite genutzt werden, um zumindest die existierenden Kenntnislücken in absehbarer Zeit zu schließen. Eine detaillierte Beschreibung der einzelnen generischen Fragestellungen mit der Sicherheitssignifikanz Hoch ist in den nachfolgenden Kapiteln zu finden (Stand September 2009). Auf die entsprechenden Literaturverweise in dem Unterkapitel wird verzichtet (siehe hierzu Datenbank GeSi).

#### **4.4.1 Issue: GL4 (Allgemein)** **Notwendigkeit der Durchführung von anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsbewertungen**

##### **4.4.1.1 Problembeschreibung**

Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) ergänzen die ingenieurtechnische, in erster Linie auf deterministischen Grundlagen beruhende Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken. Mit der PSA werden die wichtigen Informationen über Systemauslegung, Störfallanalyse, Betriebsweisen, Betriebserfahrung, Komponenten- und Systemzuverlässigkeit und das sicherheitsgerichtete menschliche Handeln zu einer Gesamtbeurteilung des Anlagenverhaltens zusammengeführt.

Mit der PSA kann das Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerks durch quantitative Aussagen über die einzelnen Risikobeiträge ganzheitlich bewertet werden. Wesentliches Ziel einer PSA ist es, dominante Risikobeiträge und damit sicherheitstechnische Schwachstellen zu erkennen, um auf die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts in Bezug auf die Einhaltung der Schutzziele Kernkühlung und Aktivitätseinschluss hinzuwirken. Das Sicherheitskonzept ist als ausgewogen anzusehen, wenn Einzelbeiträge

für auslösende Ereignisse oder Systemfunktionen das jeweilige Ergebnis nicht dominieren.

Die systematische Anwendung der PSA führte in der Vergangenheit zu wesentlichen sicherheitstechnischen Verbesserungen bei bestehenden Anlagen. Die Durchführung von probabilistischen Sicherheitsanalysen ist daher notwendig. In Deutschland ist die Durchführung einer PSA Bestandteil der periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ). Zwingend sind laut PSA-Leitfaden von Dezember 1996 Analysen der Stufe 1+. Diese umfassen die Ermittlung und Quantifizierung von Ereignisabläufen, die zur Gefährdung der Brennelementkühlung führen können, wobei ergänzend die aktiven Funktionen des Sicherheitseinschlusses zu berücksichtigen sind.

Mit Stand August 2005 liegen revidierte Anhänge zur Methodik der PSA und zur Ableitung zuverlässigkeits-analytischer Daten vor. Diese revidierten PSA-Anforderungen schreiben die Analyse der

- Gefährdungszustände (Ausfall der Sicherheitssysteme zur Abschaltung und Kernkühlung),
- Kernschadenzustände (PSA Stufe 1) bei zusätzlicher Bewertung von Notfallmaßnahmen und
- Anlagenschadenzustände mit radiologischer Freisetzung (PSA Stufe 2) vor.

Damit wird ein Schritt hin auf den internationalen Stand der Technik der PSAs gemacht. Durch die Neufassung des Methoden- und Datenbandes zur PSA ist der PSÜ-Leitfaden in einem weiteren Schritt entsprechend anzupassen. Es ist sicherzustellen, dass die deutschen Belange in internationalen Gremien (z. B. IAEA, OECD) berücksichtigt werden.

#### **4.4.1.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

Seit über 10 Jahren werden probabilistische Sicherheitsanalysen im atomrechtlichen Aufsichtsverfahren als Bestandteil der periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) für alle deutschen Kernkraftwerke erstellt. Abweichend vom internationalen Vorgehen wurde bislang zuerst die Häufigkeit von Gefährdungszuständen, d. h. der Ausfall der auslegungsgemäßen Funktionen der Brennelementkühlung (ohne Bewertung der präventiven Notfallmaßnahmen) ermittelt. Ergänzend wurde die Verfügbarkeit der aktiven



Funktionen des Sicherheitsbehälterabschlusses (Stufe 1+) analysiert. Dieses Vorgehen wird mit dem hohen Automatisierungsgrad der deutschen Anlagen im Auslegungsbereich begründet. Die bei den probabilistischen Sicherheitsanalysen angewandten Methoden und Daten sind in ergänzenden Dokumenten zu den behördlichen Leitfäden beschrieben (Stand Dezember 1996). Inzwischen liegen für alle deutschen Kernkraftwerke probabilistische Sicherheitsanalysen vor; sie haben zu zahlreichen Erkenntnissen und Systemmodifikationen geführt.

Die Methoden und Daten der probabilistischen Sicherheitsanalyse werden ständig weiterentwickelt. Mit Stand August 2005 liegt eine Fortschreibung der Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke vor. Hierin sind die Fortschritte bei der Erweiterung der Untersuchungstiefe (Stufe 2), der Einbeziehung des Nichtleistungsbetriebes, der genaueren Bewertung von Personalhandlungen und der Betrachtung der Entstehung und Auswirkung von Bränden verankert und für zukünftige PSAs als richtungsweisend empfohlen. Künftig sollen entsprechende PSA bis Stufe 2 im Rahmen aller periodischen Sicherheitsüberprüfungen durchgeführt werden. Hinsichtlich der besonders sensiblen Frage der gemeinsam verursachten Ausfälle beteiligt sich Deutschland aktiv am internationalen Erfahrungs- und Datenaustausch (ICDE-International Common Cause Failure Data Exchange (OECD/NEA)). Der internationale Wissensaustausch (z. B. bei der IAEA oder der OECD) mit dem Ziel, internationale Anforderungen mit den deutschen Anforderungen in Übereinstimmung zu bringen, wird von Deutschland unterstützt.

#### **4.4.1.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht**

Mit Hilfe einer PSA ist es möglich, die Ausgewogenheit der Auslegung und des Sicherheitskonzeptes einer Anlage zu überprüfen. Die Ergebnisse der PSA liefern wertvolle Hinweise für notwendige Verbesserungen. Die Methoden und der Anwendungsstand einer PSA der Stufe 1 gestattet es, die Zuverlässigkeit sicherheitstechnisch relevanter Systeme eines Kernkraftwerks in Hinblick auf das Spektrum der zu betrachtenden Auslegungsstörfälle zu quantifizieren.

Bei der Durchführung einer PSA werden alle wichtigen Informationen über Anlagenauslegung, Störfallanalyse, Betriebsweisen und -erfahrung, Komponenten- und Systemzuverlässigkeiten sowie menschliches Handeln soweit wie möglich realistisch zu einer Gesamtbetrachtung zusammengeführt. Unsicherheiten in den einzelnen

Schritten der PSA werden in Hinblick auf die Aussagen zur Häufigkeit von Gefährdungs- und Kernschadenzuständen bzw. radiologischen Freisetzungen ausgewiesen.

Die probabilistischen Analysen haben in vielen Fällen zu Nachrüstungen mit sicherheitstechnischer Relevanz geführt, die aus der deterministischen Betrachtungsweise nicht abgeleitet werden konnten. Die methodischen Untersuchungen für weitere Betriebsphasen (Nicht-Leistungsbetrieb) sowie die Untersuchungen zur Stufe 2 haben weitere sicherheitstechnische Aspekte von z. T. hoher Relevanz aufgezeigt. Ebenso haben sich der Einsatz anlagenspezifischer Daten sowie die Verwendung des GVA-Modells als relevant hinsichtlich der Bedeutung einzelner Ereignisse herausgestellt. Eine Weiterführung der anlagenspezifischen Untersuchungen durch PSA auf dem Hintergrund der aktuellen Methoden- und Datenbände hat daher eine hohe Relevanz.

<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	Gesamtanlage
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	redundanzübergreifend
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	Transienten, Auslegungsstörfälle, auslegungsüberschreitende Störfälle
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	weiterer Untersuchungsbedarf

#### 4.4.1.4 Weitere Untersuchungen

Nach der Fertigstellung der Arbeiten am Methoden- und Datenband konzentrieren sich die weiteren Untersuchungen auf die Anwendungsfelder der PSA für die noch keine umfassende Praxis in Deutschland besteht. Dies sind die realistische Modellierung des Nichtleistungsbetriebs und der Schritt hin auf die PSA der Stufe 2 (ausgehend vom Leistungsbetrieb).

Auf die Erprobung einer PSA der Stufe 2 für die SWR-Baulinie 69 wird beispielhaft hingewiesen. Weiterer Forschungs- und Entwicklungsbedarf gibt es für spezifische PSA-Fragestellungen, welche äußere Einwirkungen/Erdbeben zum Inhalt haben.

Die Analysen der PSA Stufe 2 sind auf folgende Ziele und Nutzungsmöglichkeiten ausgerichtet:

- Erkenntnisse zum Verlauf von Unfällen und zum Verhalten des Sicherheitseinschlusses sowie das Verständnis des Anlagenpersonals hinsichtlich Sicherheit und Risiken der Anlage zu vertiefen und Betriebs- und Notfallprozeduren zu trainieren (Szenarienauswahl für Simulatorübungen),
- Identifikation bestimmter Versagensmechanismen und anlagenspezifischer Schwachstellen (insbesondere des Sicherheitseinschlusses) und Abschätzung einhergehender Radionuklidfreisetzungen nebst zugeordneter Häufigkeiten,
- Entwicklung und Bewertung von Strategien für einen anlageninternen (mitigativen) Notfallschutz mit der zugehörigen Begründung zu ggf. erforderlichen anlagenspezifischen Nachrüstmaßnahmen oder Änderungen des Betriebsreglements und einschließlich der Bewertung risikoreduzierender Optionen,
- Unterstützung und Optimierung anlagenexterner Notfallstrategien des Katastrophenschutzes.

Unbenommen dieses Schwerpunktes der PSA (Stufe 2) für weitere Untersuchungen bleibt es vorrangig, die PSA umfassend für die lückenlose Stärkung und Verifikation der präventiven Sicherheitseinrichtungen und -maßnahmen zu nutzen.

#### **4.4.2 Issue: RC1 (Reaktorkern)**

##### **Unbeabsichtigte Borverdünnung bei niedriger Leistung oder bei abgeschalteter Anlage**

#### **4.4.2.1 Problembeschreibung**

In den heutigen Druckwasserreaktoren ist bei niedriger Leistung oder im abgeschalteten Zustand die Möglichkeit nicht auszuschließen, dass eine Borlösung mit reduzierter Konzentration eingespeist wird oder durch Kondensationsprozesse entsteht. Solche Ereignisse können in zwei Gruppen eingeteilt werden:

- Homogene Vermischung tritt auf, wenn verdünnte Lösung oder Deionat eingespeist wird oder durch Kondensation von Dampf Deionat entsteht und die Strö-

mungsbedingungen ausreichen, das zugeführte Kühlmittel effektiv mit dem vorhandenen Inventar im Primärkreis zu vermischen.

- Inhomogene Vermischung tritt auf, wenn das eingespeiste, ausgelaufene oder kondensierte Kühlmittel einen Pfropfen mit niedriger Borkonzentration im Primärkreis bildet.

Ein Reaktivitätseintrag kann auf zwei Arten erfolgen:

- Langsame Borverdünnung bei bestehender Kühlmittelumwälzung
- Schnelle Borverdünnung in Folge einer schnellen und massiven Zufuhr von niedrig borierten Kühlmittel in den Kern. Dieser Fall kann beispielsweise eintreten beim Wiederanfahren einer Primärkreislaufpumpe bei dem Vorhandensein niedrig borierten Kühlmittels (Siehe AA4, SS7, G2).

Dieser Sachverhalt und dessen Auswirkung auf die Sicherheit eines DWR wurden im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsbewertung der französischen DWRs Ende der 80er Jahre identifiziert. Eine unbeabsichtigte Borverdünnung kann durch die Messung des Neutronenflusses und der Borkonzentration festgestellt werden. Während des Ab- oder Anfahrens des Reaktors ist die Überwachung des Neutronenflusses aber schwierig, da dann die Anzahl der Neutronen in den Ionisierungskammern sehr gering ist (104 bis 103 n/cm<sup>2</sup>+s). Die fortlaufende Überwachung der Borkonzentration erfolgt auf der Grundlage von Bormessgeräten, die im Reaktorkühlsystem über eine begrenzte Anzahl von Entnahmestellen verfügen.

#### **4.4.2.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

Die Ergebnisse der französischen PSA zu Entborierungsstörfällen wurden auf Übertragbarkeit auf deutsche DWR untersucht (u.a. GRS-A-2336, GRS-A-2460).

Zur Vermeidung einer unbeabsichtigten Entborierung beim Abfahren der Anlage bzw. bei abgeschalteter Anlage sind technische und administrative Maßnahmen vorgesehen:

- Eine Entborierung beim Abfahren und vorhandener Umlaufströmung kann durch die Überwachung der Borkonzentration und des Neutronenflusses verhindert werden.

- Eine Einspeisung von Deionat in den Primärkreis wird automatisch unterbunden nach:
  - Auslösung der Schnellabschaltung,
  - Abschalten aller Hauptkühlmittelpumpen.
- Eine unbeabsichtigte Borverdünnung beim Brennelementwechsel wird durch administrative Maßnahmen vermieden. In einer Liste sind alle Armaturen in solchen Systemen erfasst, die mit dem Hauptkühlkreislauf verbunden sind und durch die Deionat in den Kreislauf fließen könnte. Während des Brennelementwechsels muss die geschlossene Stellung dieser Armaturen überprüft werden.

Automatische und administrative Maßnahmen und die Überwachungsmaßnahmen können nicht die Zusp eisung von Deionat bzw. die Entstehung von niedrig borierten Kondensat sicher ausschließen. Niedrig boriertes Kühlmittel kann durch folgende Störfälle in den Primärkreis gelangen:

- Ausfall der Nachkühlung bei Mitte-Loop-Betrieb
- Leckagen aus angrenzenden System (Dampferzeuger, Nachkühler)
- Falsche Borkonzentration in angrenzenden Systemen (Nachkühlsystem)
- Einspeisung mit Deionat aus angeschlossenen Systemen trotz Verriegelungen und administrative Maßnahmen.

Durch Überwachungsmaßnahmen muss dafür gesorgt werden, dass der Eintrag bzw. die Ansammlung von minderborierten Kühlmittel so weit begrenzt wird, dass die inhärenten Vermischungseigenschaften im Reaktorbehälter das niedrig borierte Kühlmittel beim Anlauf der Kühlmittelkonvektion soweit aufborieren, dass Rekritikalität vermieden wird.

#### **4.4.2.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht**

Wenn während eines Störfalls die Borkonzentration im Kern unter die kritische Borkonzentration fällt, erfolgt eine Rekritikalität mit einem Anstieg der Reaktorleistung. Bei Störfällen aus dem Nichtleistungsbetrieb und bei kleinen Lecks erfolgt der Eintrag des niedrig borierten Kühlmittels bei niedrigem Druck und niedriger Geschwindigkeit (Naturumlauf). Unter diesen Randbedingungen erfolgt eine Siedekrise an den Hüll-

rohren bei wesentlich geringerer Bündelleistung als im Normalbetrieb. Daher kann es auch zu Kernschäden kommen, wenn keine prompte Kritikalität erfolgt, sondern wenn bei niedriger Bündelleistung Filmsieden auftritt. Um dies auszuschließen sollte Rekritikalität generell bei diesen Zuständen vermieden werden, wie dies das Regelwerk vorsieht.

Die Kernauslegung führt derzeit zu höheren Anreicherungen und Abbränden. Dies führt im abgeschalteten Zustand zu einer höheren kritischen Borkonzentration. Bei der Auslegung von neuen Kernen ist daher nachzuweisen, dass die kritischen Borkonzentrationen unterhalb der nachweisbaren minimalen Borkonzentration liegen.

<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	Reaktorkern
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	-
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	Transienten und Auslegungsstörfälle
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	weiterer Untersuchungsbedarf

#### 4.4.2.4 Weitere Untersuchungen

Experimentelle Untersuchungen konzentrieren sich insbesondere auf die Simulation externer Deborierung, bei der Deionat-Pfropfen durch Anfahren der Hauptkühlmittelpumpen transportiert werden. Die BORA-BORA Anlage der EdF Hydraulischen Labors in Chatou ist ein transparentes Modell eines Framatome Druckwasserreaktors mit drei Kühlmittelkreisläufen im Maßstab 1:5. Die Vattenfall Testanlage in den Älvkarleby Labors in Schweden ist ein transparentes 1:5 Modelle eines Drei-Loop Westinghouse Druckwasserreaktors. Die ROCOM-Anlage im Forschungszentrum Rossendorf in Deutschland ist ein Model im Maßstab 1:5 einer Siemens Konvoi-Anlage.

Die experimentellen Untersuchungen haben sowohl zur Klärung der auftretenden dreidimensionalen Vermischungsphänomene als auch zur Validierung von Rechenprogrammen beigetragen.

Interne Deborierung und Vermischung von Deionat-Pfropfen wurde in der Upper Plenum Test Facility (UPTF) untersucht. UPTF ist das Model eines deutschen 4-Loop Druckwasserreaktors im Maßstab 1:1. In den UPTF TRAM C3 Versuchen wurde Vermischung durch Naturkonvektion untersucht mit Notkühleinspeisung in den kalten Strängen. Weitere Vermischungsexperimente, die interne Deborierung simulieren, wur-

den in so genannten integralen Testanlagen durchgeführt, die keine prototypischen Strukturen im Downcomer und im unteren Plenum aufweisen. In der Testanlage der Universität von Maryland UMCP 2x4 wurde ein Internationales Standardproblem ISP-43 durchgeführt.

3D-Computational Fluid Dynamic (CFD) Verfahren sind ein effektives Werkzeug, Vermischungsvorgänge in Strömungen zu simulieren. In den vergangenen Jahren ist es durch die Weiterentwicklung von Computerprogrammen möglich geworden, den Transport von Deionat-Pfropfen ausreichend detailliert zu simulieren und Berechnungen für transiente Strömungsbedingungen durchzuführen. Die numerischen Berechnungen und die dabei angewandten Turbulenzmodelle erfordern Validierung durch Experimente. Obwohl bereits eine Anzahl von Versuchen in verschiedenen Anlagen durchgeführt wurden, kann der gegenwärtige Stand nicht als vollständig angesehen werden. Die Datenbasis der integralen Versuchsanlagen liefert meist nur ungenügende Details in Bezug auf Pfropfentransport und Vermischung. Besonders geometrische Effekte im Downcomer und im unteren Plenum erfordern ein genaueres Verständnis, das erst durch detailliert geplante Experimente erreicht werden kann. Im Fall einer stark turbulenten Strömung, die durch das Anfahren einer Pumpe beschleunigt wird, ist eine andere Datenbasis notwendig, als im Vergleich zu einem Fall, bei dem Vermischung durch Naturkonvektion angetrieben wird.

Weitere Analysen sind notwendig, um für die Störfälle richtige und relevante Randbedingungen zu bestimmen. Die GRS nahm an einem CSNI Internationalen Standardproblem (ISP-43) teil unter der Leitung der Universität von Maryland. Die ISP-43 Experimente werden in der 2x4 Loop Testanlage der Universität von Maryland College Park (UMCP) durchgeführt. Diese Anlage ist ein im Volumenverhältnis 1:500 und in der charakteristischen Länge 1:5 skaliertes Model eines Babcock & Wilcox Druckwasserreaktors. In den Experimenten wird die schnelle Vermischung von Bor untersucht. Die Instrumentierung ist für die Evaluierung von CFD-Programmen ausgelegt ist, d. h. es wird besondere Sorgfalt auf die lokale Auflösung der Temperatur- und Geschwindigkeitsfelder und die Definition der Anfangs- und Randbedingungen verwendet. Der Deionat-Propfen wird dabei mit kaltem Wasser simuliert, d. h. Temperaturverteilung ist ein Indikator für Borkonzentration.

Die Randbedingungen für experimentelle Untersuchungen zur Vermischung im Ringraum und im unteren Plenum werden aus Versuchen der PKL-Anlage für den Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei Mitte-Loop-Betrieb gewonnen. Die Versuche der PKL-Ver-

suchsreihen E und F haben ausreichend Daten zur Erzeugung, zur Ansammlung, zur Vorvermischung und zum Transport von Kondensat geliefert. Diese Daten können als Randbedingungen für Vermischungsversuche herangezogen werden.

Die Analysemodelle für den gesamten Kühlkreislauf und die Vermischung im Reaktor-druckbehälter müssen noch an den Versuchsergebnissen von PKL und ROCOM validiert werden, um die Versuchsergebnisse auf die realen Anlagen zu übertragen.

Falls keine höheren Borkonzentrationen als die kritische Borkonzentration am Kern eintritt nachgewiesen werden kann, müssen gekoppelte thermohydraulische- neutronen-physikalische Analysen durchgeführt werden, um die Auswirkungen der Rekritikalität zu bewerten. Hierzu sind die entsprechenden Methoden weiter zu entwickeln.

#### **4.4.3 Issue: RC5 (Reaktorkern)**

##### **Störfallverhalten von Brennstoffen mit hohem Abbrand**

###### **4.4.3.1 Problembeschreibung**

Die weitere Optimierung der Brennstoffnutzung führt zu erhöhten Abbränden der Brennelemente. International werden mittlere Entladeabbrände von etwa 52 GWd/t erreicht, was einem mittleren Brennelementabbrand von etwa 62 GWd/t entspricht. Auch in Deutschland ist das längerfristige Ziel der Betreiber mittlere Brennelementabbrände von bis zu 70 GWd/t zu erreichen. Mit diesen erhöhten Abbränden sind Veränderungen im Brennstoffpellet und im Hüllrohr verbunden, die Auswirkungen auf das Brennstabverhalten bei Störfällen haben. Von Bedeutung sind die beiden Auslegungstörfälle: Reaktivitätstörfälle und Kühlmittelverluststörfälle. Die abbrandabhängigen Effekte sind für das Hüllrohr, die Zunahme der äußeren Hüllrohrkorrosion durch verlängerte Einsatzzeit, die Zunahme der Wasserstoffaufnahme und die Veränderungen der mechanischen Materialeigenschaften durch Bestrahlung, Oxidation und Wasserstoffaufnahme. Derzeit ist in DWR die Hüllrohrkorrosion für die Einsatzzeit beschränkend, deshalb werden neue, verbesserte Hüllrohrmaterialien entwickelt und erprobt.

Für das Brennstoffpellet zeigt sich ab einem mittleren Abbrand von etwa 45 GWd/t am Rand eine Veränderung der Pelletstruktur, der so genannte Rim-Effekt, mit einer feinen Kornstruktur, einer hohen Porosität und einem hohen Pu-Gehalt. Im Brennstoff wandert



das Spaltgas an die Korngrenzen und bleibt im äußeren Pelletbereich mit niedrigeren Temperaturen eingeschlossen. Diese Rim-Struktur begünstigt den Zerfall in feine Brennstoffkörner bei Störfallbelastungen. Die transiente Spaltgasfreisetzung bei schnellen Leistungsrampen, wie sie für schnelle Reaktivitätsstörfälle typisch sind, ist weitgehend unbekannt. Für hohe Abbrandwerte ab 20 GWd/t stellt sich bei Leistung ein direkter Kontakt zwischen den Brennstoffpellets und dem Hüllrohr ein, der ab etwa 40 GWd/t permanent bestehen bleibt. Die beschriebenen Phänomene werden international untersucht und diskutiert.

#### **4.4.3.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

Das Brennstabverhalten bei Reaktivitätsstörfällen wird im französischen CABRI-Versuchsreaktor und im japanischen NSRR-Testreaktor untersucht. Diese neueren Versuchsergebnisse mit Abbrandwerten bis zu 64 GWd/t, in CIP0-1 und CIP0-2 inzwischen (2002) bis 76 GWd/t, ergänzen die früheren Untersuchungsergebnisse aus den amerikanischen SPERT- und PBF-Testreaktoren. Die experimentellen Ergebnisse zeigen für höhere Abbrände eine Abnahme der Schadensschwelle an. Für deutsche Anlagen wurden von der Industrie Berechnungen für den Steuerstabauswurf in DWR durchgeführt. Für realistische Annahmen zeigte sich, dass im Vergleich zu den experimentellen Ergebnissen der Enthalpiezunahme ein ausreichender Sicherheitsabstand besteht. Für konservative Annahmen werden die experimentell bestimmten Werte nicht erreicht, mit Ausnahme des sehr niedrigen Wertes im Versuch CABRI-Rep-Na1. In Beratungen der RSK wurde empfohlen, die Abbrandabhängigkeit für Werte oberhalb von 50 GWd/t weiter zu überprüfen. Für die zulässigen Enthalpiewerte bei Reaktivitätsstörfällen wurden vorläufige Grenzkurven festgelegt. Für die Überprüfung ist geplant, die zukünftigen Experimente im CABRI-Waterloop auszuwerten und sich an der Weiterentwicklung und Validierung eines transienten Brennstabcodes für Reaktivitätsstörfälle zu beteiligen.

Für Kühlmittelverluststörfälle werden in Deutschland die üblichen Kriterien, wie Hüllrohrtemperatur  $< 1200\text{ °C}$ , Hüllrohroxidation  $< 17\%$ , Wasserstoffproduktion  $< 1\%$ , kühlbare Geometrie und langfristige Unterkritikalität angesetzt. Zusätzlich ist gefordert, den Schadensumfang zu bestimmen. Es ist nachzuweisen, dass die Anzahl der beschädigten Brennstäbe  $< 10\%$  bleibt.

Inzwischen liegen zum Brennstabverhalten neuere experimentelle Ergebnisse vor. Die Versuchsergebnisse von ANL zeigen, dass durch die Hüllrohrversprödung der Nachweis einer Restduktilität unter KMV-Bedingungen in Frage gestellt wird. Die Halden-Experimente zeigen, dass unter Hochabbrandbedingungen bei Hüllrohrdehnung eine axiale Relokation eintritt und sich dadurch die lokale Hüllrohrtemperatur erhöhen kann. Beide experimentellen Ergebnisse geben Anlass, die Nachweisführung für KMV-Störfälle zu überprüfen.

#### 4.4.3.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht

Aufgrund der sicherheitstechnischen Bedeutung vor dem Hintergrund des Barrierenprinzips speziell bei Stör- und Unfallszenarien wird dieser Fragestellung eine hohe sicherheitstechnische Relevanz zugeordnet.

<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	Reaktorkern
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	-
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	Transienten und Auslegungsstörfälle
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	weiterer Untersuchungsbedarf

#### 4.4.3.4 Weitere Untersuchungen

Die Berechnungen zur Bestimmung des Schadensumfanges mit dem Programm TESPА erfassen grundsätzlich alle abbrandabhängigen Effekte. Es ist jedoch erforderlich, die Modelle und Parameter zur transienten Spaltgasfreisetzung, die Einflüsse von Oxidation, Wasserstoffaufnahme und Bestrahlung auf die mechanischen Kenngrößen des Hüllrohrmaterials zu überprüfen. In der GRS wurde ein entsprechendes Projekt zur Weiterentwicklung dieses Rechenmodells begonnen.

#### **4.4.4 Issue: SS1 (Sicherheitssysteme)**

##### **Verstopfung der Sumpfsiebe bei einem Kühlmittelverluststörfall**

#### **4.4.4.1 Problembeschreibung**

Aufgabe der Sumpfsiebe ist bei Kühlmittelverluststörfällen (KMV) innerhalb des Sicherheitsbehälters die Rückhaltung von Verunreinigungen und anderen Materialien, die die langfristige Kernkühlung u. a. durch Pumpenversagen, Kühlmittelblockade im Kern oder Verstopfung der Zwischenkühler nach einem KMV gefährden könnten.

Gefährdungen der Kernkühlung können z. B. hervorgerufen werden durch mechanisches Versagen von Sumpfsieben als eine Folge der Druckverluste verursacht durch Ablagerungen auf den Sumpfsieben, durch Kavitation in den Not- und Nachkühlpumpen, durch „Downstream Effekte“ wie nichtdurchführbare Ventiloperationen, beeinträchtigte Wärmeabfuhr in Zwischenkühlern oder Kühlmittelblockaden im Kern.

Die Einflussfaktoren, die insbesondere das Ablagerungsverhalten an den Sumpfsieben, in Komponenten der Not- und Nachkühlketten und im Kern bestimmen, sind vielfältig. Die Menge, die Fragmentierung und die Bestandteile des losgelösten Materials sind abhängig vom Betriebszustand der Anlage, der Geometrie, Größe und Lage des Lecks.

Die jeweils freigesetzte Menge sowie die Fragmentierung des Isoliermaterials ist neben den eigentlichen Leckrandbedingungen auch abhängig vom Hersteller und Herstellungsjahr des Materials.

Freigesetzt und vor die Sumpfsiebe transportiert werden können die Isoliermaterialien einschließlich der Umhüllungen, Anstriche und Wandmaterialien aber auch Rost, Staub und Schmutz sowie losgelöste Kabelisolierungen und Schaumstoffe.

Mitentscheidend für den Transport in den Sumpf sind der Weg des freigesetzten und mobilisierten Materials durch Anlagenräume und Gitterroste im Sicherheitsbehälter, die Leckausströmung, der Kondensatregen und das Abströmen von Wasserfilmen sowie in ausländischen Anlagen das Stattfinden einer Gebäudesprühung.

Die Ablagerung von Material auf den Sieben, in Komponenten von Not- und Nachkühlsträngen und im Kern wird beeinflusst von der Fragmentierung sowie der Sedimenta-

tion und der Resuspension. In der Zeit der Einspeisung aus den Flutbehältern kann z. B. mobilisiertes Material vor den Sieben in den Sumpfkammern sedimentieren, das dann auf Grund geringer Strömungsgeschwindigkeiten während der Sumpfumwälzung auch nicht wieder aufgewirbelt wird.

Die Ablagerung auf den Sieben ist auch abhängig von Siebparametern wie der Fläche und den Maschenweiten sowie vom Aufbau der Siebe, d. h. ob die Siebe liegend oder stehend, ein- oder mehrstufig, eben oder gefaltet, grob- oder feinmaschig usw. sind. Es ist außerdem davon auszugehen, dass das abgelagerte Material sich mit der Zeit verdichtet und sich der Druckverlust erhöht. Zusätzlich können sich aufgrund der Wasserchemie über die Zeit chemische Reaktionsprodukte bilden, die sich an das bereits abgelagerte Material anlagern und somit den Druckverlust über die Siebe und den Kern weiter erhöhen. Die zusätzlichen Ein- und Ablagerungen an Korrosions- und Erosionsprodukten z. B. von verzinkten Stahlgittern, die sich im Einflussbereich der Leckausströmung befinden, können infolge des erhöhten Druckverlustes bei vollständig belegten Sumpfsieben, nach etwa 10 Stunden, aufgrund der auslegungsüberschreitenden Lastzustände, zum Versagen der Siebe führen. Zur Vermeidung derartiger Lasten ist deshalb z. B. ein rechtzeitiges und wirksames Rückspülen vorzusehen.

Das Material, das sich nicht auf den Sieben abgelagert, speziell die kleinen Partikel (fines), penetrieren bei nicht vollständiger Belegung die Siebe und gelangen über die Not- und Nachkühlstränge in den Primärkreis. Dieses Material kann dann z. B. zum Ausfall von mehrstufigen Pumpen wie den Hochdruck-Sicherheits-Einspeisepumpen führen. Außerdem sind aufgrund von möglichen Ablagerungen von Isoliermaterial im Verbund mit Korrosions- und Erosionsprodukten Kühlmittelblockaden im Kern möglich, für deren Beseitigung zurzeit keine wirksamen Gegenmaßnahmen erkennbar sind (siehe auch G 4).

#### **4.4.4.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

Nach dem Barsebäck-Ereignis im Juli 1992 wurde von der GRS im Oktober 1992 die Weiterleitungsnachricht 14/92 erstellt, in der gefordert wurde, dass bei allen SWR-Anlagen überprüft wird, ob die Rückhaltebarrieren (Ansaugsiebe) gegen das Vordringen von Isoliermaterial ausreichend dimensioniert sind. Zusätzlich wurde angeregt, dass auch für DWR-Anlagen entsprechende Untersuchungen durchgeführt werden und die Freisetzung und der Transport von Isoliermaterial experimentell untersucht werden.

Detaillierte Untersuchungen zur Freisetzung von Isoliermaterial (Kaefer-Versuche) und zum Transport von Isoliermaterial (ABB-Containerversuche), führten in den SWR-Anlagen der Baureihe 69 zu Änderungen an den Rückhaltevorrichtungen in der Kondensationskammer und im Sumpf. Folgende Änderungen wurden in SWR-Anlagen in den letzten Jahren durchgeführt:

- In einer Anlage wurde die Siebfläche erheblich vergrößert
- In zwei Anlagen wurden die Saugkörbe mit Fenstern versehen und oberhalb des Sumpfes engmaschige Lochplatten eingebracht.

Im Jahr 1996 wurde der OECD-Bericht "Knowledge Base for Emergency Core Cooling System Recirculation Reliability" veröffentlicht. Dieser Bericht zeigte neue zum Teil ungünstigere Ergebnisse auf, als in den bisherigen deutschen Untersuchungen angenommen wurden. In diesem Jahr wurde in einem deutschen Druckwasserreaktor die konventionelle Isolierung am TH-System beseitigt.

Im Jahre 1998 verabschiedete die RSK auf der 320. Sitzung eine Stellungnahme, die die experimentell untermauerte Nachweisführung der Betreiber als schlüssig bezeichnete. In dieser Stellungnahme wurde gefordert, dass

- bei Leitungen mit Bruchausschluss von einem 0.1 Leck auszugehen ist,
- die Freisetzung von Isoliermaterial mit dem amerikanischen Kegelmodell zu bestimmen ist,
- die Rückhaltung im Sicherheitsbehälter 50 % beträgt und
- im Sumpf 90 % des Isoliermaterials sedimentiert.

Mit diesen Annahmen konnte nach Ansicht der RSK gezeigt werden, dass ein ausreichender Sicherheitsabstand zur Dampfbildung im DWR und zur Kernaufheizung im SWR gewährleistet ist.

Weitere deutsche (GKSS-Versuche) und internationale Versuche zeigten in den folgenden Jahren, dass das Transportverhalten von Isoliermaterial im Sumpf und die Druckverluste an den Sumpfsieben und im Kern durch Einlagerung anderer Stoffe (z. B. mikroporöses Isoliermaterial, Staub, chemische Ausfallprodukte) unterschätzt werden können. Diese neuen Erkenntnisse führten im Juli 2004 in der 374. Sitzung der RSK zu

der Stellungnahme "Anforderungen an den Nachweis der Notkühlwirksamkeit bei Kühlmittelverluststörfällen mit Freisetzungen von Isoliermaterial und anderen Stoffen":

- In dieser Stellungnahme wird von erhöhten Transportraten (20 % - 40 % des in den Sumpf eingebrachten Isoliermaterials) ausgegangen.
- Die Transportraten und die Druckverluste an den Sieben und im Kern sind anlagenspezifisch experimentell zu bestimmen, d. h. es müssen die in der Anlage freisetzbaren Isoliermaterialien und andere Stoffe berücksichtigt werden.

Die neuen Erkenntnisse haben bereits in einigen Druckwasserreaktoren zur Vergrößerung der Sumpfsiebfläche geführt. In einigen weiteren Druckwasserreaktoren sind Vergrößerungen der Sumpfsiebe geplant. Bei einer Vergrößerung der Sumpfsiebe werden die Maschenweiten verkleinert.

#### **4.4.4.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht**

Der übergeordnete Maßstab für die sicherheitstechnische Bewertung der Freisetzung von Isoliermaterial bei einem Kühlmittelverluststörfall ist die Gewährleistung der Kernkühlung. Dazu muss anlagenspezifisch nachgewiesen sein,

- dass die Menge des im Kern abgelagerten Isoliermaterials unterhalb der Menge bleibt, bei der die Kernkühlung nicht mehr gewährleistet ist,
- dass die Lastabtragung an den Sumpfsieben aufgrund der durch die Ablagerung von Isoliermaterial entstehenden Druckdifferenz sichergestellt ist und
- dass in den Nachkühlpumpen keine Kavitation stattfindet, die zu einer unzulässigen Durchsatzminderung führt.

Die Auslegung der bestehenden Sumpfsiebe in deutschen Kernkraftwerken erfolgte zu einem Zeitpunkt bei dem das Transportverhalten von Isoliermaterial und anderen Stoffen bei der Sumpfumwälzkühlung nach einem Kühlmittelverluststörfall noch stark unterschätzt wurde. Zusätzlich wurde der Einfluss der Einlagerung von anderen Stoffen in das abgelagerte faserige Isoliermaterial und Langzeiteffekte nicht ausreichend berücksichtigt.

Auf der Basis der RSK-Stellungnahme der 374. Sitzung vom Juli 2004 sind für alle deutschen Kernkraftwerke die Auslegung der Sumpfsiebe zu überprüfen, ob die

Sicherheitsreserven bei der Auslegung der Sumpfsiebe ausreichen, um unter den von der RSK vorgegebenen Randbedingungen einschließlich der geforderten Sicherheitszuschläge die Kernkühlung zu gewährleisten. Falls dieser Nachweis mit der vorhandenen Sumpfsiebkonfiguration nicht gelingt, sind an den Sumpfsieben bzw. an den eingesetzten Isoliermaterialien angemessene Änderungen vorzunehmen.

<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	Notkühlsysteme
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	redundanzübergreifend
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	Transienten und Auslegungsstörfälle
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	weiterer Untersuchungsbedarf

#### 4.4.4.4 Weitere Untersuchungen

Die Nachweisführung zur Notkühlwirksamkeit bei Kühlmittelverluststörfällen mit Freisetzung von Isoliermaterialien erfolgt auf der Basis von Postulaten, von experimentellen Ergebnissen und analytischen Untersuchungen. Postulate werden dort eingesetzt, wo derzeit analytische Untersuchungen noch nicht möglich sind und auch keine ausreichende experimentelle Datenbasis zur Verfügung steht. Postulate sollen die vorhandenen Kenntnisse konservativ abdecken. Derzeit werden der Transport und die Ablagerung von Isoliermaterial im Sicherheitsbehälter als Postulat vorgegeben, da hierfür keine ausreichenden Versuchsdaten vorliegen und derzeit keine neuen Versuche geplant sind.

Zum Transport von Isoliermaterialien im Sumpf und zur Ablagerung an den Sumpfsieben laufen derzeit Grundlagenuntersuchungen im BMWA Vorhaben 1501270 zu folgenden Fragestellungen:

- Größe, Form und Verteilung von freigesetzten Isoliermaterialteilchen
- Sinkverhalten von Isoliermaterial in ruhender Wassersäule
- Strömungsverhalten für den Transport von Isoliermaterial in horizontaler Kühlmittelströmung zur Bestimmung von Sedimentation und Resuspension
- Experimente zum Ablagerungs- und Penetrationsverhalten an den Sumpfsieben
- Erste Integralversuche zum Eindringen des Bruchmassenstroms in den Sumpf (Jet, Strähne, Schauer) und dessen Einfluss auf das Strömungsverhalten im Sumpf

- Entwicklung von Einzeleffektmodellen für die CFD-Simulation einer Partikel-Wasserzweiphasenströmung, deren Validierung an Einzeleffektexperimenten und deren Anwendbarkeit zur Beschreibung der gesamten Transportphänomene im Sumpf.

Zum Transport von Isoliermaterial im Sumpf und zur Ablagerung von Isoliermaterial an den Sumpfsieben werden im Auftrag der Betreiber bei FANP Versuche mit anlagenspezifischen Kombinationen von freigesetzten Isoliermaterial, anderen Stoffen und anlagenspezifischen Sumpfsiebkonfigurationen durchgeführt. Ziel dieser Versuche ist es, die Druckverluste an den Sumpfsieben und die Penetration von Isoliermaterial durch die Sumpfsiebe zu bestimmen.

Von IRSN werden Langzeitversuche durchgeführt, um den Einfluss der Wasserchemie auf die im Sumpfumwälzbetrieb vorhandenen Stoffen (z. B. Ausfallreaktionen) und auf den Druckverlust an den Sumpfsieben zu untersuchen.

Die GRS passt im Auftrag vom BMU ihre Rechenmodelle für den Kühlkreislauf und den Sicherheitsbehälters den Anforderungen an Kühlmittelverluststörfälle mit Freisetzungen von Isoliermaterial an, um die thermohydraulischen Randbedingungen zum Nachweis ausreichender Kernkühlung, der Lastabtragung an den Sumpfsieben und zum Kavitationsabstand an den Notkühlpumpen ausreichend genau zu bestimmen.

Zukünftige Untersuchungen müssen das Postulat zum Transport von Isoliermaterial im Sicherheitsbehälter absichern. Die Modelle zur Berechnung der Strömungsverteilung, zum Transportverhalten und zur Sedimentation im Sumpf müssen weiter entwickelt und abgesichert werden. Die einzelnen Analyseschritte müssen in ein umfassendes Analysekonzept zur Nachweisführung einer ausreichenden Kernkühlung bei Kühlmittelverluststörfällen mit Freisetzung von Isoliermaterial integriert werden.

Für alle Kernkraftwerke muss auf der Basis der RSK-Stellungnahme der 374. Sitzung der Nachweis der Notkühlwirksamkeit bei Kühlmittelverluststörfällen mit Freisetzung von Isoliermaterial und anderen Stoffen erneut erbracht werden.



#### **4.4.5 Issue: SS7 (Sicherheitssysteme)**

##### **Auskristallisation von Borsäure und Borverdünnung im Kern bei Kühlmittelverluststörfällen**

##### **4.4.5.1 Problembeschreibung**

Bei einem Kühlmittelverluststörfall erfolgt die Kernkühlung bei einem Druckwasserreaktor zunächst durch Einspeisung von Notkühlwasser aus den Flutbehältern und den Druckspeichern. Langfristig erfolgt die Kernkühlung im Sumpfumwälzbetrieb.

In der Anfangsphase des Kühlmittelverluststoffalls reicht das eingespeiste Kühlmittel nicht aus, um den Kern nur durch Aufheizung des Notkühlwassers zu kühlen. Daher verdampft ein Teil des Kühlmittels. Bei einer stark eingeschränkten Verfügbarkeit der Notkühlsysteme kann dieser Verdampfungsprozess langfristig anhalten. Da im Dampf nahezu kein Bor transportiert wird, reichert sich im Kern die Borkonzentration an und kann dort auskristallisieren. Dadurch wird die mittlere Borkonzentration des Notkühlwassers bei der Sumpfumwälzkühlung verringert. Durch eine ausgeprägte Verringerung der Borkonzentration im Sumpf könnte der Kern langfristig langsam kritisch werden.

Bei kleinen Lecks kann die Nachwärme nicht vollständig über das Leck abgeführt werden. Ein Teil des im Kern entstehenden Dampfes wird im Dampferzeuger kondensiert. Falls der Naturumlauf abgerissen ist, erfolgt die Wärmeabfuhr im Dampferzeuger im "Reflux-Condenser"-Betrieb. Das im Dampferzeuger gebildete Kondensat fließt zu einem Teil über den heißen Strang in den Kern zurück und sammelt sich zum anderen Teil im Pumpenbogen und im Dampferzeugeraustrittsplenum an. Da mit dem Dampf nahezu kein Bor transportiert wird, sammelt sich im Pumpenbogen nahezu borfreies Kondensat an. Wenn während des Auffüllvorgangs im Primärkreis der Naturumlauf wieder anläuft, wird das im Pumpenbogen und Dampferzeugeraustrittsplenum angesammelte Kondensat zum Kern transportiert. Wenn dieses Kondensat auf dem Weg zum Kern durch Vermischung mit Einspeisewasser und Umgebungswasser nicht ausreichend aufboriert wird, kann es im Kern zu Rekritikalität und im ungünstigsten Fall zu Kernschäden kommen (siehe auch Safety Issue G2).

#### 4.4.5.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen

Die Bor-Problematik und insbesondere Entborierung bzw. der Eintrag von niedrig borierten Kondensat in den Kern sind auch für die deutschen Druckwasserreaktoren relevant.

Im Falle einer Dampfabströmung aus dem Kern z. B. infolge einer eingeschränkten Verfügbarkeit von Einspeisesystemen kann die kombinierte Einspeisung deutscher Druckwasserreaktoren gegenüber den Anlagen anderer Länder bei der langfristigen Not- und Nachkühlung von Vorteil sein, indem die Aufkonzentration von Bor im Kern verringert wird.

Das Auskristallisieren von Bor im Kern ist erst von Bedeutung, wenn durch Verdampfen die Löslichkeitsgrenzen überschritten werden. Das Verdampfen einer derartigen Menge von Kühlmittel setzt aber auslegungsüberschreitende Systemausfälle in den Notkühlsystemen voraus.

Thermohydraulische Berechnungen haben ergeben, dass bei kleinen Leckstörfällen mit "Reflux-Condenser"-Betrieb die für Unterkritikalität erforderliche Borkonzentration möglicherweise nicht durchgängig gewährleistet ist.

Die Analysen haben gezeigt, dass bei kleinen Lecks auf der kalten Seite mit kaltseitiger Hochdruckeinspeisung und auf der heißen Seite mit heißseitiger Hochdruckeinspeisung die größten Pfropfen von niedrig borierten Kondensat zwischen dem Dampferzeugeraustrittsplenum und den Hauptkühlmittelpumpen gebildet werden. Bei heißseitigen Lecks erfolgt die Kondensatbildung nur in den unbespeisten Kühlkreisläufen da in den bespeisten Kühlkreisläufen der Naturumlauf bestehen bleibt.

In den PKL-Versuchen der Versuchsreihen E und F wurden die Phänomene der Ausbildung von niedrig borierten Kondensatpfropfen bei kleinen Lecks untersucht und die analytischen Ergebnisse im Wesentlichen bestätigt. In den Pumpenbögen konnten sich bis zu 7.5 t niedrig boriertes Kondensat ansammeln. In der Wiederauffüllphase und auf dem Weg zum Ringraum konnte für kaltseitige Lecks mit kaltseitiger Einspeisung eine Aufborierung auf 350 ppm (Versuch mit maximaler Größe des Kondensatpfropfens) bis 450 ppm (Versuch unter Genehmigungsrandbedingungen) in PKL gemessen werden. Da für die Vermischung im Ringraum und im unteren Plenum keine Versuchsdaten vorliegen, wurde die Aufborierung im Ringraum mit einem analytischen,

an UPTF abgesicherten Modell (ATHLET) berechnet. Aus den PKL-Versuchen und den analytischen Ergebnissen lässt sich ableiten, dass die Borkonzentration bei einem kaltseitigen Leck mit kaltseitiger Einspeisung mindestens 800 ppm am Kerneintritt beträgt.

Für die Aufborierung eines Kondensatpfropfens bei den Randbedingungen von einem heißseitigen kleinen Leck mit heißseitiger Hochdruckeinspeisung liegen bereits Messdaten aus der ROCOM-Versuchsanlage vor. Die Messdaten aus ROCOM zeigen, dass die Borkonzentration am Kerneintritt nicht unter 850 ppm fällt.

Für Kernkonfigurationen, die beim Eintrag des teilweise aufborierten Kondensatpfropfens, erst bei niedrigeren Borkonzentrationen kritisch werden, ist Rekritikalität ausgeschlossen. Falls die kritische Borkonzentration höher ist, ist mit Rekritikalität zu rechnen. Rekritikalität ist in diesem Fall jedoch nach dem Regelwerk auszuschließen.

#### **4.4.5.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht**

Eine Verdünnung des Notkühlwassers bei Sumpfumwälzkühlung durch Auskristallisation von Bor im Kern kann nur bei einer stark eingeschränkten Verfügbarkeit der Notkühlsysteme (auslegungsüberschreitender Störfall) auftreten. Wenn während eines Störfalls die Borkonzentration im Kern unter die kritische Borkonzentration fällt, erfolgt eine Rekritikalität mit einem Anstieg der Reaktorleistung. Bei kleinen Lecks erfolgt der Eintrag des niedrig borierten Kühlmittels bei niedrigem Druck und niedriger Geschwindigkeit. Unter diesen Randbedingungen erfolgt eine Siedekrise an den Hüllrohren bei wesentlich geringerer Bündelleistung als im Normalbetrieb. Daher kann es auch zu Kernschäden kommen, wenn keine prompte Kritikalität erfolgt, sondern wenn bei niedriger Bündelleistung Filmsieden auftritt. Um dies auszuschließen sollte Rekritikalität generell bei diesen Zuständen vermieden werden, wie dies das Regelwerk vorsieht.

Die Kernauslegung führt derzeit zu höheren Anreicherungen und Abbränden. Dies führt im abgeschalteten Zustand zu höheren kritischen Borkonzentrationen. Bei der Auslegung von neuen Kernen ist daher nachzuweisen, dass die kritischen Borkonzentrationen unterhalb der nachweisbaren minimalen Borkonzentrationen liegen.

<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	Reaktorkern
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	-
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	Transienten und Auslegungsstörfälle
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	weiterer Untersuchungsbedarf

#### 4.4.5.4 Weitere Untersuchungen

Die Wissensbasis für die Beurteilung der Auswirkungen von Entborierungsvorgängen bzw. für die Ermittlung wirksamer Gegenmaßnahmen ist nicht ausreichend. Im Allgemeinen fehlen experimentelle Grundlagen für programmtechnische Entwicklungen zur Simulation von dreidimensionalen diffusionsgesteuerter Entmischungs- und Durchmischungs- sowie neutronenphysikalischen Rückkopplungsvorgängen. Im Besonderen sind die Bedingungen der Bor-Wirksamkeit bei MOX-Elementen noch zu klären. Systematische Untersuchungen sind zur Absicherung der Annahmen für den auslegungsgemäßen Betrieb und die auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufe durchzuführen.

Interne Deborierung und Vermischung von Deionat-Pfropfen wurde in der Upper Plenum Test Facility (UPTF) untersucht. UPTF ist das Model eines deutschen 4-Loop Druckwasserreaktors im Maßstab 1:1. In den UPTF TRAM C3-Versuchen wurde Vermischung durch Naturkonvektion untersucht mit Notkühleinspeisung in den kalten Strängen. Weitere Vermischungsexperimente, die interne Deborierung simulieren, wurden in so genannten integralen Testanlagen durchgeführt, die keine prototypischen Strukturen im Downcomer und im unteren Plenum aufweisen. In der Testanlage der Universität von Maryland UMCP 2x4 wurde ein Internationales Standardproblem ISP-43 durchgeführt.

In ROCOM wurden Versuche zur Vermischung von niedrig borierten Kühlmittel mit hochborierten Kühlmittel unter den Randbedingungen bei einem heißseitigen kleinen Leck mit heißseitiger Hochdruckeinspeisung durchgeführt. Die Versuche zeigten eine Aufborierung des Kondensatpfropfens um 40 % bis 70 %.

3D-Computational Fluid Dynamic (CFD) Verfahren sind ein effektives Werkzeug, Vermischungsvorgänge in Strömungen zu simulieren. In den vergangenen Jahren ist es durch die Weiterentwicklung von Computerprogrammen möglich geworden, den

Transport von Deionat-Pfropfen ausreichend detailliert zu simulieren und Berechnungen für transiente Strömungsbedingungen durchzuführen. Die numerischen Berechnungen und die dabei angewandten Turbulenzmodelle erfordern Validierung durch Experimente. Obwohl bereits eine Anzahl von Versuchen in verschiedenen Anlagen durchgeführt wurden, kann der gegenwärtige Stand nicht als vollständig angesehen werden. Die Datenbasis der integralen Versuchsanlage liefert meist nur ungenügende Details in Bezug auf Pfropfentransport und Vermischung. Besonders geometrische Effekte im Downcomer und im unteren Plenum erfordern ein genaueres Verständnis, das erst durch detailliert geplante Experimente erreicht werden kann. Im Fall einer stark turbulenten Strömung, die durch das Anfahren einer Pumpe beschleunigt wird, ist eine andere Datenbasis notwendig, als im Vergleich zu einem Fall, bei dem Vermischung durch Naturkonvektion angetrieben wird.

Die Randbedingungen für experimentelle Untersuchungen zur Vermischung im Ringraum und im unteren Plenum werden aus Versuchen der PKL Anlage für kleine Lecks gewonnen. Die Versuche der PKL-Versuchsreihen E und F haben ausreichend Daten zur Erzeugung, zur Ansammlung, zur Vorvermischung und zum Transport von Kondensat geliefert. Diese Daten können als Randbedingungen für Vermischungsversuche herangezogen werden. In der ROCOM Versuchsanlage sind weitere Versuche zur Vermischung bei Naturumlauf-Randbedingungen, abgeleitet von den PKL-Versuchen, geplant.

Die Analysemodelle für den gesamten Kühlkreislauf und die Vermischung im Reaktor-druckbehälter müssen noch an den Versuchsergebnissen von PKL und ROCOM validiert werden, um die Versuchsergebnisse auf die realen Anlagen zu übertragen.

Falls keine höheren Borkonzentrationen als die kritische Borkonzentration am Kerneintritt nachgewiesen werden kann, müssen gekoppelte thermohydraulische – neutronenphysikalische Analysen durchgeführt werden, um die Auswirkungen der Rekritikalität zu bewerten. Hierzu sind die entsprechenden Methoden weiter zu entwickeln.

#### **4.4.6 Issue: IC6 (Instrumentierung und Regelung) Zuverlässigkeit und Sicherheitsfragen bei der Umstellung auf digitale Leittechnik**

##### **4.4.6.1 Problembeschreibung**

Gegenwärtig wird in einigen deutschen Kernkraftwerken bereits digitale Leittechnik für sicherheitsrelevante Funktionen eingesetzt. In den kommenden Jahren wird im zunehmenden Maße die Um- und Nachrüstung von Sicherheitsleittechnik in deutschen Kernkraftwerken auf der Basis rechnergestützter Systeme erwartet, da analog aufgebaute, fest verdrahtete Systeme nicht mehr hergestellt und entsprechende Ersatzteile nicht mehr verfügbar sein werden. Anforderungen an rechnergestützte Systeme mit Sicherheitsrelevanz existieren im kerntechnischen Regelwerk derzeit nur ansatzweise. Die Leitlinien der RSK benennen nur allgemeine Anforderungen an die softwarebasierte Sicherheitsleittechnik. Für die praktische Prüfung und Bewertung im atomrechtlichen Verfahren reichen sie jedoch nicht aus.

Grundanforderung an softwarebasierte leittechnische Einrichtungen in Kernkraftwerken sind im Textmodul 5 "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Leittechnik" enthalten, das im Rahmen des zurzeit laufenden Vorhabens SR 2475 "Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks gemäß den Erfordernissen des fortgeschrittenen Standes von Wissenschaft und Technik" erstellt wird.

Mit der systematischen Überprüfung internationaler Normen auf die Vereinbarkeit mit dem deutschen kerntechnischen Regelwerk wurde begonnen.

##### **4.4.6.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

In der betrieblichen Leittechnik der deutschen Anlagen wurden schon früher rechnergestützte Systeme bzw. Einrichtungen eingesetzt. Das Gerätespektrum reicht von speicherprogrammierbaren Steuerungen über vernetzte Systeme bis zu großen Rechenanlagen für die Erfassung, Aufbereitung, Darstellung und Speicherung von Prozessdaten.

Softwarebasierte digitale Leittechnikssysteme lösen zunehmend auch in Kernkraftwerken die analogen Leittechnikssysteme ab, da diese nicht mehr hergestellt werden bzw. Ersatzteile in wachsendem Maße nicht mehr zur Verfügung stehen werden. In der

Sicherheitsleittechnik der deutschen Kernkraftwerke werden digitale leittechnische Einrichtungen zunehmend eingesetzt. Dabei handelt es sich um intelligente Messumformer, Kransteuerungen, Steuerungen für Kältemaschinen, Schutzschalter in der Spannungsversorgung, Begrenzungseinrichtungen und leittechnische Einrichtungen des Notstandsystems. GKN-1 plante für 2007 den Einbau des softwarebasierten Leittechniksystems Teleperm XS im Reaktorschutz.

Die zunehmende Verwendung digitaler (software-basierter) Leittechnik auch in sicherheitsrelevanten Bereichen erfordert praktikable und verlässliche Methoden zur Zuverlässigkeitsbewertung der eingesetzten Software sowie zur Bewertung der Wechselwirkung zwischen Prozess und der Leittechnik. Die Verwendung der probabilistischen Sicherheitsbewertung auf diese Systeme ist derzeit mit einigen Problemen behaftet. Sie liegen einerseits in dem Mangel an akzeptierten Modellen für die Bestimmung der Zuverlässigkeit von Software und andererseits an den Schwierigkeiten, derartige Modelle in die Methoden einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) zu integrieren.

Software-basierte Leittechnik weist auch einige neue inhärente Eigenschaften im Vergleich zu konventioneller Leittechnik auf, so u. a.

- Funktionalität: die Funktionalität bezeichnet in der Informatik die Fähigkeit eines Software-Produktes oder einer Software-Komponente, eine bestimmte Aufgabe oder Menge von Aufgaben zu lösen. Typischerweise kapselt eine Software-Komponente eine Funktionalität und bietet, um das zu erreichen, viele verschiedene Einzelfunktionen an,
- potentialfreie Signalverarbeitung: digitale Daten- bzw. Signalübertragung über Lichtwellenleiter,
- Komplexität: in der Informationstheorie versteht man unter der Komplexität von Daten bzw. Software ihren Informationsgehalt. Die so genannte Kolmogorow-Komplexität (auch Algorithmische Komplexität oder Beschreibungskomplexität), die den Informationsgehalt als die Größe des kleinsten Programmes (Software-Moduls) definiert, das in der Lage ist, die betrachteten Daten zu erzeugen
- Fehlerausbreitungssperren in der Hard- und Software,
- Selbstüberwachung: u. a. Watchdog-Funktion - Lebenszeichenüberwachung der Rechner-Hardware, automatische Integritätsprüfung der Software.

Einige von diesen Eigenschaften dienen einerseits der Erhöhung der Zuverlässigkeit, andererseits können diese das Potenzial für latente Fehler haben, die sich insbesondere als gemeinsam verursachte Ausfälle bemerkbar machen können.

Die Unterschiede in den Eigenschaften und in der Funktionsweise zwischen den software-basierten leittechnischen Einrichtungen und der konventionellen analogen Leittechnik führt dazu, dass die etablierten bzw. bewährten Methoden der Zuverlässigkeitsanalysen nicht anwendbar sind. Wenngleich die qualitativen Methoden (FMEA) für die Hardware durch die eine oder andere Anpassung zur Anwendung kommen können. Quantitativen Methoden für die Zuverlässigkeitsbewertung der Software sind dagegen noch in der Entwicklungsphase.

Ein anderes relevantes Unterscheidungsmerkmal zwischen der Hard- und Software liegt im Ausfallverhalten. Das Ausfallverhalten leittechnischer Hardware-Komponenten (analoge oder digitale Technik) wird gewöhnlich durch Zuverlässigkeitsmodelle beschrieben, die die zeitabhängige Änderung der Ausfallraten erfassen. Zur software-basierten Leittechnik liegen praktisch keine Daten vor.

Anforderungen an rechnergestützte Systeme mit Sicherheitsrelevanz existieren bisher lediglich in allgemeiner Form in den Leitlinien der Reaktor-Sicherheitskommission. Für die praktische Prüfung und Bewertung im atomrechtlichen Verfahren reichen sie nicht aus. Zur Aufstellung der erforderlichen detaillierten Anforderungen muss die Atomaufsicht des Bundes deutsche Belange stärker als bisher in die internationale Normenerstellung einbringen. Zurzeit wird ein dem Textmodul 5 "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Leittechnik" (wird im Rahmen von SR 2475 zurzeit erstellt) unterlagerte KTA-Regel mit detaillierten Anforderungen an softwarebasierte leittechnische Einrichtungen erarbeitet. Da insbesondere die Behandlung von gemeinsam verursachten Ausfällen sowohl national als auch international äußerst kontrovers diskutiert wird, ist eine Verabschiedung der KTA-Regel kurzfristig nicht zu erwarten.

#### **4.4.6.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht**

Da der Einsatz von digitaler Leittechnik in der Kerntechnik in nächster Zukunft stark zunehmen wird und die Funktion dieser Systeme, speziell beim Reaktorschutzsystem, von fundamentaler sicherheitstechnischer Bedeutung ist, wird dieser Fragestellung eine hohe Sicherheitssignifikanz zugeordnet.



<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	leittechnische Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 - 4a
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	redundanzübergreifend
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	Sicherheitsebenen 1 - 4a
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	weiterer Untersuchungsbedarf

#### 4.4.6.4 Weitere Untersuchungen

Digitale Technik wird zunehmend von Betreibern in laufende Anlagen als Ersatz für analoge Technik implementiert. Zum Einsatz der softwarebasierten Leittechnik für Leittechnik-Funktionen der Kategorie A (Sicherheitsebene 3) fehlen jedoch noch die Methoden zur sicherheitstechnischen Bewertung. Hierzu müssen noch weitere wissenschaftliche Methoden und regulatorische Verfahrensweisen erarbeitet werden.

Im Vorhaben SR 2475 sind grundlegende Anforderungen zur regulatorischen Vorgehensweise gelegt worden. Ebenso konnten im Vorhaben SR 2535 erste Ansätze für die Umsetzung von grundsätzlichen Anforderungen durch die Anforderungen aus den technischen Standards (VDI-Richtlinien) umgesetzt werden.

Grundsätzlich besteht aber dringender Forschungs- und Untersuchungsbedarf hinsichtlich möglicher Auswirkungen auf die Zuverlässigkeit der Sicherheitsleittechnik durch den Einsatz softwarebasierter Leittechnik-Systeme.

Auch die unterschiedlichen Fehlermechanismen von Software und Hardware wie:

- Versagen der Software ist unabhängig vom Einsatzalter ,
- Zuverlässigkeit der Software ist von der Einsatzhäufigkeit (Häufigkeit der Anforderung) unabhängig,
- Ursachen für ein Versagen der Software liegen hauptsächlich in der Entwicklung der Software (u. a. Aufgabenstellung, Entwicklungswerkzeuge, Qualitätssicherung) und in der Instandhaltung (Update/Upgrade von Soft- und Hardware, Parametrierung, Systemanpassungen).

und die Maßnahmen zur Erreichung der Verlässlichkeit machen es erforderlich neue Methoden zur Zuverlässigkeitsbewertung der softwarebasierten Leittechnik zu entwickeln.

Forschungsbedarf besteht insbesondere für folgende Bereiche:

- Methodenentwicklung zur Quantifizierung der Zuverlässigkeit der Software softwarebasierter Leittechnik. Zielführend wäre, Ereignisse unterhalb der Meldeschwelle zu erfassen und auszuwerten, da sonst wichtige Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung zur Quantifizierung der Zuverlässigkeit der Software verloren gehen.
- Methodenentwicklung zur Ermittlung der Zuverlässigkeitskenndaten für Software (u. a. Vergleichbarkeit von „Software A“ und „Software B“). In diesem Zusammenhang wäre zu evaluieren, ob Erfahrungen mit verschiedenen Software/Hardwarepaketen auf andere übertragbar sein können oder ob diese unabhängig voneinander betrachtet werden müssen.
- Durch die schnelle Entwicklung der digitalen Leittechnik ist es notwendig, diese Entwicklungen im Rahmen eines Vorhabens ständig zu verfolgen, um den Stand von Wissenschaft und Technik permanent abrufbereit zu haben.
- Der elektromagnetische Verträglichkeit (EMV) der digitalen Leittechnik wurde bisher zu wenig Beachtung geschenkt. Hierzu wären grundlegende Untersuchungen notwendig. Aufgrund fehlender Labors für digitale Leittechnik beschränkt sich die Auswertung auf die Betriebserfahrung. Es können daher lediglich meldepflichtige Ereignisse näher betrachtet werden. Es wäre allerdings auch hier sinnvoll, Ereignisse unter der Meldeschwelle zu erfassen und auszuwerten, da sonst wichtige Betriebserfahrung zur Ermittlung zur EMV verloren gehen.
- Belastbare Methoden zur Softwarebewertung der digitalen Leittechnik im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung stehen bisher nicht zur Verfügung. Dies ist zwingend notwendig, um eine Sicherheitsbewertung durchführen zu können, wenn Betreiber entsprechende Anträge zur Genehmigung digitaler Komponenten stellen.
- Entwicklungsstandards zum Schutz gegen unzulässige Zugriffe von außen

- Die ersten Prüfungen haben ergeben, dass die vorhandenen PSA-Werkzeuge für die Bewertung der digitalen Leittechnik nicht anwendbar sind. Im Ausland werden F/E-Arbeiten auf dem Gebiet der PSA-Werkzeuge (Analyse-Software usw.) durchgeführt z. B. auf den Gebieten:
  - dynamische PSA
  - DFM - dynamic flow graph methodology
  - BBN - Bayesian Belief Network
  - Markoff-Prozesse

#### **4.4.7 Issue: IC14 (Instrumentierung und Regelung)**

##### **Füllstandinstrumentierung des Reaktordruckbehälters in SWRs**

###### **4.4.7.1 Problembeschreibung**

Der Eintrag von nicht kondensierbaren Gasen in den Füllstandanzeiger (coolant level gauge - CLG) führt zu fehlerhaften Anzeigen des Kühlmittelfüllstandes in SWRs. Dieses ist auf eine Gaserzeugung durch Radiolyse und dessen Eindringen in den Füllstandanzeiger aufgrund schneller Drucktransienten zurückzuführen. Die Vorbedingungen hierfür sind bestehende spezielle Auslegungsmerkmale sowie innere und äußere Leckagen am Füllstandanzeiger bei denen das Radiolysegas (Wasserstoff) auf dem Wege der Diffusion in die Referenzleitung eindringen kann. Fehlerhafte Anzeigen traten bisher im Verlauf von Drucktransienten bei vermindertem Druck auf.

Ungenauere Anzeigen des Reaktorbehälter-Füllstandes wurden in verschiedenen SWRs während der kontrollierten Druckentlastung zu Beginn der Anlagenabschaltung oder nach Schnellabschaltungen beobachtet. Diese fehlerhaften Anzeigen äußerten sich in Druckspitzen ('Spiking' oder 'Notching'). In einem Fall trat ein Dauerfehler in der Füllstandanzeige auf. Die Ursache dieser Fehler ist die Wirkung von nicht kondensierbaren Gasen, die sich in der Referenzsäule der Füllstandanzeige der 'kalten Referenzsäule' gelöst haben. Unter den Bedingungen einer schnellen Druckentlastung können nicht kondensierbare Gase zu erheblichen Fehlern bei der Füllstandanzeige führen. Erhebliche Druckspitzen in Form von 'Spiking' können Systeme wie das Isolierungssystem des Primärcontainments automatisch anregen. Nach dem Spiking, welches nur kurz andauert, stellt sich der angezeigte Füllstand wieder auf den tatsächlichen Wert ein.

Durch Blasenbildung der Gase kann eine erhebliche Menge an Wasser aus der Referenzsäule getrieben werden, was fälschlicherweise zur Anzeige eines hohen Füllstandes führt. Dieser Fall trat am 21. Januar 1993 in Block 2 des Washington KKW während eines normalen Abfahrens der Anlage ein und führte zu einem 32-inch error bei der Füllstandanzeige, die sich über einen Zeitraum von zwei Stunden wieder normalisierte. Wenn eine schnelle Druckentlastung des Reaktors vorgenommen wird, wie dies bei einem Auslegungsstörfall mit Kühlmittelverlust der Fall ist oder bei Öffnen der automatischen Druckentlastungsventile, können auch größere Fehlanzeigen auftreten. Dieses stellt einen sicherheitsrelevanten Umstand dar. Analysen die von der Industrie durchgeführt wurden haben jedoch ergeben, dass bei einer Druckentlastung des Reaktors unter ca. 450 psig signifikante Fehler nicht zu erwarten sind.

Füllstandsanzeiger in der 'kalten Referenzsäule' - Füllstandsanzeigen ermitteln den Wasserfüllstand im Reaktorbehälter durch Messung des Differentialdruckes der beiden Wassersäulen - der Messsäule und der Referenzsäule. Der Pegel der Referenzsäule wird durch eine an der Spitze befindliche Kondensationskammer auf konstanter Höhe gehalten. Nicht kondensierbare Gase können sich in der Kondensationskammer ansammeln und sich oben in der Referenzsäule in Wasser lösen. Diese gelösten Gase können durch kleine Lecks in den Ventilen und Fittings im unteren Teil der Referenzsäule nach unten transportiert werden.

#### **4.4.7.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

Für die Messung des Füllstandes im RDB von SWR steht keine diversitäre Messung zur Verfügung. Eine Fehlanzeige des Füllstandes im Falle eines Kühlmittelverlustes oder auch schon bei einem betrieblichen Ausfall der Speisewasserversorgung hätte zur Folge, dass die Sicherheitssysteme nicht einspeisen. Für die deutschen SWR wurden Möglichkeiten der Erhöhung der Zuverlässigkeit der Füllstandsmessung bzw. der Nachrüstung einer diversitären Messung untersucht.

#### **4.4.7.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht**

Da der RDB-Füllstand eine wichtige Messgröße für die Auslösung von Aktionen des Reaktorschutzsystems ist, und Fehler bei der Messung dieses Wertes weitreichende Folgen haben können, wurde dieser Fragestellung eine hohe Signifikanz zugeordnet.

<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	Reaktorschutzsystem
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	redundanzübergreifend
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	Transienten und Auslegungsstörfälle
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	Untersuchungen noch nicht abgeschlossen

#### **4.4.7.4 Weitere Untersuchungen**

Derzeit sind zu diesem Punkt keine vertiefenden Untersuchungen vorgesehen.

#### **4.4.8 Issue: AA4 (Unfallanalyse)**

##### **Notwendigkeit von Analysen für den Nichtvolllastbetrieb**

##### **4.4.8.1 Problembeschreibung**

Probabilistische Sicherheitsanalysen für den Nichtleistungsbetrieb haben auch für deutsche Anlagen gezeigt, dass Ereignisse während dieser Betriebsphasen einen erheblichen Beitrag zur Häufigkeit von Systemschadenzuständen und Kernschadenzuständen liefern können. PSA für den Nichtleistungsbetrieb liefern erste Abschätzungen für das in diesen Betriebsphasen vorhandene Sicherheitsniveau. Allerdings kann beim heutigen Stand der Methoden noch nicht mit hinreichender Sicherheit ausgeschlossen werden, dass bisher nicht detailliert untersuchte Ereignisse nennenswerte Beiträge von Schadenzuständen liefern. Ähnlich wie der PSA für den Leistungsbetrieb sind die methodischen Grundlagen zur Berücksichtigung übergreifender Einwirkungen von außen noch nicht soweit entwickelt, dass diese Einflüsse in der PSA quantifiziert werden können. Entsprechende Methodenentwicklungen sind im Gange. Neben dem Versagen der Kernkühlung ist auch das Versagen der Brennelementebeckenkühlung von Interesse.

##### **4.4.8.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

Die beschriebene Problemstellung trifft auch auf deutsche Anlagen zu, d. h. der Prozess der genaueren Untersuchung der Störfälle im Nichtvolllastbetrieb wurde begonnen und ist im Gange.

Seit etwa 10 Jahren werden in Deutschland mit steigender Intensität und Systematik Untersuchungen der sicherheitstechnischen Bedeutung von Nichtvolllastzuständen durchgeführt und mögliche sicherheitstechnische Verbesserungen aufgezeigt. Dabei werden durch einen begleitenden Erfahrungsaustausch mit Institutionen in anderen Ländern auch die aktuellen internationalen Entwicklungen berücksichtigt.

Im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) von Kernkraftwerken werden probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) durchgeführt. Sie sollen in Zukunft auch Ereignisse bei abgeschalteter Anlage einschließen. Für die im Rahmen der PSÜ durchzuführenden Systemanalysen werden die realistischen Mindestanforderungen an Systemfunktionen und Notfallmaßnahmen, sowie die Zeitpunkte und Auswirkungen von Handmaßnahmen benötigt. Anlagendynamische Analysen, d. h. thermohydraulische und neutronenphysikalische und aus diesen beiden Elementen gekoppelte Analysen sind hierzu geeignet. Die primär für Volllastzustände entwickelten und validierten Rechenprogramme müssen anhand von geeigneten Experimenten für die Anwendung auf Nichtvolllastzustände validiert werden. Solche Experimente wurden und werden u. a. an den Versuchsanlagen BETHSY, LSTF und PKL durchgeführt. Mit den Analysen zur Validierung und zur Ermittlung von ausgewählten Ereignisabläufen wurde begonnen.

#### **4.4.8.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht**

Den Zuständen bei abgeschalteter Anlage wurden bei der Auslegung der heute betriebenen deutschen wie auch ausländischen Reaktoranlagen ein vergleichsweise geringeres Potential für Störfälle zugeschrieben. Aufgrund der Ergebnisse von PSA im Ausland und durch internationale Betriebserfahrungen wird diesen Betriebszuständen seit einigen Jahren eine erhöhte Aufmerksamkeit gewidmet. In früheren Jahren wurden Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit überwiegend für den Leistungsbetrieb verwirklicht, so dass infolgedessen die relative Bedeutung von Ereignissen bei abgeschaltetem Reaktor zugenommen hat. Die erhöhte Bedeutung dieser Zustände drückt sich beispielsweise in speziellen Leitlinien der IAEA zur Durchführung einer PSA für die abgeschaltete Anlage und weltweit in vielfältigen damit im Zusammenhang stehenden Aktivitäten einschließlich von systemtechnischen Nachrüstungen und der Überarbeitung von Prozeduren aus. Seit einigen Jahren wird im Rahmen des internationalen Systems zur Erfassung von aufgetretenen Störungen, des IRS (Incident Reporting System), die Betriebserfahrung bei niedriger Leistung und abgeschalteten Zuständen

durch eine eigene separate Arbeitsgruppe bewertet. Zur Absicherung der zur Simulation erforderlichen Rechenprogramme wurde die Validierungsmatrix der CSNI um die Kategorie der Transienten bei abgeschalteten Zuständen erweitert. In den Gremien arbeiten deutsche Fachleute aktiv mit.

Die spezifische Auswertung von gemeldeten Ereignissen bei abgeschalteten Zuständen des AIRS (Advanced IRS) für die Jahre von 1985 - 1995 zeigt deutlich weniger Ereignisse aus SWR-Anlagen gegenüber den Ereignissen aus DWR-Anlagen, auch unter Berücksichtigung der Gesamtzahl der Anlagen. Beim SWR gibt es keine Ereignisse mit unbeabsichtigter Reduzierung der Borkonzentration. Die Betriebsprozeduren deutscher SWR sehen keine dem Mitte-Loop Betrieb beim DWR vergleichbare Füllstandsabsenkung vor. Das Potential einer Freilegung des Kerns ist im Vergleich zum DWR deutlich geringer, weil wegen des viel größeren Abstands des Füllstands zur Kernoberkante erheblich größere Zeiten für Gegenmaßnahmen zur Verfügung stehen und weil es eine Vielfalt von Gegenmaßnahmen gibt. Aus diesen Gründen wurden und werden verstärkt Untersuchungen zum Nichtvollastbetrieb des DWR durchgeführt.

Die ersten speziellen Untersuchungen für deutsche DWR zeigten keine hohe Sicherheitsrelevanz von Ereignissen im Nichtvollastbetrieb, was im wesentlichen darauf zurückzuführen war, dass in der Referenzanlage Biblis B, aber auch in den neueren DWR-Anlagen technische Lösungen zur Vermeidung und Beherrschung der auslösenden Ereignisse bereits bei der Auslegung vorgesehen wurden, die zum Teil in ausländischen Anlagen erst als Folge der probabilistischen Ergebnisse nachgerüstet wurden, z. B. die sensitive und zuverlässige Füllstandsmessung bei Mitte-Loop Betrieb. Bei den deutschen DWR stehen Systeme für die diversitäre Wärmeabfuhr und für die Kühlmittelergänzung in Bereitschaft.

Eine umfassende probabilistische Untersuchung eines DWR (GKN-2), die in 2002 abgeschlossen wurde, zeigte jedoch eine hohe sicherheitstechnische Relevanz für verschiedene auslösende Ereignisse. Insbesondere war dies auch durch fehlende Prozeduren zum Einsatz der zur Beherrschung der auslösenden Ereignisse vorgesehenen Systeme bedingt. Diesbezügliche Verbesserungen sowie die Bereitstellung weiterer Redundanzen in bestimmten Betriebsphasen verbesserten das Ergebnis deutlich. Diese Thematik betreffen auch die Issues GL 4, OP 4 und MA 4.

<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	Notkühlsysteme, Sicherheitsbehälter
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	redundanzübergreifend
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	Transienten und Auslegungsstörfälle
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	weiterer Untersuchungsbedarf

#### **4.4.8.4 Weitere Untersuchungen**

Es liegen probabilistische Untersuchungen für einen DWR (GKN-2) vor, die in 2002 abgeschlossen wurden.

Neben dem Erfordernis der Durchführung anlagenspezifischer Untersuchungen sind gleichfalls Analysen zur Validierung der Rechenprogramme für Anwendungen in den Nichtvolllastzuständen fortzusetzen, um eventuelle Schwachstellen zu identifizieren und um optimale Lösungen ihrer Behebung aufzuzeigen und nachzuweisen. Dies betrifft insbesondere die Ermittlung der Auswirkung von Deborierungsstörfällen. Außerdem sind weitere systematische Analysen von gemeldeten Ereignissen durchzuführen, um zu überprüfen, ob diese Ereignisse potentielle Vorläufer für Ereignisse mit sicherheitstechnischer Relevanz sein können, die bisher noch nicht näher untersucht wurden.

#### **4.4.9 Issue: MA4 (Management) Überwachung der Aktivitäten im Anlagenstillstand zwecks Risikominimierung**

##### **4.4.9.1 Problembeschreibung**

###### **Betriebsvorschriften für den Nichtleistungsbetrieb**

Die Bedingungen für den Stillstand sind in Deutschland für jede Anlage im Betriebshandbuch (BHB) geregelt. Dabei ist für den Stillstand in vergleichbarer Weise wie im Leistungsbetrieb festgelegt, welche Systeme und Einrichtungen in Betrieb bzw. in Betriebsbereitschaft zu halten sind.

Im Vergleich mit dem internationalen Stand von W&T sind die sicherheitstechnischen Mindestanforderungen an die Systemverfügbarkeiten im Nichtleistungsbetrieb aller-



dings wenig strukturiert. In der Regel wird lediglich zwischen Leistungsbetrieb und Stillstand unterschieden, während in den meisten Ländern die Stillstandsphase gemäß den sicherheitstechnischen Anforderungen in mehrere Phasen (modes) unterteilt wird, da die sicherheitstechnischen Anforderungen an die Systemverfügbarkeiten im Nichtleistungsbetrieb zwischen den einzelnen Phasen teilweise erheblich variieren. Die in den deutschen Betriebshandbüchern noch weit verbreitete sehr einfache Differenzierung zwischen Stillstand und Leistungsbetrieb führt bei der üblichen konservativen Vorgehensweise dazu, dass für einige Stillstandsphasen unnötig restriktive Vorgaben gemacht werden, andererseits ist festzustellen, dass die Anforderungen in anderen Phasen teilweise niedriger sind als z. B. in anderen Ländern üblich.

Im Zusammenhang mit meldepflichtigen Ereignissen wurde diese Schwäche der existierenden deutschen Betriebshandbücher ebenfalls als ein "beitragender Faktor" identifiziert. Entsprechende Empfehlungen zur Verbesserung der Betriebshandbücher wurden in diesem Zusammenhang ausgesprochen.

### **Arbeitskoordination und Einhaltung der Betriebsvorschriften**

Dem Aspekt "Arbeitskoordination" ist in der Stillstandsphase - wie im Dokument der IAEA zutreffend beschrieben - besondere Aufmerksamkeit zu widmen, da eine Vielzahl von Tätigkeiten zu koordinieren ist und der Überblick über den aktuellen Anlagenstatus deutlich schwieriger ist, als im normalen Leistungsbetrieb.

Einige Anlagen tragen diesem Umstand durch besondere organisatorische Maßnahmen Rechnung. So werden die Betriebsschichten oft personell aufgestockt und/oder spezielle Arbeitsgruppen zur Sicherstellung der verschiedenen betrieblichen Aufgaben gebildet. Im Zusammenhang mit der Analyse meldepflichtiger Ereignisse hat sich gezeigt, dass die speziell im Nichtleistungsbetrieb zweckmäßigerweise angewandten organisatorischen Modifikationen nicht immer hinreichend genau beschrieben sind. Insbesondere sind die Zuständigkeiten beim Zusammenwirken von geteilten Aufgabebereichen im Schichtbetrieb und die zugehörigen Übergabemodalitäten nicht immer hinreichend präzise geregelt.

Besondere Bedeutung für eine reibungslose Zusammenarbeit im Nichtleistungsbetrieb hat eine sorgfältigen Planung und Arbeitsvorbereitung. Umfang und Detaillierungsgrad variieren jedoch deutlich zwischen den deutschen Anlagen. Dies spiegelt sich in den hierfür bereitgestellten Ressourcen (Personal und IT-Werkzeuge) wieder. Die Er-

fahrung zeigt, dass mit zunehmender Planungstiefe Vorkommnisse hinsichtlich Häufigkeit und Bedeutung geringer werden.

#### **4.4.9.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

##### **Betriebsvorschriften für den Nichtleistungsbetrieb**

Sowohl im Sinne der Akzeptanz betrieblicher Vorschriften beim Betriebspersonal als auch im Hinblick auf ein ausgewogenes und in sich geschlossenes Sicherheitskonzept sollten sich die sicherheitstechnischen Anforderungen an dem phasenspezifischen Risikopotential orientieren. Eine wesentliche Basis für derartige Festlegungen ist neben der Einhaltung deterministischer Kriterien, die Durchführung einer Nichtleistungsbe-triebs – PSA. In Anlagen bei denen derartige Analysen durchgeführt wurden und Er-gebnisse bereits vorliegen, wurden punktuell Verbesserungen der Stillstands BHB's vorgenommen, meist im direkten Zusammenhang mit der Durchführung der PSA's. Ferner wurden in diesen Anlagen Prozeduren für die Beherrschung von Störfällen bei Nichtleistungszuständen in der Anlage implementiert bzw. bestehende Prozeduren ver-bessert.

Insgesamt ist jedoch festzustellen, dass eine systematische phasenspezifische Ab-leitung und eine darauf aufbauende Festlegung der Anforderungen an Systemverfü-gbarkeiten während Stillstandsphasen in den deutschen Betriebshandbüchern nicht exi-stiert. Einige wenige Anlagen haben Anträge auf eine entsprechende Neugestaltung der Betriebshandbücher gestellt. Die Begutachtung dieser Neukonzeptionen wird durch fehlende Regelwerksvorgaben erschwert. So ist zur Bestimmung der sicherheitstech-nisch erforderlichen Systemverfügbarkeiten das zu berücksichtigende Ereignisspek-trum der Sicherheitsebenen 3 und 4 zu definieren, ferner sind die deterministischen Anforderungen im Nichtleistungsbetrieb festzulegen bzw. anzupassen. Einer der offenen Punkte ist z. B. die Frage, ob in einer „Reparaturphase“, wie sie der Anlagen-stillstand normalerweise darstellt, ein weiterer Reparaturfall oder nur ein weiterer Ein-zelfehler zu unterstellen ist.

Im Rahmen der derzeitigen Aktualisierung des Regelwerks (BMU-Sicherheitskriterien, RSK-Leitlinien) wurde diese Lücke im Modul 10 geschlossen, um eine zügige An-passung der Betriebshandbücher zu unterstützen.

Als weiterer Schwachpunkt der deutschen Betriebshandbücher ist speziell im Nicht-leistungsbetrieb das Fehlen von „fall back“ Maßnahmen. So ist meist nicht festgelegt

ob und ggf. in welcher Weise zu verfahren ist, wenn die sicherheitstechnischen Bedingungen innerhalb einer Stillstandsphase nicht gewährleistet sind. Dies ist auch eine der Folgen, des nicht in „Phasen“ strukturierten Nichtleistungsbetriebs. Im Leistungsbetrieb wird z. B. im Rahmen der Sicherheitsspezifikation definiert ob und ggf. nach welcher Frist die Anlage in der Leistung reduziert oder sogar in den Nichtleistungsbetrieb überführt werden muss. Im Nichtleistungsbetrieb kann es ebenfalls erforderlich werden, dass wegen Verletzung der sicherheitstechnischen Systemanforderungen die Anlage in einen anderen Zustand (mode) überführt werden muss oder Ersatzmaßnahmen zur Gewährleistung des erforderlichen Sicherheitsniveaus eingeleitet werden müssen.

Die vor allem in USA häufig angewandte „ad hoc PSA“ zur Definition der sicherheitstechnischen Systemanforderungen ist in Deutschland nicht üblich. Angesichts der deterministischen Kriterien und dem 4-strängigen Sicherheitskonzept ist generellen, in den Betriebshandbüchern verankerten Festlegungen der Vorzug zu geben, zumal es hierzulande keine „Akzeptanzgrenzwerte“ für PSA Ergebnisse gibt.

### **Arbeitskoordination und Einhaltung der Betriebsvorschriften**

Die Regelungen für Arbeitskoordination (Zuständigkeiten, Prozessabwicklung) sowie die Regelungen zur Abwicklung von Instandhaltungsmaßnahmen sind in den deutschen Betriebshandbüchern durchweg enthalten (Warten- und Schichtordnung; Instandhaltungsordnung). Gemäß Regelwerk sind diese Regelungen Bestandteil der Sicherheitsspezifikationen. Im Rahmen der Aufsicht sollte überprüft werden, ob und ggf. welche organisatorischen Modifikationen bei Nichtleistungsbetrieb in den jeweiligen Anlagen eingeführt werden und ob diese mit hinreichender Präzision in den Betriebsvorschriften ebenfalls beschrieben sind.

Das Zusammenwirken von Anlagenbetrieb und Instandhaltung ist in Nichtleistungsbetriebszeiten von besonderer Relevanz. Die bestehenden Vorschriften hierfür sind im erforderlichen Umfang in den Betriebshandbüchern geregelt und bedürfen nach den bisherigen Erfahrungen keiner besonderen Ergänzung.

Eine hohe Planungstiefe trägt in erheblichem Maße dazu dabei, dass alle Beteiligten sorgfältig vorplanen und während der Revision einen guten Überblick über den Anlagenzustand und den Arbeitsfortschritt haben. Sorgfältige Planung ist demzufolge ein wesentlicher Beitrag zur Gewährleistung der Anlagensicherheit. Im Rahmen der Aufsicht sollte diesem Aspekt deshalb besondere Aufmerksamkeit gewidmet werden.

#### 4.4.9.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht

Aufgrund des relativ hohen Risikobeitrages, den Störfälle beim Nichtleistungsbetrieb (Nichtverfügbarkeit von Sicherheitssystemen) ausweisen, wurde dieser Fragestellung insgesamt eine hohe Sicherheitsrelevanz zugeordnet. Besonders relevant ist der Bereich "Betriebsvorschriften für den Nichtleistungsbetrieb".

Siehe zur Gesamtproblematik auch die Issues GL4; AA4; OP4; MA10.

<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	Sicherheitssysteme
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	alle
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	Transienten und Auslegungsstörfälle
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	weiterer Untersuchungsbedarf

#### 4.4.9.4 Weitere Untersuchungen

Es ist zu überprüfen, inwieweit die aus den anlagenspezifischen Untersuchungen gewonnenen Erkenntnisse auf andere deutschen Anlagen, für die keine anlagenspezifischen Untersuchungen vorliegen, übertragbar sind, und zwar bezüglich der bedeutenden Ereignisabläufe und der vorhandenen Vorkehrungen. Anlagenspezifische Untersuchungen sind anzustreben.

Im Rahmen dieser Untersuchungen sollte angestrebt werden, die unterschiedlichen Phasenregelungen (modes) typspezifisch (DWR/SWR) zu vereinheitlichen, um eine bessere Vergleichbarkeit zwischen den jeweiligen anlagenspezifischen Festlegungen zu ermöglichen.

#### 4.4.10 Issue: MA8 (Management)

##### **Einfluss von Mensch/Technik/Organisation auf den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken**

#### 4.4.10.1 Problembeschreibung

- Siehe IAEA-Text zum Thema: Impact of Human Factors.
- Weitere Aspekte sind: Schnittstelle Mensch - Technik,

- Einfluss der Organisation

#### **4.4.10.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

Die Betriebserfahrungen in deutschen Anlagen zeigen in den letzten Jahren ebenfalls den von IAEA beschriebenen Trend. Dabei sind es weniger die geschilderten Verwechslungsereignisse - in der BRD gibt es nur zwei Anlagen mit 2 gleichen bzw. ähnlichen Blöcken am Standort - sondern speziell bei Ereignissen mit höherer sicherheitstechnischer Relevanz wurden menschliche Fehlhandlungen und/oder organisatorischen Mängel als beitragende Faktoren identifiziert. Mangelnde Vorbereitung und Kommunikation des planenden und ausführenden Personals sind als mitverursachende Faktoren ebenfalls festzustellen.

Eine konsequente Ursachenforschung dieser Entwicklung steht noch aus, ein (eventuell zu) rascher und unstrukturierter Generationswechsel und Folgewirkungen des liberalisierten Strommarktes in Europa können als relevante Einflussgrößen jedoch zu derartigen Wirkungen führen. Auffällig ist bei den Ereignissen der Kategorie INES 1 und höher, dass häufig Verstöße gegen Betriebsvorschriften für die Ereignisse mit verursachend waren. Derzeit wird versucht diesem Trend durch organisatorische Maßnahmen wie Einführung von „Performance Indikatoren“ zur Kontrolle der sicherheitsrelevanten Prozessabläufe, sowie verstärkten Schulungs- und Motivationsmaßnahmen für das Personal entgegenzuwirken. So wurde seitens der deutschen Betreiber ein Konzept zur Verbesserung der Sicherheitskultur entwickelt. Dabei werden u. a. regelmäßig Analysen zum jeweiligen Sicherheitskultur - Status in den Anlagen durch externe Institutionen durchgeführt.

Diese Instrumentarien erlauben es, nach Ihrer Einführung die Entwicklung künftig besser zu analysieren und die Wirksamkeit der eingeleiteten Maßnahmen zu überprüfen.

Als Folge von Ereignissen wurden auch verstärkt Kontrollschritte und Haltepunkte (z. B. Anfahrchecklisten) eingeführt, die sicherstellen sollen, dass die Vorgaben zur Gewährleistung des sicheren Anlagenbetriebs (Tec. Spec.) eingehalten werden.

Festzuhalten ist, dass das gestaffelte Barrierenkonzept ("defense in depth") in allen Fällen bislang auslegungsgemäß gegriffen hat und dass die jeweiligen Ereignisse deshalb zu keiner relevanten Schwächung des Sicherheitsstatus der betroffenen Anlagen

geführt haben. Es ist jedoch auch bei einem in der Tiefe gestaffelten Sicherheitskonzept darauf zu achten, dass die Sicherheitsebenen 1 und 2 in Ihrer Wirksamkeit nicht unzulässig beeinträchtigt werden.

#### 4.4.10.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht

<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	Gesamtanlage
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	-
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	alle Ebenen
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	ein Sicherheitsmanagementsystem befindet sich bei den Betreibern in Entwicklung

#### 4.4.10.4 Weitere Untersuchungen

Nachdem die Betreiber einige Maßnahmen zur Verbesserung der "Human Performance" und der Sicherheitskultur in die Wege geleitet haben, sollte anhand einer konsequenten und alle Anlagen erfassenden Trendverfolgung die Wirksamkeit der Maßnahmen verifiziert werden. Die hierzu notwendige Datenerfassung sowie geeignete d. h. aussagekräftige Werkzeuge für die Trendverfolgung sind zu implementieren und diese auf Basis der gemachten Erfahrungen ggf. fortzuentwickeln. Die Verfahren zur Analyse von Ereignissen, vor allem aber deren Anwendung und Trendverfolgung sind entsprechend zu handhaben (siehe auch Issue MA7).

#### 4.4.11 Issue: OP4 (Betrieb)

##### Vorsichtsmaßnahmen bei Mitte-Loop-Betrieb

#### 4.4.11.1 Problembeschreibung

Im Nichtleistungsbetrieb, speziell beim Brennelementwechsel und bei den Inspektionen der Dampferzeuger wird in Druckwasserreaktoren der Füllstand im primären Kühlkreislauf auf die Höhe der Stutzen der Hauptkühlmittelleitungen (etwa 75 % des Leitungsdurchmessers) abgesenkt. Dieser Zustand, genannt: Mitte-Loop-Betrieb, wird sowohl bei geschlossenem als auch bei offenem Druckbehälter erreicht. Die Nachwärme wird

bei Mitte-Loop-Betrieb über ein oder mehrere Nachkühlsysteme abgeführt. Bei Mitte-Loop-Betrieb sind die betrieblichen Systeme und die Sicherheitssysteme zur Nachwärmeabfuhr nur eingeschränkt verfügbar.

Der Ausfall der Nachwärmeabfuhr führt zu einem schnellen Aufsieden und Ausdampfen des Kühlmittels und zur Freilegung des Reaktorkerns mit der Folge der Freisetzung von Radioaktivität in den Sicherheitsbehälter, speziell bei geöffnetem Primärkreislauf. Eine mögliche Ursache für den Ausfall der Nachwärmeabfuhr ist das Absinken des Füllstandes in den Rohrleitungen der Hauptkühlmittelschleifen. Dies führt zum Kavittieren der Nachkühlpumpen und somit zum Ausfall der Nachkühlsysteme. Weitere Ursachen können der vollständige Ausfall der Stromversorgung und Common-Mode-Ausfälle im Nachkühlsystem sein. Ausfälle von Nachkühlsystemen bei Mitte-Loop-Betrieb sind in Druckwasserreaktoren bereits aufgetreten. PSA zu französischen Anlagen haben gezeigt, dass der Ausfall von Nachkühlsystemen bei Mitte-Loop-Betrieb beträchtlich zum Kernschmelzrisiko von Druckwasserreaktoren beitragen kann.

#### **4.4.11.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

In Druckwasserreaktoren ist es erforderlich, dass für die Vorbereitungen der Anlage zum Wechseln der Brennelemente oder Arbeiten an Primärkreislaufkomponenten (z. B. Reparaturen an DE-Heizrohren) der Primärdruck abgesenkt und das Niveau des Primärkühlmittels im Primärkreislauf abgesenkt wird. Das Niveau wird in solchen Phasen, die je nach Art der Tätigkeiten ca. 10 Stunden bis zu einigen Tagen dauern können, auf ca. 2/3 Füllstand in den Loopleitungen eingestellt und gehalten. Dieser Anlagenzustand wird üblicherweise als „Mitte-Loop-Betrieb“ bezeichnet.

In diesem Anlagenzustand besteht potentiell eine erhöhte Gefahr, dass die Wärmeabfuhr durch Ausfall der Nachkühlsysteme unterbrochen wird und sich das in diesem Zustand relativ kleine Kühlmittelinventar sehr schnell aufheizt. Bereits ein Kühlmittelverlust von wenigen Kubikmetern führt zum Absinken des Kühlmittelniveaus im Primärkreislauf mit der Konsequenz des Kavittierens der in Betrieb befindlichen Nachkühlpumpen. In einem solchen Falle ist mit dem Ausfall aller in Betrieb befindlichen Nachkühlpumpen zu rechnen.

Fehlanregungen von Reaktorschutzsignalen können ebenfalls zum Ausfall der Nachkühlung, aber auch zum unkontrollierten Überspeisen des Druckhalters (Wasserschlaggefahr) führen.

Bei längerfristigem Ausfall der Kühlsysteme kann es zu Ereignisabläufen bis hin zur Kernschmelze kommen. Alle Risikostudien für den Nichtleistungsbetrieb von Druckwasserreaktoren im In- und Ausland haben gezeigt, dass der Ausfall der Nachkühlung in diesem Zustand einen signifikanten Beitrag am Gesamtrisiko hat und dass demzufolge besondere Sorgfalt im Anlagenbetrieb zur Vermeidung eines Kühlausfalls erforderlich ist. Ferner haben auch die in Deutschland durchgeführten Forschungsvorhaben (SR 2274 und SR 2383) zur Erkenntnis beigetragen, dass die Bereitstellung von Prozeduren zur Wiederherstellung einer ausgefallenen Nachwärmeabfuhr das Risikopotential reduziert. Es hat sich auch als zweckmäßig erwiesen Komponenten wie z. B. die Druckspeicher zur schnellen Bereitstellung von Kühlmittel in diesem Anlagezustand vorzuhalten.

Angesichts der sicherheitstechnischen Relevanz dieses Betriebszustandes und den weltweit, u. a. auch in Deutschland, gemachten Betriebserfahrungen mit Ausfall der Nachwärmeabfuhr im Mitte-Loop-Betrieb, wurden in einigen Ländern die Messeinrichtungen für die Niveaumessungen in den Loopleitungen diversitär nachgerüstet, die Anforderungen an die Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme erhöht und teilweise Vorgaben gemacht um die Dauer des Mitte-Loop-Betriebs einzuschränken (z. B. Frankreich).

Die Situation in Deutschland unterscheidet sich für diese Betriebszustände nicht wesentlich vom internationalen Stand. Positiv wirkt sich in deutschen Anlagen aus, dass die Niveauregelung im Primärkreislauf automatisiert ist (in vielen Ländern lediglich Handregelung) und es Verriegelungen gibt, die zumindest bei einigen anlageninternen Störfällen eine automatische Absperrung der Kühlmittelentnahme in die angrenzenden Hilfssysteme bewirken und den Kühlmittelverlust damit automatisch unterbinden. Die Absenkung des Kühlmittelniveaus erfolgt in Deutschland allerdings ebenfalls von Hand. Dabei muss in den meisten Anlagen eine Phase ohne erkennbaren Kühlmittelstand durchlaufen werden, da es keine kontinuierlich anzeigende Messeinrichtung zwischen Druckhalter und Loop-Oberkante gibt.

Die Erkenntnisse aus den o. g. Forschungsvorhaben sind bislang nur vereinzelt in die Betriebsvorschriften der deutschen Anlagen eingeflossen. Die Betriebsvorschriften für solche besonderen Betriebszustände weisen deshalb anlagenspezifisch noch eine sehr unterschiedliche Qualität auf.



Als Vorsichtsmaßnahmen sollten beim Mitte -Loop-Betrieb die Einspeisung über den Druckhalter sowie, solange der Primärkreislauf geschlossen ist, ein gefüllter Dampferzeuger vorgehalten werden.

#### **4.4.11.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht**

Die systematische Untersuchung des Nichtleistungsbetriebs speziell des „Mitte Loop Betriebs“ hat auch für deutsche Anlagen eine hohe sicherheitstechnische Relevanz, wobei die bisherigen Ergebnisse aus den PSA Pilotstudien bereits so aussagekräftig sind, dass der Prozess zur Optimierung der Betriebsvorschriften und der Störfallprozeduren in allen DWR-Anlagen eingeleitet werden könnte. Eine weitere Optimierung kann dann, sofern erforderlich, endgültig nach Vorlage der anlagenspezifischen PSA-Ergebnisse erfolgen.

Risikominimierend ist z. B. die Bereitstellung einer sekundärseitigen Wärmesenke, solange der Primärkreislauf im Mitte-Loop-Betrieb druckdicht verschlossen ist. Bei geöffnetem Primärkreislauf ist eine ausreichende Verfügbarkeit der Nachkühlsysteme und von Einrichtungen zur Kühlmittelergänzung (einspeisebereite Nachkühlpumpen, Druckspeicher Boriersysteme) sowie der für deren Handhabung notwendigen Prozeduren angezeigt. Ferner sollten alle Risiken minimiert werden, die in diesem Zustand den Verlust von Kühlmittel und/oder fehlerhafte Anregungen von Reaktorschutzsignalen zur Folge haben können.

Eine Besonderheit des Mitte-Loop-Betriebs ist auch, dass bei diesen Anlagenzuständen in der Regel auch aktivitätsrückhaltende Barrieren (beidseitig geöffnete Schleusen, geöffnete Durchführungen, Stränge von Filteranlagen in Revision etc.) nur eingeschränkt verfügbar sind und im Ereignisfall ggf. manuell reaktiviert werden müssen.

Insgesamt haben Maßnahmen zur Verhinderung des Ausfalls der Nachwärmeabfuhr sowie Vorkehrungen für die Beherrschung derartiger Ereignisse eine hohe sicherheitstechnische Relevanz.

<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	Not- und Nachkühlsysteme
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	alle
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	Transienten und Auslegungsstörfälle
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	weiterer Untersuchungsbedarf

#### 4.4.11.4 Weitere Untersuchungen

Die generischen Untersuchungen zum Einsatz von PSA-Methoden der Stufe 1 bei Nicht-Leistungsbetrieb eines DWR sind abgeschlossen. Die sicherheitstechnische Relevanz dieses Anlagenzustandes wurde vergleichbar zu Studien in anderen Ländern bestätigt. Entsprechende Untersuchungen sollten deshalb anlagenspezifisch für alle Anlagen durchgeführt werden (siehe auch Issue GL4).

Vertiefende Untersuchungen zur Identifikation potentieller Risiken für den Ausfall der Nachwärmeabfuhr und ggf. Maßnahmen zu deren Reduzierung haben eine hohe sicherheitstechnische Relevanz. Entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik (EPR) wäre auch von Interesse, ob eine wesentliche Reduzierung des „Mitte-Loop-Risiko's“ durch die Einführung zusätzlicher automatisierter Maßnahmen bei Kühlmittelverlust (z. B. automatische Kühlmittelergänzung) erreicht werden kann.

Den Besonderheiten dieser Anlagenzustände und deren potentiellem Risikobeitrag Rechnung tragend, ist auch eine PSA Level 2 für den Nichtleistungsbetrieb besonders sinnvoll, da in der Regel die im Leistungsbetrieb verfügbaren Barrieren in Stillstandsphasen und bei niedrigen Primärkreislaufdrücken nur eingeschränkt betriebsbereit gehalten werden (geöffnete Containmentschleusen und/oder -durchführungen, eingeschränkte Verfügbarkeit von Sicherheitssystemen und Filteranlagen etc.). Aus einer derartigen Studie ergibt sich evtl. die Erfordernis die Betriebsvorschriften zur Risikominimierung weiter zu optimieren.

#### 4.4.12 Issue: TR3 (Training) Training von Accident Management Maßnahmen

##### 4.4.12.1 Problembeschreibung

In der o. g. "description of issue" - TR 3 - des IAEA-Reports, wird die Notwendigkeit der Einbeziehung von (in existierenden KKW-Anlagen implementierten) ereignis- und symptomorientierten Notfallschutzprozeduren (Accident Management (AM) Procedures) in die Trainingsprogramme für die Betriebsmannschaften der jeweiligen KKW an geeigneten anlagenspezifischen Simulatoren angesprochen und gefordert. Dabei wird nicht hinsichtlich **schadensverhindernder** (präventive) und **schadensbegrenzender** (mitigative) Notfallschutzmaßnahmen bzw. -prozeduren und dem diesbezüglichen Training unterschieden. Als Beispiel für einen Trainingskurs wird die Anwendung des französischen Simulators SIPA für Situationen während auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe exemplarisch angeführt, wobei nicht ersichtlich wird, bis zu welchem Zeitpunkt eines auslegungsüberschreitenden Ereignisses (z. B. einschließlich Kernschmelzen oder nicht) der Simulator einsatzfähig ist. Nach bisher vorliegenden Informationen kann der französische SIPA Simulator derzeit nur bis zur Kernaufheizung, aber noch nicht zur Simulation von Kernschmelzvorgängen genutzt werden.

In den Ausführungen zu Issue TR 2 "Assessment of full scope simulator use", in dem der Einsatz von anlagenspezifischen Simulatoren in Frankreich, Spanien und den USA näher erläutert wird, lässt sich der Einsatzbereich der eingesetzten Trainingssimulatoren ebenfalls nicht ableiten. Über ähnliche Simulatoren deutscher KKW, die zumeist im Simulatorzentrum in Essen konzentriert sind, wird nichts ausgeführt. Mit diesen Simulatoren neuester Bauart lassen sich auslegungs- überschreitende Ereignisabläufe im Allgemeinen bis zum Beginn der Kernaufheizung simulieren, d. h. **schadensverhindernde** Notfallschutzmaßnahmen bzw. -prozeduren, wie z. B. die "Bleed & Feed" Maßnahmen deutscher DWR können trainiert werden, nicht jedoch auslegungsüberschreitende Ereignisse mit Kernschmelzen und gegebenenfalls nachfolgendem Kern- und RDB-Versagen sowie Containmentversagen. Dies dürfte nach dem derzeitigen Kenntnisstand auch für die im Ausland eingesetzten Simulatoren zutreffen.

Implementierte Notfallschutzmaßnahmen werden an anderer Stelle des IAEA-Berichts unter "Accident Management Measures (Issue SS8)" beispielhaft für DWR und SWR

z. B. in Frankreich, Deutschland, Japan und der Slowakei aufgeführt. Das Spektrum umfasst dabei das gesamte Spektrum an Notfallmaßnahmen.

Nach derzeitigem Kenntnisstand besteht demnach weltweit nur in wenigen Ausnahmen die Möglichkeit, **schadensbegrenzende** Notfallschutzmaßnahmen realitätsnah (d. h. mit Unterstützung eines Simulators) zu trainieren. Dazu wurden einfache Simulatoren z. B. basierend auf MAAP oder MELCOR erstellt

#### **4.4.12.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

Bereits in den BMI-Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke von 1977 wurde gefordert, dass in angemessenem Umfang vorsorglich organisatorische und technische Maßnahmen innerhalb und außerhalb der Anlage zur Feststellung und Eindämmung von Unfallfolgen vorzusehen sind. Präzisiert wurde diese eher übergeordnete Anforderung durch in der Mitte der 70er Jahre veröffentlichte Richtlinien bzw. Verordnungen, die sich u. a. mit anlagenexternen Maßnahmen, wie Aufstellung besonderer Katastrophenschutzpläne für die Umgebung kerntechnischer Anlagen oder der Zusammenstellung verschiedener durchzuführender Maßnahmen im Alarmfall usw. befasste (in der Zwischenzeit mehrfach modifiziert), z. B.:

- Der Rahmenempfehlung für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen
- Der Empfehlung zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch die Betreiber von Kernkraftwerken
- Strahlenschutzverordnung

Verstärkte Diskussionen und Untersuchungen zu diesem Thema sowie die Umsetzung von diversen **schadensverhindernden** und **schadenseinschränkenden** anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen (präventive und mitigative AM) erfolgten nach den Ereignissen in TMI und Tschernobyl.

Die RSK befasste sich in Ihrer Empfehlung zum "Anlageninternen Notfallschutz bei Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren" im Oktober 1987 z. B. mit der flexiblen Nutzung vorhandener Systeme zur Kernkühlung, der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters usw. Mit der Umsetzung solcher Maßnahmen durch die Betreiber sind auch entsprechende Prozeduren erarbeitet worden, die in den Notfallhandbüchern

zusammengefasst wurden. Darüber hinaus sind die Betriebshandbücher um Anleitungen zur schutzzielorientierten Vorgehensweise und Hilfsmittel, wie das Störfall-Leitschema bzw. der Störfallentscheidungsbaum, ergänzt worden. In dem in Bearbeitung befindlichen neuen Regelwerk werden Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz gestellt. Dies umfasst allgemeine Gesichtspunkte, bei der Planung zu berücksichtigende Aspekte, Anforderungen an zu nutzende Einrichtungen bei schadensverhindernden und schadensbegrenzenden Maßnahmen, Anforderungen an zu nutzende schriftliche Anweisungen, Umfang und Anforderungen an die Nachweissführung der Wirksamkeit der vorgesehenen Notfallmaßnahmen, Anforderungen an die Notfallorganisation sowie an Schulung und Übung von Notfallmaßnahmen. Für über die fest vorgesehenen Notfallmaßnahmen hinausgehende Notfallmaßnahmen bei unvorhergesehenen Ereignisabläufen oder bei nicht wirkenden Notfallmaßnahmen sind Handlungsempfehlungen generischer Art (auch SAMG) zu erstellen. Wenn diese anlagenspezifischen Handlungsempfehlungen erstellt wurden, sind sie in das Trainingsprogramm zur Übung mit aufzunehmen.

Im Jahre 1990 veröffentlichte die RSK eine Empfehlung, die sich mit der Organisationsstruktur des Krisenstabes des Betreibers befasste bzw. 1992 wurden von ihr "Allgemeine Anforderungen an Krisenstabsübungen" festgelegt. In der letztgenannten RSK-Empfehlung wird vom Betreiber mindestens 1 Übung pro Jahr gefordert. Diese Forderung wurde im neuen Regelwerk übernommen.

Das Übungsspektrum umfasst auch Übungen, die den auslegungsüberschreitenden Bereich abdecken.

Für die Ausbildung der Betriebsmannschaften deutscher KKW und der in den Krisenstäben im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes werden deshalb umfangreiche Trainingskurse an den anlagenspezifischen Simulatoren (zumeist in Essen) durchgeführt. Diese Kurse umfassen auch auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe, die die Handhabung der in den Notfallhandbüchern enthaltenen Maßnahmen des **schadensverhindernden** anlageninternen Notfallschutzes und das Zusammenspiel der einzelnen Verantwortlichen beinhalten. Die Personen in den Krisenstäben müssen auch entsprechend qualifiziert.

Wie oben erwähnt, können aber mit den derzeitigen anlagenspezifischen Simulatoren Ereignisabläufe mit Kernschmelzen nicht berechnet werden und somit gibt es für diesen Bereich einschließlich des **schadensbegrenzenden** Notfallschutzes auch kein

spezielles auf Simulatoren abgestütztes realitätsnahes Training. Die derzeit durchgeführten Übungen auf dem Gebiet von Unfallabläufen beruhen deshalb meist nur auf Planspielen oder Stabsrahmenübungen oder sogenannten Zettelübungen bei denen der zu übende Unfallablauf in Form von schriftlich niedergelegten Szenarien abgebildet wird. In solchen Übungen können jedoch die in der Realität auftretenden Friktionen für die Betriebsmannschaft sowie den Krisenstab, wie z. B. das zur Verfügung stehende Zeitfenster für durchzuführende Maßnahmen, Stress, interaktives Verhalten der Anlage bzw. des Unfallablaufes aufgrund der eingeleiteten Notfallmaßnahmen nur unzureichend abgebildet werden. Nach derzeitigem Erkenntnisstand ist ein weiterer Ausbau der Trainings-Simulatoren zurzeit nicht vorgesehen. Eine Alternative, um das Betriebspersonal der KKW über Anforderungen und Phänomene von Ereignisabläufen mit Kernschmelzen zu informieren, wäre ein in der GRS in 1996/97 erstelltes, spezielles, eintägiges Schulungsprogramm unter dem Thema "Phänomenologie und Ablauf von Kernschmelzunfällen in DWR-Anlagen vom Typ Konvoi". Es wurde im Rahmen von Projekten, die vom BMU bzw. BMBF gefördert wurden, zur Weiterbildung von verantwortlichem Kernkraftwerkspersonal von der GRS entwickelt. Teile dieses Kurses werden auch regelmäßig im Rahmen von Behördenseminaren vorgestellt.

Basis dieses Trainingskurses sind einerseits umfangreiche Ergebnisse aus Projekten zu Ereignisabläufen mit Kernschmelzen und zum **schadensbegrenzenden** anlageninternen Notfallschutz für DWR- bzw. SWR-Anlagen und andererseits die mit dem GRS-Analysesimulator ATLAS geschaffene Möglichkeit einer weitreichenden grafischen Darstellung komplexer Vorgänge und Zusammenhänge. Basis dieses Kurses sind mit dem Integralcode MELCOR 1.8.4 (voraus-)berechnete Unfallabläufe für DWR und SWR (Baulinie 72 bzw. 69). Dabei wird mit MELCOR der Ablauf des Unfalls beginnend beim auslösenden Ereignis (z. B. Totalausfall DE-Bespeisung), über die Nutzung präventiver Notfallmaßnahmen einschließlich der Phase der Kernzerstörung und des Versagens des RDB bis zur Freisetzung und Ausbreitung von Spaltprodukten in die Umgebung berechnet. Die Ergebnisse der mit MELCOR vorausberechneten Szenarien können anschließend in dem Kurs quasisimulativ vor- bzw. dargestellt werden.

Dieser Kurs wurde bereits 1997/98 z. B. in den KKW Neckarwestheim, Isar, Brunsbüttel und Gundremmingen sowie im Simulatorzentrum Essen zur Weiterbildung verantwortlichen Betriebspersonals erfolgreich gehalten. Zielsetzung war es, das Betriebspersonal bzw. die Instrukoren in Essen über Phänomene, Vorgänge und mögliche Problemstellungen derartiger Ereignisabläufe zu informieren sowie die Wirksamkeit

und der zur Verfügung stehende Zeitrahmen von Notfallmaßnahmen, wie z. B. die sekundär- bzw. primärseitige Druckentlastung und Bespeisung (präventive AM) oder die Funktion von katalytischen Rekombinatoren bzw. die gefilterte SB-Druckentlastung (mitigative AM), aufzuzeigen. Dargestellt werden hierbei alle relevanten physikalischen Größen wie Drücke, Temperaturen, Konzentrationen von Gasen inkl. H<sub>2</sub>, Aerosolen und Edelgasen sowie z. B. RDB-Versagenszeitpunkt und Verlauf, Quellterm usw.

Eine regulatorische Anforderung zur Durchführung solcher Schulungsprogramme bestand bisher nicht, nach dem neuen Regelwerk wird dies aber zukünftig gefordert. Das Schulungsprogramm soll zukünftig schadensverhindernde und schadensbegrenzende Notfallmaßnahmen sowie darüberhinausgehende existiert nicht. Bisher durchgeführte Kurse erfolgten auf freiwilliger Basis einzelner Betreiber. Eine Fortsetzung und Erweiterung dieser Schulungen in anderen DWR-Anlagen ist sinnvoll solange keine Trainingssimulatoren existieren, die den auslegungsüberschreitenden Bereich adäquat abbilden können. In die Notfallübungen sind die betroffenen Behörden in angemessenem Umfang einzubeziehen, um die Kommunikation der beteiligten Stäbe zu überprüfen.

#### **4.4.12.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht**

Die Fragestellung des Trainings **schadensverhindernden** Notfallschutzprozeduren besitzt höchste Priorität, da die Verhinderung von Ereignisabläufen mit Kernschmelzen bei der Beherrschung von auslegungsüberschreitenden Ereignissen im Vordergrund steht.

Das Training **schadensbegrenzenden** Notfallschutzmaßnahmen, z. B. die Einleitung und Durchführung des SB-Venting für LWR in Deutschland, besitzt gleichfalls eine hohe Priorität. Da diese Maßnahme derzeit die einzige aktive Maßnahme zur Verhinderung eines langzeitigen SB-Versagens bei Ereignisabläufen mit Kernschmelzen darstellt, ist ein geeignetes Training in der Anlage für die entsprechenden Verantwortlichen (z. B. die Betriebsmannschaft und des Krisenstabes) durchzuführen.

<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	Reaktor, Sicherheitsbehälter
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	-
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	auslegungsüberschreitende Störfälle
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	weiterer Schulungsbedarf

#### **4.4.12.4 Weitere Untersuchungen**

Langfristig ist es sinnvoll die derzeit genutzten Trainingssimulatoren so weiterzuentwickeln, dass sie den gesamten auslegungsüberschreitenden Störfallbereich mit abdecken bzw. nachbilden können. Dies beinhaltet neben der Anpassung der Modelle auch die Nutzung von sehr leistungsfähigen Rechnersystemen bei den Simulatoren, um die Unfallabläufe in Echtzeit nachbilden zu können. Zurzeit werden in Deutschland keine dementsprechenden Weiterentwicklungen der Trainingssimulatoren durchgeführt oder geplant. Solange entsprechende leistungsfähige Trainingssimulatoren fehlen, ist die Weiterführung und Erweiterung der auf dem GRS-Kurs basierenden Trainingsprogramme für die Betriebsmannschaft und Krisenstäbe aller in Deutschland betriebenen KKW zu auslegungsüberschreitenden Störfallabläufen (Kernschmelzscenario) zu empfehlen.

#### **4.4.13 Issue: U56 (Amerikanische Fragestellungen) Verstopfung der Sumpfsiebe GSI-191 (NUREG -0933)**

##### **4.4.13.1 Problembeschreibung**

###### **USA**

In dem Titel 10 des "Code Federal Regulations" (CFR) § 50.46 sind die grundsätzlichen Akzeptanzkriterien für Kernnotkühlsysteme in Leichtwasserreaktoren festgelegt. Im Reg. Guide 1.82 sind Voraussetzungen hierzu zusammengestellt, die nach Auffassung der U.S. NRC hinreichend sind, um diese Akzeptanzkriterien zu erfüllen. Erstmals wurde der Reg. Guide 1.82 im Jahr 1974 veröffentlicht. Den Sumpfbetrieb stufte die U.S. NRC im Jahre 1979 als das "Unresolved Safety Issue (USI) A-43: Containment Emergency Sump Performance" ein.



Nach Abschluss der Untersuchungen wurde von der U.S. NRC in 1985 die Revision 1 des Reg. Guide 1.82 verabschiedet. Aus Anlass des Barsebaek-Ereignisses in 1992 wurden nicht nur in den USA der Sumpfbetrieb mit Eintrag von freigesetzten Isoliermaterialien und anderen Materialien aus dem Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren analysiert und experimentell untersucht. In der zweiten Revision des Reg. Guides 1.82 aus dem Jahr 1996 waren als Folge des Barsebaek-Ereignisses insbesondere die damaligen Erkenntnisse bezüglich Siedewasserreaktoren berücksichtigt worden. Als Ergebnis weiterer Untersuchungen wurde in 1997 von der U.S. NRC das "Assessment of Debris Accumulation on Pressurized Water Reactors Sump Performance" als GSI-191 in die Liste der "Generic Safety Issues" aufgenommen. Die dritte Revision des Reg. Guides 1.82 wurde im November 2003 von der U.S. NRC veröffentlicht, obwohl einige Aspekte wie die Einflüsse von u. a. dem Isoliermaterial Calcium-Silikat, von Korrosionsprodukten und von Ereignissen mit Kühlmittelverlust wie in der DWR-Anlage Davis-Besse auf das Versagen der Hochdrucksicherheitsein- speisung nicht abgeschlossen waren. In dem U.S. NRC Bulletin 2003-01 vom 9. Juni 2003 werden die amerikanischen Betreiber von Druckwasserreaktoren aufge- fordert, innerhalb von 60 Tagen zu versichern, dass sie die anwendbaren regula- torischen Forderungen wie die des Titels 10 CFR § 50.46 erfüllen. Wenn die Anlage diese nicht erfüllen konnte, sollte der Betreiber die kompensatorischen Maßnahmen beschreiben, die das mögliche Risiko aus einer Blockade durch Debris (freigesetztes Isoliermaterial und andere transportierbare Stoffe aus dem Sicherheitsbehälter) im Sumpfbetrieb verringern sollten. In dem Bulletin wird auf Ergebnisse von Forschungen, die von der U.S. NRC gefördert wurden, sowie auf die vorläufige Version des Reg. Guide, dem DG 1107, auf die Wissensbasis im technischen Report NUREG-CR 6808 und auch auf Vorschläge zu kompensatorischen Maßnahmen im Bericht LA-UR-02- 7562 hingewiesen. Unter Bezugnahme und in Ergänzung zu dem Bulletin fordert die U.S. NRC in dem Generic Letter 2004-02 vom 13. September 2004 von den Betreibern der Druckwasserreaktoren, die mit der bestehenden Anlagentechnik die Akzeptanz- kriterien des Titel 10 CFR § 50.46 nicht erfüllen, sie innerhalb von 90 Tagen über die Maßnahmen, die zur Sicherstellung des Sumpfbetriebes geplant werden, und die zeitliche Abwicklung zu informieren. Bei der Planung ist dabei zu beachten, dass am 31. Dezember 2007 die Maßnahmen implementiert sein sollen. In dem Generic Letter wird auch dargelegt, welche neuen Erkenntnisse existieren, die zu der Revision des Reg. Guides führten, und über welche Aspekte der Betreiber die U.S. NRC zumindest zu informieren hat.

Die U.S. NRC bewertet auch den "Guidance Report: Pressurized Water Reactor Sump Performance Evaluation Methodology" (NEI 04-07) der Betreiberorganisation NEI. Dieser Bericht soll den Betreibern bei der Auswahl von Maßnahmen zur Ertüchtigung der Anlage und beim Nachweis, dass die Akzeptanzkriterien erfüllt werden, als Richtschnur dienen.

#### **4.4.13.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

**Siehe SS1**, Im Rahmen der Analyse der generischen Fragestellung erfolgt ein kontinuierlicher Informationsaustausch mit der U.S. NRC.

#### **4.4.13.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht**

Siehe SS1.

#### **4.4.13.4 Weitere Untersuchungen**

Siehe auch SS 1.

#### **4.4.14 Issue: F22 (Französische Fragestellungen) Entborierung des Primärkühlmittels**

##### **4.4.14.1 Problembeschreibung**

Bei den Betreibern laufen derzeit Untersuchungen, wie Reaktivitätsstörungen im Kern z. B. durch Eindringen von nicht borisiertem Wasser, verhindert werden können (siehe hierzu auch G2 und SS7).

##### **4.4.14.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

Siehe G2 und SS7.

#### **4.4.14.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht**

Siehe auch G2 und SS7.

#### **4.4.14.4 Weitere Untersuchungen**

Siehe auch G2 und SS7.

#### **4.4.15 Issue: F46 (Französische Fragestellungen) Prozeduren für Zustände, in denen sich das Kühlmittelniveau auf Mittelloopbetrieb befindet**

##### **4.4.15.1 Problembeschreibung**

Aufgrund weltweit aufgetretener sicherheitsrelevanter Ereignisse bei Zuständen, bei denen sich das Kühlmittelniveau im Reaktor auf Mittelloop-Betrieb befindet, wird in Frankreich diesem Problemfeld eine verstärkte Aufmerksamkeit gewidmet.

Der Betreiber untersucht derzeit verbesserte Prozeduren, um dieses Problem etwas zu entschärfen oder zu beseitigen. Siehe hierzu OP4.

##### **4.4.15.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

Siehe hierzu OP4.

##### **4.4.15.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht**

Siehe hierzu OP4.

##### **4.4.15.4 Weitere Untersuchungen**

Siehe hierzu auch OP4.

#### **4.4.16 Issue: G2 (Deutsche Fragestellungen) Deborierung**

##### **4.4.16.1 Problembeschreibung**

Borsäure wird als lösbarer Neutronenabsorber im Primärkreis von Druckwasserreaktoren eingesetzt. Unter normalen Betriebsbedingungen wird mit Hilfe der Borsäure die Reaktivität kontrolliert und Abbrand und Xenonvergiftung innerhalb der vorgegebenen Reaktivitätsmargen kompensiert. Bei Revision der Anlage und Neubeladung des Kerns wird mit Hilfe der Borsäure die geforderte Unterkritikalität eingestellt.

In den heutigen Druckwasserreaktoren ist die Möglichkeit nicht auszuschließen, dass Borlösung mit reduzierter Konzentration eingespeist wird. Solche Ereignisse können in zwei Gruppen eingeteilt werden:

- Homogene Vermischung tritt auf, wenn verdünnte Lösung oder Deionat eingespeist wird und die Strömungsbedingungen ausreichen, das zugeführte Kühlmittel effektiv mit dem vorhandenen Inventar im Primärkreis zu vermischen.
- Inhomogene Vermischung tritt auf, wenn das eingespeiste, ausgelaufene oder kondensierte Kühlmittel einen Pfropfen mit niedriger Borkonzentration im Primärkreis bildet.

Die Analysen der Deborierungsstransienten, die ursprünglich in den Sicherheitsanalysen untersucht wurden, beschränkten sich auf die homogene Vermischung. Es wird angenommen, dass sich das Deionat oder Wasser, das mit niedriger Borkonzentration in den Primärkreis eingespeist wird, vollkommen mit dem gesamten Inventar im Primärkreis vermischt. Deshalb gibt es im Hinblick auf die homogene Borvermischung keine speziellen Sicherheitsvorkehrungen.

Eine inhomogene Ansammlung von niedrig borierten Kühlmittel oder Deionat kann nur erfolgen, wenn an der Einspeisestelle bzw. am Entstehungsort des Kondensats keine erzwungene Strömung bzw. Naturumlauf herrscht. Diese Zustände können auftreten, wenn

- die Hauptkühlmittelpumpen ausgefallen sind bzw. nicht fördern können,
- sich in den Kühlmittelschleifen mit Eintrag von Deionat/niedrig boriertem Kühlmittel kein Naturumlauf einstellen kann und

- durch das Nachkühlsystem kein Kühlmittelumlauf im Reaktorkühlkreis aufgeprägt wird.

Der Naturumlauf wird unterbrochen, wenn das Kühlmittelinventar in den Dampferzeugern soweit abgesenkt wurde, dass kein Kühlmittel über die U-Rohrbögen strömen kann. Dies ist der Fall bei Leckstörfällen, bei abgesenktem Füllstand im Nichtleistungsbetrieb und bei Abfahrvorgängen bei denen ein Dampferzeuger bei hohem Druck stehen bleibt (Ausdampfen der Dampferzeuger U-Rohre). Auch bei sehr geringem Energieeintrag in das Primärsystem (vor dem Anfahren der Anlage) kann die treibende Kraft für den Naturumlauf so klein sein, dass Dichteunterschiede im Kühlkreislauf nicht überwunden werden können.

Das niedrig borierte Kühlmittel kann durch folgende Mechanismen in den Primärkreislauf gelangen:

- Einspeisung aus Deionat führenden Systemen (z. B. Volumenregelsystem, Sperrwasser),
- Lecks bzw. Leckagen aus angrenzenden Deionat führenden Systemen (z. B. Dampferzeugerheizrohrleck, Nachwärmekühler),
- Falsche Borkonzentration in angrenzenden Behältern und Leitungen (z. B. Flutbehälter, Notkühlsystem, Volumenregelsystem) und
- Bildung von niedrig boriertem Kühlmittel durch Kondensation von Dampf.

Die im Primärsystem angesammelten Pfropfen von niedrig boriertem Kühlmittel können entweder durch den Anlauf des Naturumlaufs oder durch den Anlauf der Hauptkühlmittelpumpe zum Kern transportiert werden. Niedrig boriertes Kühlmittel aus dem Notkühlsystem kann durch den Start der Notkühlumpen zum Kern transportiert werden.

Auf dem Weg vom Entstehungsort des niedrig borierten Kondensats bis zum Kern erfolgt eine Vermischung mit dem meist höher borierten Kühlmittel in der Umgebung. Die Intensität der Vermischung ist abhängig von den Strömungsgeschwindigkeiten und den Dichteunterschieden zwischen dem niedrig borierten Kondensat und dem sonstigen Kühlmittel im Kühlkreislauf, insbesondere im Reaktordruckbehälter.

#### 4.4.16.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen

Thermohydraulische Berechnungen haben ergeben, dass bei kleinen Leckstörfällen mit "Reflux-Condenser"-Betrieb und beim Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei Mitte-Loop-Betrieb die für die Unterkritikalität erforderliche Borkonzentration möglicherweise nicht durchgängig gewährleistet ist. Die Analysen haben gezeigt, dass bei kleinen Lecks auf der kalten Seite mit kaltseitiger Hochdruckeinspeisung und auf der heißen Seite mit heißseitiger Hochdruckeinspeisung die größten Pfropfen von niedrig borierten Kondensat gebildet werden, die sich auf der kalten Seite der Kühlkreisläufe insbesondere zwischen dem Dampferzeugeraustrittsplenum und den Hauptkühlmittelpumpen ansammeln. Bei heißseitigen kleinen Lecks erfolgt die Kondensatbildung nur in den unbespeisten Kühlkreisläufen, wenn in den bespeisten Kühlkreisläufen der Naturumlauf bestehen bleibt.

In den PKL-Versuchen der Versuchsreihen E und F wurden die Phänomene der Ausbildung von niedrig borierten Kondensatpfropfen bei kleinem Leck untersucht und die analytischen Ergebnisse im Wesentlichen bestätigt. In den Pumpenbögen konnten sich bis zu 7.5 t niedrig boriertes Kondensat ansammeln. Nach der Wiederauffüllphase und auf dem Weg zum Ringraum wurde für kaltseitige Lecks mit kaltseitiger Einspeisung eine Aufborierung auf 350 ppm (Versuch mit maximaler Größe des Kondensatpfropfens) bis 450 ppm (Versuch unter Genehmigungsrandbedingungen) gemessen. Da für die Vermischung im Ringraum und im unteren Plenum bis zum Jahr 2003 keine Versuchsdaten vorlagen, wurde die Aufborierung im Ringraum mit einem analytischen, an UPTF abgesicherten Modell (ATHLET) berechnet. Aus den PKL-Versuchen und den analytischen Ergebnissen lässt sich ableiten, dass die Borkonzentration bei einem kaltseitigen Leck mit kaltseitiger Einspeisung mindestens 800 ppm am Kerneintritt beträgt. Die Aufborierung im unteren Plenum durch Vermischung mit dem Umgebungswasser wurde dabei nicht berücksichtigt, da das ATHLET-Modell hierfür nicht abgesichert ist.

Für die Aufborierung eines Kondensatpfropfens bei den Randbedingungen von einem heißseitigen kleinen Leck mit heißseitiger Hochdruckeinspeisung liegen bereits Messdaten aus der ROCOM-Versuchsanlage für konservative aus Reaktoranalysen (ATHLET) abgeleitete Randbedingungen vor. Die Messdaten aus ROCOM zeigen, dass die Borkonzentration am Kerneintritt nicht unter 850 ppm fällt.

Neuere ROCOM Versuche zu beiden Szenarien zeigen ein erhöhtes Potential zur Aufborierung im Ringraum und im unteren Plenum. Die gemessenen Werte für das heißseitige Leck mit heißseitiger Hochdruckeinspeisung liegen bei 1300 ppm und für das kaltseitige Leck mit kaltseitiger Hochdruckeinspeisung bei 1600 ppm. Um das zusätzliche Potential zur Aufborierung nutzen zu können, müssen jedoch noch Skalierungsunsicherheiten quantifiziert werden und abdeckende Randbedingungen festgelegt werden. Bis zur Lösung dieser Punkte werden die in der TÜV/GRS-Stellungnahme festgelegten Grenzwerte zur Nachweisführung herangezogen. Für Kernkonfigurationen, die beim Eintrag des teilweise aufborierten Kondensatpfropfens erst bei niedrigeren Borkonzentrationen kritisch werden, ist Rekritikalität ausgeschlossen. Falls die kritische Borkonzentration höher ist, ist mit Rekritikalität zu rechnen.

Der PKL-Versuch E3.1 zum Ausfall der Nachkühlung bei Mitte-Loop Betrieb hat gezeigt, dass langfristig nicht nur der kalte Strang sondern auch der Ringraum deboriert werden kann. Wenn jedoch in den ersten 2 Stunden der Primärkreis wieder so weit durch Handmaßnahmen aufgefüllt wird, dass der Naturumlauf startet, kann eine Entborierung im kalten Strang und im Ringraum vermieden werden. Sollte die Auffüllung des Primärkreises bzw. der Anlauf des Naturumlaufs erst nach mehreren Stunden erfolgen, kann der Eintrag von minderborierten Wasser in den Kern und somit Rekritikalität nicht verhindert werden.

Für die Vermischung eines Deionatpfropfens ( $20 \text{ m}^3$ ) auf dem Weg vom kalten Strang zum Kern bei dem Anlauf einer Hauptkühlmittelpumpe liegen aus der ROCOM-Anlage Messergebnisse vor. Ein Pfropfen dieser Größe wurde bei einer Borkonzentration im Ringraum und im unteren Plenum von 2200 ppm auf 1000 ppm aufboriert. Da der Anlauf einer Hauptkühlmittelpumpe auch bei sehr niedrigen Temperaturen erfolgen kann, muss das bei der Bestimmung der kritischen Borkonzentration berücksichtigt werden.

#### **4.4.16.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht**

Wenn während eines Störfalls die Borkonzentration im Kern unter die kritische Borkonzentration fällt erfolgt eine Rekritikalität mit einem Anstieg der Kernleistung. Bei Störfällen aus dem Nichtleistungsbetrieb und bei kleinen Lecks erfolgt der Eintrag des niedrig borierten Kühlmittels meist bei niedrigem Druck und niedriger Geschwindigkeit (Naturumlauf). Unter diesen Randbedingungen kann eine Siedekrise an den Hüllrohren

bei wesentlich geringerer Bündelleistung als im Normalbetrieb erfolgen. Daher kann es auch zu Kernschäden kommen, wenn keine prompte Kritikalität auftritt. Um dies auszuschließen, sollte Rekritikalität generell bei diesen Zuständen vermieden werden.

Die Kernausslegung führt derzeit zu höheren Anreicherungen und Abbränden. Dies führt im abgeschalteten Zustand zu höheren kritischen Borkonzentrationen. Bei der Auslegung von neuen Kernen ist daher nachzuweisen, dass die kritischen Borkonzentrationen unterhalb der nachweisbaren minimalen Borkonzentrationen liegen.

<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	Reaktorkern
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	-
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	Transienten und Auslegungsstörfälle
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	weiterer Untersuchungsbedarf

#### 4.4.16.4 Weitere Untersuchungen

Experimentelle Untersuchungen konzentrieren sich international insbesondere auf die Simulation externer Deborierung, bei der Deionat-Pfropfen durch Anfahren der Hauptkühlmittelpumpen transportiert werden. Die BORA-BORA Anlage der EdF Hydraulischen Labors in Chatou ist ein transparentes Modell eines Framatome Druckwasserreaktors mit drei Kühlmittelkreisläufen im Maßstab 1:5. Die Vattenfall Testanlage in den Älvkarleby Labors in Schweden [Tinoco, 1993] ist ein transparentes 1:5-Modell eines Drei-Loop Westinghouse Druckwasserreaktors. Die experimentellen Untersuchungen haben sowohl zur Klärung der auftretenden dreidimensionalen Vermischungsphänomene als auch zur Validierung von Rechenprogrammen beigetragen.

Die 2x4 Loop Testanlage der Universität von Maryland College Park (UMCP) ist ein im Volumenverhältnis 1:500 und in der charakteristischen Länge 1:5 skaliertes Modell eines Babcock & Wilcox Druckwasserreaktors. In den Experimenten wird die schnelle Vermischung von Bor untersucht. Die Instrumentierung ist für die Evaluierung von CFD-Programmen ausgelegt ist, d. h. es wird besondere Sorgfalt auf die lokale Auflösung der Temperatur- und Geschwindigkeitsfelder und die Definition der Anfangs- und Randbedingungen verwendet. Der Deionat-Propfen wird dabei mit kaltem Wasser simuliert, d. h. Temperaturverteilung ist ein Indikator für Borkonzentration.



In Deutschland wurde eine transparente Versuchsanlage (ROCOM) im Volumenmaßstab 1:125 (Längenmaße 1:5) als Modell einer Siemens Konvoi-Anlage in Rossendorf gebaut. In dieser Anlage wurden sowohl Versuche zur Vermischung eines Deionatpfropfens beim Anlauf einer Hauptkühlmittelpumpe bzw. beim Start des Naturumlaufs untersucht. Dichteunterschiede wurden bei den Versuchen berücksichtigt. Die Versuchsergebnisse aus ROCOM haben zur Festlegung der minimalen Borkonzentrationen am Kerneintritt bei Leckstörfällen mit Reflux-Condenser-Betrieb und zur Validierung von CFD-Programmen beigetragen.

Die Vermischung von Deionat-Pfropfen wurde auch in der Upper Plenum Test Facility (UPTF) untersucht. UPTF ist das Modell eines deutschen 4-Loop Druckwasserreaktors im Maßstab 1:1. In den UPTF TRAM C3 Versuchen wurde Vermischung durch Naturkonvektion untersucht mit Notkühlein speisung in den kalten Strängen.

3D-Computational Fluid Dynamic (CFD) Verfahren sind ein effektives Werkzeug, Vermischungsvorgänge in Strömungen zu simulieren. In den vergangenen Jahren ist es durch die rapide Weiterentwicklung von Computerprogrammen möglich geworden, den Transport von Deionat-Pfropfen ausreichend detailliert zu simulieren und Berechnungen für transiente Strömungsbedingungen durchzuführen. Die numerischen Berechnungen und die dabei angewandten Turbulenzmodelle erfordern Validierung durch Experimente. Obwohl bereits eine Anzahl von Versuchen in verschiedenen Anlagen durchgeführt wurden, kann der gegenwärtige Stand nicht als vollständig angesehen werden. Die Datenbasis der Integralen Versuchsanlagen liefert meist nur ungenügende Details in Bezug auf Pfropfentransport und Vermischung. Besonders geometrische Effekte im Downcomer und im unteren Plenum erfordern ein genaueres Verständnis, das erst durch detailliert geplante Experimente erreicht werden kann. Im Fall einer stark turbulenten Strömung, die durch das Anfahren einer Pumpe beschleunigt wird, ist eine andere Datenbasis notwendig, als im Vergleich zu einem Fall, bei dem Vermischung durch Naturkonvektion angetrieben wird. Die GRS nahm an einem CSNI Internationalen Standardproblem (ISP-43) teil unter der Leitung der Universität von Maryland. Die ISP-43 Experimente wurden in der UMCP Versuchsanlage durchgeführt.

Die Randbedingungen für experimentelle Untersuchungen zur Vermischung im Ringraum und im unteren Plenum werden u.a. aus Versuchen der PKL-Anlage gewonnen. In den PKL-Versuchsserien E und F wurde die interne Deborierung bei kleinen Lecks mit Reflux-Condenser-Betrieb und beim Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei Mitte-Loop-Betrieb untersucht. Die Versuche haben ausreichend Daten zur Erzeugung, zur

Ansammlung, zur Vorvermischung und zum Transport von Kondensat geliefert. Diese Daten können als Randbedingungen für Vermischungsversuchen herangezogen werden.

Speziell die PKL-Versuche PKL F 1.2 und F 4.1, haben gezeigt, dass die Erzeugung, die Ansammlung und der Transport von niedrig borierten Kondensat bei Reflux-Condenser-Betrieb in drei Phasen erfolgen.

- **Phase 1:** Niedrig boriertes Kondensat von etwa 50 ppm sammelt sich im Pumpenbogen, wenn die Rohrböden der Dampferzeuger Ein- und Austrittsplena vollständig freigelegt sind.
- **Phase 2:** Durch Entrainment und diskontinuierlichem Übertrag von hochborigem Kühlmittel über die U-Rohre wird das durch Kondensation gebildete Kondensat auf etwa 500 ppm aufboriert, wenn das Dampferzeugereintrittsplenum freigelegt ist.
- **Phase 3:** Durch einen ausgeprägten diskontinuierlichen oder kleinen kontinuierlichen Übertrag von hochborigem Kühlmittel über die U-Rohre wird das Kondensat auf etwa 90 % der heißseitigen Borkonzentration aufboriert, wenn beide Rohrböden geflutet sind.

Die oben beschriebenen Füllstandsgrenzen bei den Dampferzeugerplena gelten jedoch nur für Dampfvolumenströme, die bei einem Druck von etwa 10 bar bei einem kleinen Leck zu erwarten sind, wenn diese sich gleichmäßig auf alle Kühlkreisläufe verteilen und nicht durch Kondensation an heißseitig eingespeisten Kühlmittel verringert werden. Wenn der Dampfvolumenstrom wesentlich kleiner ist, kann auch bei teilweise aufgefüllten U-Rohren niedrig boriertes Kondensat entstehen und sich im Dampferzeugeraustrittsplenum und Pumpenbogen ansammeln.

Der Versuch PKL III F 4.2 hat gezeigt, dass unter quasi-stationären Bedingungen die für das LOBI/GRS Szenario typische Strömungsverteilung (Naturumlauf in den be-speisten Kühlkreisläufen und Reflux-Condenser Betrieb) bei niedrigen Kühlmittel-inventaren auftritt.

Die Analysemodelle für den gesamten Kühlkreislauf und die Vermischung im Reaktor-druckbehälter müssen noch an den Versuchsergebnissen von PKL und ROCOM validiert werden, um die Versuchsergebnisse auf die realen Anlagen zu übertragen.

Falls keine höhere Borkonzentration als die kritische Borkonzentration am Kern- eintritt nachgewiesen werden kann, müssen gekoppelte thermohydraulische - neutronen-physikalische Analysen durchgeführt werden, um die Auswirkungen der Rekritikalität zu bewerten. Hierzu sind die entsprechenden Methoden weiter zu entwickeln.

Begleitend wurden vom BMU im Rahmen der Projekte SR 2372, SR 2433 und SR 2444 und BMWA RS 1125 weitergehend Untersuchungen gefördert um Experimente zu bewerten und Nachweismethoden abzusichern.

### **Projekt SR 2372**

- Anpassung des Störfallsimulators GKN 2 an die Erkenntnisse des BMWi-Vorhabens RS 1125 (Verbesserung und Absicherung der analytischen Methoden zur Analyse von Deborierungsereignissen)
- Parameteranalysen zum kleinen Leck mit „Reflux-Condenser“-Betrieb unter Auslegungsbedingungen.

### **Projekt SR 2433**

- Auswertung verfügbarer Unterlagen zu Vermischungsvorgängen im Ringraum
- Auswertung des UPTF-Versuchs C3 zu den Transport- und Vermischungsvorgängen unter der thermischen Trennschicht im Ringraum
- Auswertung und Bewertung der PKL III Versuche E 1.1, E.2.1, E 2.3 zur Erzeugung und Transport von Kondensat
- Auswertung der ROCOM-Versuche zur Kühlmittelvermischung beim Anlauf des Naturumlaufs
- Weiterentwicklung und Absicherung der Reaktormodelle des Analysesimulators durch Nachrechnung des PKL-III-Versuchs E 2.2
- Absicherung von Modellierungsrandbedingungen für den Reaktordruckbehälter für die Simulation von Vermischungsvorgängen durch die Nachrechnung des UPTF-Versuchs C3 mit dem CDF-Programm CFX
- Übertragung des Dispersionsmodell von Taylor für turbulente Kanalströmung auf Ringraumgeometrie

- Einbau von GRS-Mix-Modellen in ATHLET zur Verbesserung der Simulation von Vermischungsvorgängen im Ringraum.

#### **Projekt SR 2444**

- Absicherung von Modellierungsrandbedingungen für die Simulation von Vermischungsvorgängen durch die Nachrechnung eines ROCOM-Versuchs mit dem CFD-Programm CFX
- Auswertung der PKL-Versuchsserie F zur Erzeugung, Ansammlung und Transport von Kondensat bei interner Deborierung

#### **Projekt SR 2567**

- Erstellung eines Datensatzes für den Druckbehälter und die kalten Stränge einer Konvoianlage mit CFX und Analysen mit Randbedingungen aus ROCOM-Versuchen

#### **Projekt RS 1125**

- Modellerweiterungen in ATHLET zur Mehrkanal-Nodalisierung des Reaktordruckbehälters und zum Transport und Freisetzung von im Kühlmittel gelösten Gasen
- Validierung von ATHLET (UTPF-TRAM C 1, PKL III D 2.2)
- Nachrechnung von UMCP-Versuchen mit CFX
- Auswertung von Experimenten zur Vermischung (ROCOM)
- Generische Rechnungen zum kleinen Leck und Ausfall der Nachwärmeabfuhr im Mitte-Loop-Betrieb
- Störfallberechnung zum Kernverhalten (ATHLET/QUABOX-CUBBOX).

#### **4.4.17 Issue: G3 (Deutsche Fragestellungen) Einwirkungen von Außen infolge Flugzeugabsturz**

##### **4.4.17.1 Problembeschreibung**

Kernkraftwerke sind prinzipiell sowohl gegen Einwirkungen von innen als auch von außen ausgelegt. Die Einwirkungen, die von außen ein Kernkraftwerk beeinträchtigen

können, lassen sich nach ihren Ursachen in 2 Hauptgruppen unterteilen. Die eine umfasst Einwirkungen durch Naturereignisse, die andere durch zivilisatorische Einflüsse.

#### **Natürliche Ereignisse:**

- Erdbeben
- Hochwasser
- Sturm
- Blitz

#### **Zivilisatorische Ereignisse:**

- Flugzeugabsturz
- Explosionsdruckwelle
- Brand
- Bergschäden
- schädliche Stoffe
- Einwirkung Dritter

Bei dem Ereignis Flugzeugabsturz ist zu unterscheiden zwischen einem unfallbedingten Absturz und dem gezielt - infolge terroristischer Einwirkung - herbeigeführtem Absturz.

In den Anfangsjahren der Kerntechnik wurden die Kernkraftwerke nicht gezielt gegen den unfallbedingten Flugzeugabsturz ausgelegt, da man die daraus resultierenden Ereignisabläufe dem auslegungsüberschreitenden Bereich zuordnete (geringe Eintrittswahrscheinlichkeit). Aber aufgrund der in der Kerntechnik allgemein angewandten Sicherheitsgrundsätze wie z. B. das Barrierenprinzip, der Redundanz, der Diversität usw. verfügen auch ältere Anlagen über ein Widerstandspotential gegenüber solchen Einwirkungen.

In Deutschland und der Schweiz erfolgte ab etwa den 70er Jahren eine explizite bauliche Auslegung der KKW, zunächst gegen den unfallbedingten Absturz eines schnell

fliegenden Kampfflugzeuges vom Typ Starfighter F-104. Später wurde als Lastannahme der Aufprall eines Flugzeugs vom Typ MD Phantom F-4 zugrunde gelegt.

Bei neueren KKW in der Schweiz und in Belgien wurde zusätzlich der Nachweis geführt, dass die Anlagen auch dem Absturz eines Verkehrsflugzeuges vom Typ Boeing 707-320 mit 90 t Gewicht und einer Geschwindigkeit von ca. 102 m/s (mittlere Geschwindigkeit in der Landephase) widerstehen können.

International erfolgte die Auslegung der KKW gegen den Flugzeugabsturz meist nur gegen relativ leichte bzw. langsam fliegende Flugzeuge. In Frankreich z. B. wurde zunächst aufgrund der geringen Eintrittswahrscheinlichkeit von unfallbedingten Abstürzen von Verkehrs - bzw. Militärflugzeugen auf ein KKW nur gegen sehr leichte Flugzeuge in der Lande- oder Startphase ausgelegt (Cessna 210 bzw. Lear Jet 23 mit 1,5 t bzw. 5,7 t; Geschwindigkeit: 100m/s). Die neueren Anlagen sind gegen einen Militärjet vom Typ Mirage 5 mit einem Gewicht von 13 t und einer Absturzgeschwindigkeit von 150 m/s ausgelegt.

In den USA besteht nur bei 4 % der Anlagen ein direkter Schutz gegen Flugzeugabsturz (Wandstärke der Betonschale liegt allgemein zwischen 0.5 und 1,20 m). Nur die Anlagen TMI I + II sind wegen spezieller Standortgegebenheiten gegen einen Absturz eines 90 t schweren und 102 m/s schnellen Verkehrsflugzeuges ausgelegt. Der Schutz der Anlagen gegen den Absturz eines Flugzeuges stützt sich hierbei stark auf das in den Anlagen verwirklichte Barrierenprinzip und die räumliche Trennung ab. Bei den unterstellten Szenarien wurde meist von örtlich begrenzten Zerstörungen an der Reaktoranlage (einschließlich des Treibstoffbrandes) ausgegangen.

Der gezielt herbeigeführte Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges wurde bis zum 11. September 2001 weltweit nicht in Betracht gezogen. Seit dem 11. September 2001 stellt sich die Frage, inwieweit KKW durch einen gezielt herbeigeführten Absturz verwundbar sind. Dabei ist u.a. auch die große Menge an mitgeführtem Treibstoff zu berücksichtigen. Hierzu wurden in einigen Ländern, wie auch in Deutschland, Untersuchungen durchgeführt, deren Ergebnisse aber in der Regel als vertraulich eingestuft wurden.

Unter den zurzeit fliegenden Passagierflugzeugen sind die Boeing B747 (Gewicht 396 t, Länge 71 m, Spannweite 64 m, maximale Reisegeschwindigkeit 940 Km/h - 261 m/s, maximales Treibstoffgewicht 170 t), der Airbus A340 (Gewicht 360 t, Länge

75 m, Spannweite 64 m, maximale Reisegeschwindigkeit 940 Km/h, maximales Treibstoffgewicht 153 t) und seit neuem der Airbus A380 (Gewicht 560 t, Länge 73 m, Spannweite 80 m, maximale Reisegeschwindigkeit 945 Km/h = 262 m/s, maximales Treibstoffgewicht 247 t) die Größten. Die ersten Passagierflugzeuge vom Typ Airbus A380 wurde im Oktober 2007 an Singapur Airlines ausgeliefert und in Betrieb genommen.

Bei einem neuen KKW von Typ EPR in Olkiluoto in Finnland (Baubeginn 2006) wurden für die Auslegung zwei unterschiedliche Lastannahmen berücksichtigt: der unfallbedingte Absturz eines schnell fliegenden Kampfflugzeuges des Typs Phantom F-4 und der gezielte Absturz eines Passagierflugzeuges der mittleren Gewichtsklasse (z. B. Boeing B767). Außerdem wurde zusätzlich der Absturz des größten Passagierflugzeugs, des Airbus A380 untersucht.

In den USA bzw. der U.S. NRC wurden auf Grund der Ereignisse vom 11. September 2001 die Anforderungen an neue Reaktoren in Bezug auf den Absturz von großen Verkehrsflugzeugen verändert. So wird jetzt von den Antragstellern für neue Reaktoren gefordert, dass sie bewerten müssen, wie die Anlagen den Einwirkungen eines Absturzes eines großen Verkehrsflugzeuges widerstehen können oder wie die Auswirkungen begrenzt werden können.

#### **4.4.17.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

In den Anfangsjahren der Kerntechnikentwicklung in Deutschland basierte die den Konstruktionen zugrunde liegende Sicherheitsphilosophie großteils auf ausländischer Erfahrung, wie z. B. dem „General Design Criteria for Nuclear Power Plant Construction Permits“ der US AEC. Nach diesen Anforderungen sollten für die Auslegung der Reaktoranlagen die meteorologische, hydrologische, geologische, seismische und ökologische Bedingungen, die Bevölkerungsverteilung in der Umgebung sowie weitere standortspezifische Merkmale berücksichtigt werden. Die direkte Auslegung der Anlagen gegen Flugzeugabsturz wurde dagegen nicht gefordert.

Erste deutsche Auslegungsgrundsätze beruhten auf den Vorarbeiten der deutschen Atomkommission in den 50er Jahren und den Entwürfen zur ersten Verordnung über den Schutz gegen Schädigung durch Strahlen radioaktiver Stoffe und den Überlegungen der zuständigen Länderbehörden bzw. Gutachter. Mit dem Bau der DWR-Demonstrationsanlage Obrigheim wurde dann erstmals neben dem Volldruckcontainment

(großer trockener Sicherheitsbehälter) auch eine Stahlbeton-Sekundärabschirmung zum Schutz der Umgebung vor der Direktstrahlung im Falle des damals so genannten "Größten anzunehmenden Unfalls" verwirklicht.

Die aus Strahlenschutzgründen eingeführte Betonschale (Dicke oberer Teil = 60 cm, unterer Teil = 80 cm) umschließt den Sicherheitsbehälter (Stahlschale). Zusätzlich wurde bei dieser Anlage auch das BE- Becken innerhalb des Sicherheitsbehälters angeordnet. In den nachfolgenden Anlagen wurde dieses Konzept kontinuierlich weiter entwickelt, ohne die Anlagen direkt gegen einen unfallbedingten Flugzeugabsturz zu schützen. Obwohl nicht direkt gegen solche Einwirkungen von außen geschützt, verfügen auch die älteren deutschen Anlagen aufgrund Ihrer Auslegungsphilosophie (Barrierenprinzip, Redundanz usw.) über ein Potential, um die Auswirkungen, wie sie bei einem Flugzeugabsturz auftreten können, je nach unterstellter Lastannahme beherrschen zu können. Insbesondere bei den älteren Anlagen tragen die nachgerüsteten Notstandssysteme wesentlich zur Beherrschung von Flugzeugabsturzscenarien bei. In den 70er Jahren wurde dann vor dem Hintergrund der zunehmenden Zahl von Kernkraftwerken in Deutschland und unter dem Eindruck der damals sehr hohen Absturzrate von Militärflugzeugen des Typs Starfighter F-104 ein Schutz der neuen Kernkraftwerke gegen den Absturz dieses Flugzeugtyps gefordert.

Die Lastannahmen für den Lastfall „Starfighter“ wurden wie folgt definiert:

- Masse  $M = 13 \text{ Mg}$ ,
- Absturzgeschwindigkeit  $V = 102 \text{ m/s}$ ,
- Absturzwinkel bei waagerechten Flächen = 90 Grad,  
bei senkrechten Flächen = 45 Grad,
- Auftrefffläche  $A = 2,14 \text{ m}^2$  (Kreisförmig mit Durchmesser 1,65 m),
- Statistische Ersatzlast = 17 MN.

Mit diesen Lastannahmen wurden 4 deutsche KKW ausgelegt: KWB-B, KKV, GKN-1, KKI-1. Die Wandstärke der äußeren Betonschale erhöhte sich aufgrund dieser Anforderungen bei einer DWR - Anlage auf etwa 1 m Dicke (z. B. für die Anlage Biblis B).

In den 80er Jahren ging die Absturzrate des Typs Starfighter F-104 u. a. wegen der Umrüstung der Bundesluftwaffe auf ein neues Kampfflugzeug (MD Phantom RF4E bzw. F4F) erheblich zurück. Die in diesen Jahren in Betrieb genommenen 10 neuesten



deutschen Reaktoren wurden entsprechend gegen diesen Flugzeugtyp ausgelegt. Dabei wurde auch berücksichtigt, dass an den Standorten der Kernkraftwerke die Absturzhäufigkeit für schnellfliegende Militärmaschinen deutlich höher als diejenige für große Verkehrsflugzeuge war.

Die Lastannahmen für den Lastfall „Phantom“ wurden wie folgt definiert:

- Masse  $M = 20 \text{ Mg}$ ,
- Absturzgeschwindigkeit  $V = 215 \text{ m/s}$ ,
- Absturzwinkel bei waagerechten Flächen = 90 Grad,  
bei senkrechten Flächen = 45 Grad,
- Auftrefffläche  $A = 7 \text{ m}^2$  (Kreisförmig mit Durchmesser 3 m),
- Last-Zeit Funktion (als dynamische Einwirkung) mit einem maximalen Wert von 110 MN.

Die Wandstärken der äußeren Betonschale bei einem modernem deutschen DWR (KONVOI) musste aufgrund dieser Anforderungen auf 1,8 - 2,0 m Dicke bei entsprechender Bewehrung erhöht werden. Die zugrunde gelegten Lastannahmen wurden in den 80er Jahren in Großversuchen in den USA überprüft, bei denen eine Phantom II F4 mit hoher Geschwindigkeit gegen eine Betonwand geschossen wurde.

Entsprechend den Anforderungen der Störfalleitlinien werden die Einwirkungen von außen nach Störfällen im Sinne der Leitlinie (Auslegungsstörfälle) und anderen Einwirkungen mit geringerem Risiko eingeteilt. Während für Ereignisse wie Flugzeugabsturz, Druckwellen oder Einwirkungen gefährlicher Stoffe nur risikominimierende Maßnahmen getroffen werden müssen, sind naturbedingte Einwirkungen von außen wie Erdbeben, Hochwasser, äußerer Brand, Blitzschlag als Auslegungsstörfälle zu behandeln. Für die Auslegung gegen Hochwasser sind die Anforderungen von KTA 2207, gegen Erdbeben seit 1990 die von KTA 2201.1 maßgebend. Der Schutz gegen Explosionsdruckwellen sind im Einzelnen standortabhängig geregelt (max. Überdruck 0.45 bar).

Die baulichen Schutzmaßnahmen der neueren Anlagen gegen Explosionsdruckwellen und unfallbedingten Flugzeugabsturz erstrecken sich neben dem Reaktorgebäude auch auf weitere Gebäude mit Systemen, die der Beherrschung solcher Ereignisse dienen (z. B. Notspeisegebäude). Außerdem werden auch die dadurch verursachten indu-

zierten Schwingungen auf die Einbauten sowie gegebenenfalls der Treibstoffbrand berücksichtigt. Für ältere Anlagen erfolgten nachträgliche Untersuchungen zur Abtragbarkeit von den heute zu unterstellenden unfallbedingten Belastungen in Verbindung mit probabilistischen Sicherheitsbewertungen. Als Resultat dieser Untersuchungen ergab sich, dass der Beitrag zu Schadenszuständen mit erheblichen Freisetzungen relativ gering ist. Zusätzlich erfolgte die nachträgliche Errichtung von systemtechnisch unabhängigen und räumlich getrennten Notstandssystemen bei älteren Anlagen.

Im Nachgang des 11. September 2001 wurde die Problematik der neuartigen Gefährdung kerntechnischer Einrichtungen durch Terroristen näher analysiert und Verbesserungen vorgeschlagen, die aber aus naheliegenden Gründen vertraulich sind. U. a. von der GRS wurden Analysen zur Gefährdung deutscher kerntechnischer Einrichtungen durch einen gezielt herbeigeführten Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges sowohl im Rahmen von BMU-Vorhaben (SR 2415, SR 2432) als auch im Auftrag des BMWA (RS 1146) durchgeführt. Die hierbei erzielten Ergebnisse sind ebenfalls weitgehend als vertraulich eingestuft.

In Ergänzung einer Reihe von staatlichen Maßnahmen zur Sicherstellung der Sicherheit im Luftraum haben die Betreiber der Kernkraftwerke im Rahmen eines VGB-Konzeptes neben anderen Maßnahmen auch eine Vernebelung sensitiver Anlagengebäude vorgesehen, die die Sichtverbindung zwischen Flugzeug und den sensitiven Gebäuden unterbricht. Dieses Konzept wurde bereits in einigen Anlagen umgesetzt.

Im Juni 2000 wurde zwischen der Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen eine Vereinbarung getroffen, die besagt, dass zur Aufbewahrung abgebrannter Brennelemente an den Standorten der Kernkraftwerke dezentrale Zwischenlager zu errichten seien, die nach dem Ende der Transporte zur Wiederaufarbeitung rechtzeitig betriebsbereit zur Verfügung stehen sollen. Darin sollen Transport- und Lagerbehälter mit abgebrannten Brennelementen aus dem benachbarten Kernkraftwerk am Standort vor ihrem Transport in einem Endlager aufbewahrt werden, maximal für einen Zeitraum von 40 Jahren.

Den Lagern liegen drei Grundkonzepte zugrunde:

- Das so genannte STEAG-Konzept wird an den sechs norddeutschen Standorten realisiert (Brokdorf, Brunsbüttel, Grohnde, Krümmel, Lingen, Unterweser/Esenhamm).

- Das so genannte WTI-Konzept ist für die fünf in der Südhälfte Deutschlands liegende Standorte vorgesehen (Biblis, Grafenrheinfeld, Gundremmingen, Ohu/Isar, Philippsburg).
- Ein Tunnelkonzept wird für das Zwischenlager in Neckarwestheim realisiert.

Die Gebäude nach dem STEAG-Konzept sind gegen den Absturz eines schnell fliegenden Militärflugzeugs vom Typ Phantom ausgelegt (Lastannahme siehe oben) und besitzen folgende bautechnischen Eigenschaften: Stahlbetonstruktur, Wandstärke ca. 1,2 m, Deckenstärke ca. 1,3 m, einschiffiges Gebäude, Länge 80 m bis 110 m, Breite ca. 27 m, Höhe ca. 24 m. Das STEAG-Konzept wurde ursprünglich im Hinblick auf den zukünftigen Einsatz kostengünstigerer Behältergenerationen entwickelt. Während heute die Transport- und Lagerbehälter schon für sich allein die Sicherheit gegen Flugzeugabsturz gewährleisten, war es beabsichtigt, beim Einsatz zukünftiger Behälterbauarten gegebenenfalls von der Auslegung beim STEAG-Konzept Kredit zu nehmen. Das Gebäude der Zwischenlager nach dem WTI-Konzept sind nicht explizit gegen Flugzeugabsturz ausgelegt und besitzen folgende bautechnischen Eigenschaften: Wandstärke ca. 85 cm, Deckenstärke ca. 55 cm, zweischiffiges Gebäude (bestehend aus zwei durch eine Zwischenwand abgetrennte Hallen), Länge 62 m bis 104 m, Breite ca. 38 m, Höhe ca. 18 m.

Das Zwischenlager in Neckarwestheim ist bedingt durch in seine Lage und den Höhenunterschieden des umliegenden Geländes ein Sonderfall. Das Zwischenlager wurde nach einem Tunnelkonzept entworfen. Zwei Tunnelröhren im am Standort befindlichen Berg aus Kalkgestein dienen als Lagerräume für die Behälter. Die Röhrenwände bestehen aus Spritzbeton, die Bodenplatte aus Stahlbeton.

Infolge der Ereignisse am 11. September 2001 wurden für Zwischenlager die Auswirkungen eines gezielten Absturzes eines Großraumflugzeuges geprüft. Für jedes Zwischenlager wurden die möglichen Anflug- und Aufprallszenarien ermittelt, die alle gängigen Verkehrsflugzeugtypen bis hin zur Boeing B747 und zum Airbus 340 berücksichtigen. Dabei wurden auch verschiedene Brandszenarien berücksichtigt.

#### **4.4.17.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht**

Für die älteren Anlagen erfolgten hinsichtlich des zufälligen unfallbedingten Flugzeugabsturzes nachträgliche Untersuchungen zur Abtragbarkeit von Belastungen in Verbin-

dung mit probabilistischen Sicherheitsbewertungen. Als Resultat der probabilistischen Bewertung zeigte sich, dass auch in den Fällen, in denen das Reaktorgebäude den heute definierten Lastannahmen nicht standhält, der ermittelte Beitrag zu Schadenszuständen mit erheblicher Freisetzung gering eingeschätzt wird. Durch die nachträgliche Errichtung von systemtechnisch unabhängigen und räumlich getrennten Notstandssystemen bei älteren Anlagen wurde eine weitere Risikominderung erreicht.

<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	Gesamtanlage
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	redundanzübergreifend
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	EVA
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	langfristiger Untersuchungsbedarf hinsichtlich unfallbedingtem Flugzeugabsturz, hinsichtlich gezieltem Flugzeugabsturz von Passagiermaschinen existieren noch keine anlagenspezifischen Untersuchungen

#### **4.4.17.4 Weitere Untersuchungen**

Es erfolgten Untersuchungen im Auftrag des BMU und des BMBF, welche den Status "vertraulich" haben. Ob nach Abschluss der zum Teil noch laufenden nationalen und internationalen Sicherheitsanalysen zu dieser Problematik noch weitere vertiefende Analysen durchgeführt werden, ist derzeit noch nicht absehbar.

#### **4.4.18 Issue: G4 (Deutsche Fragestellungen)**

##### **Notkühlwirksamkeit bei KMV bei Ablagerung von Isoliermaterial und anderen Stoffen auf den Sumpfsieben**

#### **4.4.18.1 Problembeschreibung**

Aufgabe der Sumpfsiebe bei Kühlmittelverluststörfällen (KMV) innerhalb des Sicherheitsbehälters ist die Rückhaltung von freigesetztem Isoliermaterial und anderen Materialien, die die langfristige Kernkühlung nach einem KMV gefährden könnten.

Gefährdungen der Kernkühlung können z. B. hervorgerufen werden durch mechanisches Versagen von Sumpfsieben als eine Folge der Druckverluste verursacht durch

Ablagerungen auf den Sumpfsieben, durch Kavitation in den Not- und Nachkühlpumpen, durch „Downstream Effekte“ wie nichtdurchführbare Ventiloperationen, beeinträchtigte Wärmeabfuhr in Zwischenkühlern oder Kühlmittelblockaden im Kern.

Die Einflussfaktoren, die insbesondere das Ablagerungsverhalten an den Sumpfsieben, in Komponenten der Not- und Nachkühlketten und im Kern bestimmen, sind vielfältig. Die Menge, die Fragmentierung und die Bestandteile des losgelösten Materials sind abhängig vom Betriebszustand der Anlage, der Geometrie, Größe und Lage des Lecks.

Die jeweils freigesetzte Menge sowie die Fragmentierung des Isoliermaterials ist neben den eigentlichen Leckrandbedingungen auch abhängig vom Hersteller und Herstellungsjahr des Materials.

Freigesetzt und vor die Sumpfsiebe transportiert werden können die Isoliermaterialien einschließlich der Umhüllungen, Anstriche und Wandmaterialien aber auch Rost, Staub und Schmutz sowie losgelöste Kabelisolierungen und Schaumstoffe.

Mitentscheidend für den Transport zum Sumpf sind der Weg des freigesetzten und mobilisierten Materials durch Anlagenräume und Gitterroste im Sicherheitsbehälter, die Leckausströmung, der Kondensatregen und das Abströmen von Wasserfilmen sowie in ausländischen Anlagen das Stattfinden einer Gebäudesprühung.

Die Ablagerung von Material auf den Sieben, in Komponenten von Not- und Nachkühlsträngen und im Kern wird beeinflusst von der Fragmentierung sowie der Sedimentation und der Resuspension. In der Zeit der Einspeisung aus den Flutbehältern kann z. B. mobilisiertes Material vor den Sieben in den Sumpfkammern sedimentieren, das dann auf Grund geringer Strömungsgeschwindigkeiten während der Sumpfumwälzung auch nicht wieder aufgewirbelt wird.

Die Ablagerung auf den Sieben ist auch abhängig von Siebparametern wie der Fläche und den Maschenweiten sowie vom Aufbau der Siebe, d. h. ob die Siebe liegend oder stehend, ein- oder mehrstufig, eben oder gefaltet, grob- oder feinmaschig usw. sind. Es ist außerdem davon auszugehen, dass das abgelagerte Material sich mit der Zeit verdichtet und sich der Druckverlust erhöht. Zusätzlich können sich aufgrund der Wasserchemie über die Zeit chemische Reaktionsprodukte bilden, die sich an das bereits abgelagerte Material anlagern und somit den Druckverlust über die Siebe und den

Kern weiter erhöhen. Die zusätzlichen Ein- und Ablagerungen an Korrosions- und Erosionsprodukten z. B. von verzinkten Stahlgittern, die sich im Einflussbereich der Leckausströmung befinden, können infolge des erhöhten Druckverlustes bei vollständig belegten Sumpfsieben, nach etwa 10 Stunden, aufgrund der auslegungsüberschreitenden Lastzustände, zum Versagen der Siebe führen. Zur Vermeidung derartiger Lasten ist deshalb z. B. ein rechtzeitiges und wirksames Rückspülen vorzusehen.

Das Material, das sich nicht auf den Sieben ablagert, speziell die kleinen Partikel (fines), penetrieren bei nicht vollständiger Belegung die Siebe und gelangen über die Not- und Nachkühlstränge in den Primärkreis. Dieses Material kann dann z. B. zum Ausfall von mehrstufigen Pumpen wie den Hochdruck-Sicherheits-Einspeisepumpen führen. Außerdem sind aufgrund von möglichen Ablagerungen von Isoliermaterial im Verbund mit Korrosions- und Erosionsprodukten Kühlmittelblockaden im Kern möglich, für deren Beseitigung zurzeit keine wirksamen Gegenmaßnahmen erkennbar sind (siehe auch SS1).

#### **4.4.18.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

Am 28. Juli 1992 kam es im Block 2 des schwedischen Siedewasserreaktor (SWR) Barsebäck, während des Wiederanfahrens der Anlage bei einem Druck von ca. 32 bar zu einer Fehlüffnung eines Sicherheitsventils. Durch den ausströmenden Dampf wurde im Containment Isoliermaterial in der Umgebung des Sicherheitsventiles an den Rohrleitungen abgerissen. Ein großer Teil des freigesetzten Isoliermaterials wurde vom ausgetrönten Medium und von Wasser der Gebäudesprühung in die Kondensationskammer transportiert. Die Kondensationskammer dient dieser Anlage auch als Sumpf. In Folge der Ansaugung durch das Gebäudesprühsystem verstopften etwa eine Stunde nach Störfalleintritt die Sumpfsiebe in der Kondensationskammer durch Ablagerung von u. a. Isoliermaterial. Die verstopften Sumpfsiebe konnten durch die vorgeplante Gegenmaßnahme "Rückspülen", d. h. Umkehren der Strömungsrichtung, freigespült werden.

Obwohl das Ereignis aufgrund des Anlagenzustandes (niedrige Nachzerfallsleistung) und des kleinen Lecks eine geringe sicherheitstechnische Bedeutung hatte, zeigte es, dass Annahmen bei der Auslegung der Sicherheitssysteme, z. B. hinsichtlich der Ablagerung von Isoliermaterial auf Sumpfsieben, nicht ausreichend konservativ waren.

Neben einem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters auf Grund einer nicht wirksamen Gebäudesprühung kann es durch eine Beeinträchtigung der Notkühlung in der Funktion "Rückfördern aus dem Sumpf bzw. aus der Kondensationskammer" auch zu einer Gefährdung der Kernkühlung in der SWR-Anlage kommen.

Deshalb wurden nach diesem Vorkommnis in vielen Ländern die Kernkraftwerke hinsichtlich einer möglichen Gefährdung durch freigesetzte Isoliermaterialien und mobilisierte bzw. gebildete Stoffe nach einem KMV überprüft.

In deutschen Anlagen ist eine Gebäudesprühung zur Druckbegrenzung im Sicherheitsbehälter nicht vorgesehen. Hinsichtlich der Sicherstellung der Kernkühlung wurde von der GRS im Oktober 1992 die Weiterleitungsnachricht 14/92 erstellt, in der gefordert wurde, dass bei allen SWR-Anlagen überprüft wird, ob die Sumpfsiebe für die Rückhaltung und Ablagerung von Isoliermaterial ausreichend dimensioniert sind.

Detaillierte Untersuchungen zur Freisetzung von Isoliermaterial (Kaefer-Versuche) und zum Transport von Isoliermaterial (ABB-Containerversuche), führten in den SWR-Anlagen der Baureihe 69 zu Änderungen an den Rückhaltevorrichtungen in der Kondensationskammer und im Sumpf, Vergrößerung der Siebfläche in einer Anlage, engmaschigen Lochplatten oberhalb des Sumpfes in zwei Anlagen.

Zusätzlich wurde in der Weiterleitungsnachricht 14/92 angeregt, dass auch für DWR-Anlagen entsprechende Untersuchungen durchzuführen und die Freisetzung sowie der Transport von Isoliermaterial experimentell zu untersuchen seien.

Im Jahre 1998 verabschiedete die RSK auf der 320. Sitzung eine Stellungnahme. Diese enthält zum Teil experimentell untermauerte Empfehlungen für die Nachweise der Betreiber. In dieser Stellungnahme ist u. a. aufgeführt, dass

- bei Leitungen mit Bruchausschluss von einem 0,1 Leck auszugehen ist
- die Rückhaltung im Sicherheitsbehälter 50 % beträgt und
- im Sumpf 90 % des Isoliermaterials sedimentiert.

Zwischenzeitlich wurde im Jahr 1996 der OECD-Bericht „Knowledge Base for Emergency Core Cooling System Recirculation Reliability“ veröffentlicht. Dieser Bericht beinhaltet neue Ergebnisse, die zum Teil ungünstiger sind als diejenigen in den damaligen deutschen Untersuchungen zugrunde gelegt wurden. Daraufhin wurde in

deutschen Druckwasserreaktoren die konventionelle Isolierung z. B. am TH-System entfernt. Deutsche Freisetzungsversuche in Karlstein und Transportversuche bei GKSS sowie internationale Versuche zeigten in den folgenden Jahren, dass das Transport- und Penetrationsverhalten von Isoliermaterial im Sumpf und die Druckverluste an den Sumpfsieben und im Kern durch An- und Einlagerung anderer Stoffe (z. B. mikroporöses Isoliermaterial, Staub, chemische Reaktionsprodukte) unterschätzt werden können.

Im Mai 2003 war die RSK vom BMU aufgefordert worden, den Stand von Wissenschaft und Technik auch unter Berücksichtigung der Ergebnisse aktueller Untersuchungen der Betreiber darzustellen. In der 374. Sitzung (Juli 2004) verabschiedete die RSK die Stellungnahme: "Anforderungen an den Nachweis der Notkühlwirksamkeit bei Kühlmittelverluststörfällen mit Freisetzungen von Isoliermaterial und anderen Stoffen."

Der übergeordnete Maßstab für die sicherheitstechnische Bewertung der Freisetzung von Isoliermaterial bei einem Kühlmittelverluststörfall ist die Gewährleistung der Kernkühlung. Dazu muss anlagenspezifisch nachgewiesen sein, dass die Menge des im Kern abgelagerten Isoliermaterials unterhalb der Menge bleibt, bei der die Kernkühlung nicht mehr gewährleistet ist, die Lastabtragung an den Sumpfsieben aufgrund der durch die Ablagerung von Isoliermaterial entstehenden Druckdifferenz sichergestellt ist und in den Nachkühlpumpen keine Kavitation stattfindet, die zu einer unzulässigen Durchsatzverminderung führt.

Die Anforderungen der RSK an die Nachweisführung und die Maßnahmen, die für alle Leckgrößen gelten, bei denen ein Sumpfbetrieb im Verlauf des Störfalls erforderlich ist, betreffen u. a.:

- Leckort
- Freisetzung von Isoliermaterialien und anderen Stoffen
- Transport im Sicherheitsbehälter
- Transport im Sumpfwasser
- Druckverlust an den Sumpfsieben
- Penetration von Isoliermaterial durch das Sieb
- Pumpenvordruck



- Druckverlust im Kern durch Eintrag von Isoliermaterial
- Komponenten im Nachkühlkreislauf
- Langzeitverhalten
- Sauberkeit der Anlage
- Anlageninterne Notfallmaßnahmen

Die Anforderungen haben auf der Basis neuer Erkenntnisse in einigen Druckwasserreaktoren zur Vergrößerung der Sumpfsiebfläche geführt. Zur Verringerung der Penetration wurden die Maschenweiten der Sumpfsiebe in einem ersten Schritt auf 3x3 mm<sup>2</sup> verkleinert.

Außerdem empfahl die RSK, Sachstandsberichte u. a. zu folgenden Problemstellungen erstellen zu lassen:

1. Transportverhalten anderer Isoliermaterialien als MD 2 (83) sowie anderer Stoffe (latent debris) im Sumpf und ihre Auswirkung auf den Druckverlust am Sumpfsieb.
2. Einfluss des Dünnschichteffektes auf den Druckverlust am Sieb.
3. Langzeitverhalten und chemische Effekte (Korrosion) durch Borsäure.
4. Wirksamkeit und Verträglichkeit von anlageninternen Notfallmaßnahmen, die den Druckverlust am Sieb begrenzen bzw. reduzieren, sowie zum Stand ihrer Implementierung.
5. Funktionstüchtigkeit der Komponenten im Nachkühlbetrieb mit Faserbelastung.
6. Anwendbarkeit der Empfehlungen auf Siedewasserreaktoren.

Im März 2008 stellte die RSK in der 406. Sitzung fest, dass sich hinsichtlich der ersten vier Punkte seit der Stellungnahme der RSK vom Juli 2004 ein deutlich erweiterter Sachstand ergeben hat.

Die Versuchsergebnisse hatten gezeigt, dass Korrosionsprodukte, die latent im Sicherheitsbehälter z. B. an Oberflächen von verzinkten ferritischen Strukturen vorhanden sind, über den Leckmassenstrom bzw. den Kondensatrücklauf aus dem Sicherheitsbehälter in den Reaktorsumpf gespült werden können. Die Einlagerung dieser

Korrosionsprodukte in abgelagertem Isoliermaterial an den Sumpfsieben kann die Druckverluste an den Sumpfsieben frühzeitig erhöhen.

Weiterhin hatten Versuche in der "Erlanger Wanne" einen deutlichen Einfluss von Erosion und Korrosion von verzinkten ferritischen Materialien, die oberhalb des Sumpfwasserspiegels vom borierten Bruchmassenstrom getroffen werden, auf die Druckverluste gezeigt. Abhängig von der Sumpfsiebbelegung, der Korrosion und Erosion kann es etwa zehn Stunden nach Beginn des Sumpfumwälzbetriebs zu einer zusätzlichen Erhöhung der Druckdifferenzen über die Sumpfsiebe kommen. Es hat sich herausgestellt, dass nach einem Tag die Auslegungsgrenzwerte der Sumpfsiebe überschritten werden können. Die Korrosion von verzinkten ferritischen Materialien, die unterhalb des Sumpfwasserspiegels befinden, läuft dagegen etwa um den Faktor 10 langsamer ab.

Vor diesem Hintergrund verabschiedete die RSK in der 406. Sitzung eine Stellungnahme zur Ablösung von Ablagerungen an Sumpfsieben, die die Einflussgrößen für den Aufbau der Druckdifferenz über das Sumpfsieb, Grundsätzliches sowie Anforderungen an Maßnahmen zur Ablösung von Sumpfsiebelägen beinhaltet.

Maßnahmen, die zur Begrenzung/Reduzierung hoher Druckdifferenzen bzw. zur Beseitigung der Ablagerungen auf den Sumpfsieben erforderlich sind, waren gemäß der RSK-Stellungnahme vom 22.07.2004 der Sicherheitsebene 4 zuzuordnen. Aufgrund des neuen Sachstandes werden diese Maßnahmen nunmehr der Sicherheitsebene 3 zugeordnet. Daher sind im Rahmen der Störfallbeherrschung ausreichend zuverlässige und wirksame Maßnahmen zur Absicherung der Kernkühlung im Sumpfbetrieb zu implementieren. Weiterhin sind entsprechend der RSK-Stellungnahmen vom 22. Juli 2004 und vom 13. März 2008 für auslegungsüberschreitende Ereignisse mit Kühlmittelverlust anlageninterne Notfallmaßnahmen vorzusehen.

Die Umsetzung der RSK-Empfehlungen zur Ablösung von Sumpfsiebablagerungen und zur Instrumentierung ist noch nicht abgeschlossen. Kontrovers wird derzeit die Einordnung der Maßnahmen in die Sicherheitsebene 3 diskutiert.

Die auf Anregung der RSK in 2007 durchgeführten Versuche an der „Erlanger-Wanne“ zeigten, dass bei geringen Eintragsmengen von Isoliermaterial in den Sumpf bzw. geringer Siebbelegung auch zu Beginn des Sumpfbetriebes sowie nach Ablösevorgängen von Isoliermaterial von den Sumpfsieben (durch Resuspension) hinsichtlich

des Druckverlustes im Kern relevante Mengen von Isoliermaterial auch durch die Sumpfsiebe mit einer Maschenweite von  $3 \times 3 \text{ mm}^2$  penetrieren und sich an den Abstandshaltern im Kern ablagern können. Auf der 57. Sitzung des AST-Ausschusses am 11.12.2008 wurde von den Betreibern über Optionen für die Optimierung der Sumpfsiebe berichtet. Neuere Untersuchungen mit Sumpfgittern mit einer Maschenweite von  $2 \times 2 \text{ mm}^2$  hatten ergeben, dass der Differenzdruck bei der Anlagerung von Isoliermaterial am Sumpfsieb aufgrund gleicher Anlagerungsmenge nicht von den Werten bei einem Gitter mit einer Maschenweite von  $3 \times 3 \text{ mm}^2$  abweicht. Die Rückspülbarkeit bzw. das Abgleiten des Faserkuchens sind dabei unverändert gewährleistet. Durch den Einsatz des Sumpfsiebes mit einer Maschenweite von nur  $2 \times 2 \text{ mm}^2$  hat sich z. B. eine Verringerung der Kerneintragsmenge von 2 kg um eine Größenordnung auf 0,2 kg ergeben. In den Versuchen ist keine durchgehende Belegung der unteren bzw. oberen Abstandshaltebenen aufgetreten. Damit sei eine Langzeitwirkung von Korrosionsprodukten und anderen Stoffen an möglichen Faserablagerungen im Kern nach Auskunft der Betreiber ausgeschlossen. Die Entscheidung für Siebe mit einer Maschenweite von  $3 \times 3 \text{ mm}^2$  ist nach Betreiberakunft seinerzeit gefällt worden, da für Siebe mit einer Maschenweite von  $2 \times 2 \text{ mm}^2$  ein höherer Druckabfall erwartet worden sei. Tatsächlich sei lediglich in der Blow-down-Phase die Belastung der Sumpfsiebe mit der kleineren Maschenweite größer. Die leichtere Ablösbarkeit der Sumpfsiebbelegungen für eine Maschenweite von  $2 \times 2 \text{ mm}^2$  sei auf eine Art Noppenbildung in den Öffnungen bzw. die „Verzahnung“ mit dem Gitter zurückzuführen, die bei den kleineren Maschenweiten weniger stark ausgeprägt seien. Chemische Einflüsse sind in den Versuchen ebenfalls untersucht worden. Die Grenzbelegung, ab der die Einlagerung von Korrosionspartikeln eine Rolle spiele, hänge von der Porosität der Belegung ab.

Bisher haben nicht alle Betreiber, Berichte zur Optimierung der Sumpfsiebe im Rahmen von länderbehördlichen Aufsichtsverfahren eingereicht bzw. anlagenspezifische Änderungsanträge in Aufsichtsverfahren gestellt. Nach Auffassung des Herstellers AREVA ist der einzige noch offene Punkt, der demnächst untersucht werden soll, der Einfluss des Fragmentierungsspektrums. Der AST-Ausschuss vertagte deshalb die weitere Beratung der Stellungnahme zu Kriterien für die Kühlbarkeit des Kerns bis zur Vorlage weiterer Berichte durch die Betreiber.

Ein Betreiber hat im April 2004 alternativ den Austausch der Mineralwolle in den Isolierkassetten durch das Isoliermaterial Silica Aerogel (Nanogel) beantragt.. Es sollen die vorhandenen Isolierkassetten in sämtlichen für die Freisetzung von Isoliermaterial relevanten Anstrahlbereichen ausgebaut und durch neue, funktionsidentische, bereits mit

Silica Aerogel befüllte Isolierkassetten ersetzt werden. Entsprechend den eingereichten Antragsunterlagen wird sich das bei Kühlmittelverluststörfällen (< 0,1FHkl-Leck) freigesetzte Silica Aerogel, auf Grund der Eigenschaften dieses Materials, weder an den Sumpfsieben noch an den Abstandshaltern der Brennelemente ablagern. Somit könnte nach Umsetzung dieser Änderungsmaßnahme die Thematik Sumpfsiebbelegung und Kerneintrag von Isoliermaterial grundsätzlich als gelöst angesehen werden, wenn sich die Aussagen des Betreibers bestätigen sollten (Langzeitverhalten von Silica Aerogel bisher noch nicht endgültig geklärt).

#### 4.4.18.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht

Die Auslegung der bestehenden Sumpfsiebe in deutschen Kernkraftwerken erfolgte zu einem Zeitpunkt zu dem das Transportverhalten von Isoliermaterial und anderen Stoffen bei einem Kühlmittelverluststörfall im Sumpfbetrieb nicht realistisch eingeschätzt wurde. Außerdem wurden Langzeiteffekte wie Korrosion und Erosion sowie die Ein bzw. Anlagerung von partikelförmigen Materialien und anderen Stoffen an faseriges Isoliermaterial, das sich auf Sumpfsieben oder im Kern abgelagert hatte, nicht berücksichtigt. Auf der Basis der RSK-Stellungnahmen vom Juli 2004 (374. RSK-Sitzung) und vom März 2008 (406. RSK-Sitzung) sind für alle deutschen Kernkraftwerke die Auslegung der Sumpfsiebe zu überprüfen, ob die Auslegung der Sumpfsiebe ausreichend ist, um unter den von der RSK vorgegebenen Randbedingungen die Kernkühlung zu gewährleisten bzw. eine Ablösung der Sumpfsiebablagerungen ausreichend zuverlässig durchzuführen. Obwohl die RSK eine Stellungnahme zu Kriterien für die Kühlbarkeit des Kerns noch nicht verabschiedet hat, hat die Mehrzahl der Betreiber Maßnahmen zu Reduzierung von Ablagerungen im Kern beantragt.

<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	Notkühlsysteme
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	alle
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	Transienten und Auslegungsstörfälle
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	weiterer Untersuchungsbedarf

#### 4.4.18.4 Weitere Untersuchungen

Die Nachweisführung zur Notkühlwirksamkeit bei Kühlmittelverluststörfällen mit Freisetzung von Isoliermaterialien erfolgt auf der Basis von Postulaten, von experimentel-

len Ergebnissen und analytischen Untersuchungen. Postulate werden dort eingesetzt, wo derzeit analytische Untersuchungen noch nicht möglich sind und auch keine ausreichende experimentelle Datenbasis zur Verfügung steht. Postulate sollen vorhandene Kenntnisse konservativ abdecken. Derzeit werden der Transport und die Ablagerung von Isoliermaterial im Sicherheitsbehälter als Postulat vorgegeben, da hierfür keine ausreichenden Erfahrungen vorliegen und derzeit keine neuen Versuche geplant sind.

Zum Transport von Isoliermaterialien im Sumpf und zur Ablagerung an den Sumpfsieben bzw. im Kern werden derzeit Grundlagenuntersuchungen in BMWI Vorhaben durchgeführt.

Im Auftrag der Betreiber werden auch bei AREVA Experimente zum Transport von Isoliermaterial im Sumpf und zur Ablagerung von Isoliermaterial an den Sumpfsieben bzw. im Kern mit anlagenspezifischen Kombinationen von freigesetzten Isoliermaterial, anderen mobilisierten Stoffen und anlagenspezifischen Sumpfsiebkonfigurationen durchgeführt. Ziel dieser Versuche ist es, die Druckverluste an den Sumpfsieben, die Penetration von Isoliermaterial durch die Sumpfsiebe und die Kernbelegung sowie die langzeitige An- und Einlagerung von Korrosions- und Erosionsprodukten zu bestimmen.

Das Verhalten des Isoliermaterials Silica Aerogel (Nanogel), das unter Betriebsbedingungen gealtert ist, sollte für den Einsatz im Sumpfbetrieb überprüft werden.

Die GRS passt im Auftrag vom BMU ihre Rechenmodelle für den Sicherheitsbehälter, den Kühlkreislauf und den Kern an, um für Kühlmittelverluststörfälle mit Freisetzungen von Isoliermaterial die thermohydraulischen Randbedingungen zum Nachweis der Kernkühlung, der Lastabtragung an den Sumpfsieben und der Zulaufhöhen für einen kavitationsfreien Betrieb der Notkühlpumpen ausreichend genau zu bestimmen. Neben anlagenspezifischen Untersuchungen z. B. zum Transport im Sumpf und den Druckverlusten durch die Sumpfsiebablagerungen sowie An- und Einlagerungen in der Langzeitphase müssen weitere Untersuchungen das Postulat zum Transport von Isoliermaterial im Sicherheitsbehälter absichern. Die Modelle zur Berechnung der Strömungsverteilung, zum Transportverhalten und zur Sedimentation im Sumpf müssen weiter entwickelt und abgesichert werden. Die einzelnen Analyseschritte müssen in ein umfassendes Analysekonzept zur Nachweisführung einer ausreichenden Kernkühlung bei Kühlmittelverluststörfällen mit Freisetzung von Isoliermaterial integriert werden.

#### **4.4.19 Issue: G5 (Deutsche Fragestellungen) Hochabbrand von Brennelementen**

##### **4.4.19.1 Problembeschreibung**

Die weitere Optimierung der Brennstoffnutzung führt zu erhöhten Abbränden der Brennelemente. International werden mittlere Entladeabbrände von etwa 52 GWd/t erreicht, was einem mittleren Brennelementabbrand von etwa 62 GWd/t entspricht. Auch in Deutschland ist das längerfristige Ziel mittlere Brennelementabbrände von bis zu 70 GWd/t zu erreichen. Mit diesen erhöhten Abbränden sind Veränderungen im Brennstoffpellet und im Hüllrohr verbunden, die Auswirkungen auf das Brennstabverhalten bei Störfällen haben. Von Bedeutung sind die beiden Auslegungsstörfälle: Reaktivitätsstörfälle und Kühlmittelverluststörfälle. Die abbrandabhängigen Effekte sind für das Hüllrohr, die Zunahme der äußeren Hüllrohrkorrosion durch verlängerte Einsatzzeit, die Zunahme der Wasserstoffaufnahme und die Veränderungen der mechanischen Materialeigenschaften durch Bestrahlung, Oxidation und Wasserstoffaufnahme. Derzeit ist in DWR die Hüllrohrkorrosion für die Einsatzzeit beschränkend, deshalb werden neue, verbesserte Hüllrohrmaterialien entwickelt und erprobt.

Für das Brennstoffpellet zeigt sich ab einem mittleren Abbrand von etwa 45 GWd/t am Rand eine Veränderung der Pelletstruktur, der sog. Rim-Effekt, mit einer feinen Kornstruktur, einer hohen Porosität und einem hohen Pu-Gehalt. Im Brennstoff wandert das Spaltgas an die Korngrenzen und bleibt im äußeren Pelletbereich mit niedrigeren Temperaturen gebunden. Die transiente Spaltgasfreisetzung bei schnellen Leistungsrampen, wie sie für schnelle Reaktivitätsstörfälle typisch sind, ist weitgehend unbekannt. Für hohe Abbrandwerte ab etwa 40 GWd/t stellt sich ein direkter Kontakt zwischen Brennstoffpellet und Hüllrohr ein. Die beschriebenen Phänomene werden international untersucht und diskutiert.

##### **4.4.19.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

Von den Betreibern der Kernkraftwerke ist geplant, die Zielabbrände für die Brennelemente weiter zu erhöhen. Die zur sicherheitstechnischen Bewertung erforderlichen konservativen Störfall- und Schadensumfanganalysen unter vollständiger Berücksichtigung der Hochabbrandeffekte liegen erst zum Teil vor. In diesem Zusammenhang werden

auch Best Estimate Analysen unter Einbeziehung von Unsicherheitsanalysen betrachtet.

#### 4.4.19.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht

Die Atomaufsicht des Bundes hält weitere experimentelle Untersuchungen zum Brennstoffverhalten sowohl unter Betriebs- als auch unter Störfallbedingungen für erforderlich und wird die begonnenen Untersuchungen im Rahmen der OECD-Forschungsprogramme, die auch von deutschen Betreibern unterstützt werden, fachlich begleiten. Weiterhin werden die Rechenverfahren zur Abschätzung des Brennstoff- und Brennstabverhaltens auf die Einbeziehung der zu erwartenden Hochabbrandeffekte geprüft.

Die in den Reaktoranlagen erreichten Abbrandwerte wurden erfasst. Die Betreiber berichteten über Betriebserfahrung und die vorliegende experimentelle Datenbasis für das Brennstabverhalten bei Leistungsrampen und bei Reaktivitätsstörfällen. Für Reaktivitätsstörfälle stützen sich die Nachweise auf japanische Experimente am (Nuclear Safety Research Reactor (NSRR)), und auf die französischen CABRI-REP-Na Versuche. Die Nachweisführung für die Brennstabelastungen werden mit dreidimensionalen Kernmodellen unter realistischen, wie auch unter konservativen Annahmen, geführt. Die deutschen Betreiber beteiligen sich an dem OECD-CABRI-Waterloop-Programm in Frankreich zur Vervollständigung der experimentellen Datenbasis für höhere Abbrände und für repräsentative Kühlungsbedingungen der Brennstäbe. Die Rechenverfahren zur Abschätzung des Brennstabverhaltens bei Kühlmittelverluststörfall oder Reaktivitätsstörfall werden überprüft und weiterentwickelt bezüglich höherer Abbrände und niobhaltiger Hüllrohrwerkstoffe.

<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	Reaktorkern
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	-
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	Transienten und Auslegungsstörfälle
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	weiterer Untersuchungsbedarf

#### 4.4.19.4 Weitere Untersuchungen

Das Brennstabverhalten bei Reaktivitätsstörfällen wird im französischen CABRI-Versuchsreaktor und im japanischen NSRR-Testreaktor untersucht. Diese neueren Ver-

suchsergebnisse mit Abbrandwerten bis zu 64 GWd/t ergänzen die früheren Untersuchungsergebnisse aus den amerikanischen SPERT- und PBF-Testreaktoren. Die experimentellen Ergebnisse zeigen für höhere Abbrände eine Abnahme der Schadensschwelle an. Für deutsche Anlagen wurden von der Industrie Berechnungen für den Steuerstabauswurf in DWR durchgeführt. Für realistische Annahmen zeigte sich, dass im Vergleich zu den experimentellen Ergebnissen der Enthalpiezunahme ein ausreichender Sicherheitsabstand besteht. Für konservative Annahmen werden die experimentell bestimmten Werte nicht erreicht, mit Ausnahme des sehr niedrigen Wertes im Versuch CABRI-Rep-Na1. In Beratungen der RSK wurde empfohlen, die Abbrandabhängigkeit für Werte oberhalb von 50 GWd/t weiter zu überprüfen. Für die Überprüfung ist geplant, die zukünftigen Experimente im CABRI-Waterloop auszuwerten und sich an der Weiterentwicklung und Validierung eines transienten Brennstabcodes für Reaktivitätsstörfälle zu beteiligen.

Die Berechnungen zur Bestimmung des Schadensumfanges mit dem Programm TESPА erfassen grundsätzlich alle abbrandabhängigen Effekte. Es ist jedoch erforderlich, die Modelle und Parameter zur transienten Spaltgasfreisetzung, die Einflüsse von Oxidation, Wasserstoffaufnahme und Bestrahlung auf die mechanischen Kenngrößen des Hüllrohrmaterials zu überprüfen. In der GRS wurde ein entsprechendes Projekt zur Weiterentwicklung dieses Rechenmodells begonnen.

#### **4.4.20 Issue: G14 (Deutsche Fragestellungen) Sicherheitskultur/Sicherheitsmanagement**

##### **4.4.20.1 Problembeschreibung**

Durch den durch die Liberalisierung des Strommarktes hervorgerufenen Wettbewerb entsteht in ungleich höherem Maße als bisher Druck auf die Kosten für Betrieb und Instandhaltung der Energieerzeugung. Davon können auch sicherheitsrelevante Arbeitsprozesse und Investitionen in Sicherheitsmaßnahmen betroffen sein.

Es ist nicht auszuschließen, dass die Bereitschaft der Betreiber zu zusätzlichen freiwilligen Maßnahmen, die dem Erhalt und der Weiterentwicklung des Sicherheitsniveaus dienen, in einem liberalisierten Markt gegenüber der in einem monopolisierten Markt abnehmen wird.



Entscheidungen für sicherheitserhöhende Maßnahmen werden mehr als bisher durch Kosten-Nutzen-Abwägungen bestimmt. Die Begrenzung der Laufzeiten der kerntechnischen Anlagen ist als weitere Rahmenbedingung bei diesen Abwägungen ein wesentliches Entscheidungskriterium. Investitionen, die Sicherheit und Verfügbarkeit gleichermaßen erhöhen, könnten unter diesen Bedingungen nicht getätigt werden, wenn sie sich nicht mehr innerhalb der vorgegebenen Restlaufzeit amortisieren.

Der Kostendruck auf die Betreiber führt auch zu dem verstärkten Bestreben, geplante Stillstandszeiten zu minimieren, was sich auch in stetig verkürzten Revisionsdauern widerspiegelt. Solche Verkürzungen bergen, wenn sie nicht mit der notwendigen Sorgfalt und in einem entsprechenden Detaillierungsgrad geplant werden, die Gefahr, dass aufgrund der Vielzahl der parallel ablaufenden Tätigkeiten und der engen Zeitfenster Rahmenbedingungen entstehen, die das Auftreten menschlicher Fehler begünstigen.

#### **4.4.20.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

In liberalisierten Strommärkten ist zu beobachten, dass in den Energieunternehmen zur Steigerung der Effizienz und zur Senkung der Betriebskosten Organisationsstrukturen modifiziert und Arbeitsprozesse gestrafft werden. Dies bewirkt in der Regel auch einen Personalabbau.

Bei diesen Veränderungsprozessen sind jedoch folgende sicherheitsrelevante Aspekte zu beachten:

- Die Veränderungen betreffen teilweise langjährig bewährte Organisationsstrukturen, die eine der Voraussetzungen für den sicheren Betrieb darstellen. Die Veränderung von Weisungslinien und Informationswegen sowie die neue Zuordnung von Verantwortung und Kompetenzen beeinflussen die organisatorische Basis der Sicherheit.
- Durch den Personalabbau wird die für alle in einem Kraftwerk anfallenden Tätigkeiten zur Verfügung stehende Personalstärke reduziert. Dabei ist zu beachten, dass die Personalressourcen zur Erfüllung aller sicherheitstechnischen Aufgaben nicht unterschritten werden. Auch wenn in den ausgewiesenen sicherheitsrelevanten Bereichen kein Personalabbau vorgenommen wird, könnte infolge von Umverteilung von Aufgaben und einer daraus resultierenden größeren Aufgabenlast für das verbleibende Personal die Sicherheit dennoch negativ beeinflusst werden.

- Personalabbau, insbesondere durch Vorruhestandregelungen, betrifft überwiegend betriebsbewährtes Personal und Know-how-Träger. Erfolgt die Freistellung dieser Mitarbeiter zu schnell oder wird sie nicht von geeigneten Maßnahmen zum Know-how-Transfer begleitet, geht wertvolles Erfahrungswissen verloren.
- Einer der wichtigsten Garanten für den sicheren Betrieb sind die Motivation und das Engagement der Mitarbeiter. Unsicherheit über den Erhalt des Arbeitsplatzes im Zuge von Stilllegungen, Fusionen und Umstrukturierungen können diese Erfolgsfaktoren empfindlich beeinflussen.

#### 4.4.20.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht

<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	Gesamtanlage
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	-
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	alle
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	Bei den Betreibern befindet sich ein integriertes Sicherheitsmanagementsystem noch in der Entwicklung.

#### 4.4.20.4 Weitere Untersuchungen

Von der GRS bzw. in Deutschland wurden in den letzten Jahren im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung Fragestellungen, die im Zusammenhang mit dem Sicherheitsmanagement stehen, in einer Reihe von Vorhaben untersucht. So z. B. die Anforderungen an die Sicherheitsbewertung für die Betriebsführung im Rahmen des Vorhabens SR 2226, die Bewertung von Personalkapazität/Qualifikation (SR 2335), Arbeiten zur Präzisierung der Anforderungen im Betriebshandbuch (SR 2444), Entwicklung praxisgerechter Bewertungskriterien für die Sicherheitskultur (nicht GRS - SR 2398), Trendanalysen zur Auswertung von Prozessindikatoren (SR 2509) sowie das Vorhaben SR 2462, in der die Entwicklung bundeseinheitlicher Kriterien von Sicherheitsmanagementsystemen auf der Grundlage von Sicherheitsindikatoren Bewertungsmaßstäbe und der Bewertungsmethoden durchgeführt wurde. Die abgeschlossenen Arbeiten zum BMU-Vorhaben SR 2462 und die Erfahrungen der GRS aus der Begutachtung von Managementsystemen, die bei den Kraftwerken der EnBW und in KKU entwickelt und eingeführt wurden, zeigen, dass ausgehend von den bisher durchgeführten Arbei-

ten weiterer Entwicklungsbedarf zum Thema Management von Kernkraftwerken besteht. Für die Bewertungen sollen einzelne Aspekte des Sicherheitsmanagements, zu denen in den Regeltextmodulen (Modul 8) des neuen Regelwerkes (Vorhaben SR 2475 und Nachfolger SR 2566) zum Sicherheitsmanagement übergeordnete Anforderungen formuliert wurden, durch detaillierte Vorgaben konkretisiert werden. Im Nachfolgevorhaben SR 2562 sollen Methoden zur Überprüfung der Wirksamkeit des Sicherheitsmanagementsystems erarbeitet werden, um ein bundeseinheitliches Vorgehen bei der Bewertung der Systeme sicherzustellen. Für den Nachweis der Wirksamkeit des Sicherheitsmanagementsystems und der Prozesse im Kraftwerk gegenüber der Aufsichtsbehörde soll ein Satz von Indikatoren entwickelt werden, der aus der relativ großen Anzahl von Prozessindikatoren abzuleiten ist und eine knappe aber umfassende Übersicht über die Wirksamkeit des Sicherheitsmanagementsystems und die Prozessleistungen ermöglicht. Die im Vorhaben SR 2462 entwickelten Prozessindikatoren und die Behördenindikatoren sollen beispielhaft an der Betriebserfahrung gespiegelt und so ihre Anwendbarkeit und Wirksamkeit überprüft werden.

#### **4.4.21 Issue: G19 (Deutsche Fragestellungen)**

##### **Menschliche Einflussfaktoren**

##### **4.4.21.1 Problembeschreibung**

„Human Factors“ (*menschliche Einflussfaktoren*) ist ein Oberbegriff für die Bedingungen, Maßnahmen und Voraussetzungen, von denen Leistungsfähigkeit, Motivation und Verhalten von Menschen abhängen, die mit technischem Gerät umgehen. Üblicherweise unterscheidet man ergonomische, organisatorische und personenbezogene Einflussfaktoren: (1) Ergonomische Faktoren sind Merkmale der Gestaltung von Arbeitsmitteln, Arbeitsverfahren, Arbeitsplätzen, Arbeitsumgebungen sowie der räumlichen Anordnung von Arbeitsplätzen und der Zeitvorgaben für die Aufgabendurchführung, die das Personal nutzen bzw. bewältigen muss. (2) Organisatorische Faktoren sind zu berücksichtigen, da komplexe Technologien die Arbeit vieler Spezialisten und folglich eine Koordination dieser Aktivitäten erfordert. Im Einzelnen gehören zu den organisatorischen Faktoren (a) die Festlegung der Aufgaben und ihrer Verteilung auf Individuen und Teams, (b) Rechte und Verantwortlichkeiten, (c) Kooperation und Kommunikation, (d) Personalauswahl und Personalschulung, sowie (e) Maßnahmen zur Motivation, aktiv in der Organisation mitzuarbeiten. Organisatorische Faktoren können auf formale Regeln, aber auch auf bewährte Praktiken zurückgehen, für die explizite formale Re-

geln nicht notwendig sind. In einem umfassenderen Sinne gehören zu den organisatorischen Faktoren auch Maßnahmen im Bereich der Sicherheitskultur und des Sicherheitsmanagements, d. h. organisatorische Merkmale, Managementinitiativen und individuelle Einstellungen, die sicheres Verhalten und zuverlässige Aufgabenerfüllung herbeiführen und aufrechterhalten. (3) Personenbezogene Faktoren sind Eignung, Qualifikation und Motivation der Person, zugewiesene Aufgaben zuverlässig zu erfüllen. Technische, organisatorische und personenbezogene Faktoren interagieren auf vielfältige Weise miteinander. Analysen und Bewertungen der „Human Factors“ muss dies in Betracht ziehen: So hat eine Institution z. B. bestmögliche Arbeitsbedingungen zu identifizieren, herzustellen und aufrechtzuerhalten, was nicht nur die Ausführung der Aufgaben selbst unterstützt, sondern auch zur Arbeitszufriedenheit und zur Motivation des Personals beiträgt, zugewiesene Arbeiten sicher und zuverlässig zu erfüllen.

Die Gestaltung menschlicher Einflussfaktoren zielt auf die Unterstützung sicherer, zuverlässiger und effizienter Erfüllung von Aufgaben ab, die der Mensch entweder alleine oder in Kooperation mit anderen unter Nutzung von Materialien, Werkzeugen und/oder Maschinen unter gegebenen Randbedingungen der Aufgabenerfüllung zu verrichten hat. Idealerweise unterstützt die Gestaltung den Menschen derart, dass er seine individuellen Fähigkeiten und sein Können auf bestmögliche Weise nutzen kann. Zumindest aber sollten Quellen unangemessener Beanspruchungen weitestgehend beseitigt werden. Dazu ist es heute Stand von Wissenschaft und Technik, menschliche Einflussfaktoren in jeder Phase des Designprozesses systematisch zu analysieren und zu bewerten, die sich auf (1) die Interaktion des Personals mit der bereitgestellten Technik (2) die spätere Organisation und (3) die Qualifikationsanforderungen an die zukünftig Beschäftigten auswirkt. Ziel dieses Vorgehens ist es, von Anfang an die Auslegung der Technik bestmöglich an die Bedürfnisse des Menschen und an die Erfordernisse sicherer, zuverlässiger und effizienter Interaktion von Mensch und Maschine anzupassen.

Die Beurteilung menschlicher Einflussfaktoren erfordert es, psychische und physische Beanspruchungen zu bewerten, die sich aus der Aufgabe, der benutzten technischen Ausrüstung und den Randbedingungen der Aufgabendurchführung ergeben. Die Ergonomie hat bereits viele qualitative und quantitative Standards erarbeitet, die auf Erkenntnissen über menschliche Stärken, Schwächen und Grenzen u. a. im Bereich der Erfassung und Unterscheidung von Signalen, der Verarbeitung von Informationen und der Ausführung elementarer Bewegungen basieren. Dazu finden sich ausführliche Informationen im Regelwerk. Dagegen fehlen vergleichbar genaue und differenzierte

Erkenntnisse, wie Menschen bei der Bewältigung komplexerer, kognitiver, motivationaler und emotionaler Anforderungen individueller oder kollektiver Aufgabenerfüllung wirksam zu unterstützen sind. Forschung und Entwicklung entsprechender Bewertungsverfahren und Anleitungen zu gutem Design sind ein Hauptgegenstand laufender Arbeiten. Sie führten bisher zu eher allgemeinen Bestimmungen in den Regelwerken, zu mehr oder weniger umfassenden Leitfäden, zu allgemeinen Empfehlungen und zu Katalogen bewährter Praktiken zur Gestaltung z. B. von computergestützten Warten oder von Schulungsprogrammen und von Sicherheitsmanagementsystemen. Es bedarf dringend weiterer Fortschritte in enger Kooperation zwischen Grundlagenforschung, angewandter Wissenschaft und Praxis, um einen umfassenden, systematischen und detaillierten Fundus praktisch nutzbarer Erkenntnisse zu schaffen.

#### **4.4.21.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

Die Bedeutung der „Human Factors“ für deutsche Anlagen wird nachfolgend in Bezug auf Regelwerk, Sicherheitskultur, Sicherheitsmanagementinitiativen, probabilistischen Sicherheitsanalysen, Analysen der Betriebserfahrung und wichtige aktuelle Herausforderungen erörtert.

Auf dem Gebiet der „Human Factors“ beschränkt sich das deutsche Regelwerk fast ausschließlich auf (1) die ergonomische Auslegung konventioneller Warten, (2) die Gestaltung von Betriebshandbüchern sowie (3) die Qualifikation und Schulung des für den sicheren und zuverlässigen Betrieb der Anlage zuständigen Personals. Das Regelwerk fordert darüber hinaus einen Grad der Automatisierung, der das Personal manueller Eingriffe in den ersten 30 Minuten eines Ereignisses im Auslegungsbereich enthebt. Nur für den europäischen Druckwasserreaktor (EPR) wurde ein umfassendes Programm der Analyse und Bewertung menschlicher Einflussfaktoren für alle Arten von Mensch-Maschine-Schnittstellen gefordert und initiiert, mit denen das Personal während des Betriebs, bei Prüfungen, Wartungen und Instandsetzungsarbeiten in der Warte und in den übrigen Teilen der Anlage interagiert. Als Reaktion auf IAEO-Programme haben verschiedene deutsche Betreiber die Sicherheitskultur ihrer Anlagen analysieren und bewerten lassen (OSART Missionen). Darüber hinaus haben deutsche Betreiber Sicherheitsmanagementsysteme entwickelt und zur Anwendung gebracht. „Human Factors“ und Analysen menschlicher Zuverlässigkeit waren und sind ein fester Bestandteil der probabilistischen Sicherheitsanalysen deutscher Anlagen. Ausführliche

Analysen der Betriebserfahrung umfassen systematische Untersuchungen der „Human Factors“, die das betreffende Ereignis verursachten oder dazu beitrugen.

„Human Factors“ haben im Lauf der Zeit immer mehr Beachtung gefunden, was zu erheblichen Verbesserungen in den Anlagen geführt hat. Jüngste Entwicklungen erhöhen die Bedeutung der „Human Factors“ noch weiter. (1) Immer mehr konventionelle Informations- und Bedieneinrichtungen wurden und werden durch computergestützte Systeme ersetzt. Dies erfordert es, „Human Factors“ bei Betrieb, Prüfung, Wartung, und Instandsetzung von computergesteuerten Mensch-Maschine-Schnittstellen oder von Kombinationen konventioneller und computergesteuerter Schnittstellen auch im Bereich der Kerntechnik verstärkt zu berücksichtigen. (2) Während der letzten Jahre wurden die Anlagen durch Faktoren wie alterndes Personal, zahlreiche Pensionierungen, Umstrukturierung der Unternehmen, Liberalisierung des Energiemarktes mit erhöhtem Wettbewerb und dem Druck, Kosten zu senken, sowie politische Entscheidungen über die zukünftige Nutzung der Kernenergie vor eine bedeutsame Herausforderung gestellt. Rationalisierung, Rückgriff auf Dienstleistungsunternehmen mit eventuell weniger tiefen Kenntnissen über die Anlage und Ersatz von pensioniertem Personal illustrieren beispielhaft die Probleme, die zu lösen sind, ohne die Sicherheit der Anlagen, die Qualifikation der Beschäftigten und die Motivation des Personals zu sicherem und zuverlässigem Verhalten zu beeinträchtigen.

#### 4.4.21.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht

„Human Factors“ sind von eminenter Bedeutung für die nukleare Sicherheit, da sie die zuverlässige Verrichtung der Arbeit des Menschen bei Fertigung, Bau, Betrieb, Inspektion, Wartung, Instandsetzung und Inspektion von Systemen, Komponenten und Geräten unterstützen. Fehler, die durch unangemessene Ausgestaltung der „Human Factors“ zurückgehen, können Ereignisse mit schweren oder sogar katastrophalen Konsequenzen auslösen oder mit verursachen.

<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	Gesamtanlage
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	redundanzübergreifend
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	alle
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	dringende Untersuchungen notwendig

#### 4.4.21.4 Weitere Untersuchungen

Die GRS arbeitete in den letzten Jahren vor allem an den nachstehenden Schwerpunktthemen mit den folgenden Ergebnissen.

1. Prozeduren und organisatorische Unterstützung bei Notfallschutzmaßnahmen: Es wurden ausführliche Bewertungsmaßstäbe für (a) die organisatorische Unterstützung bei Notfallschutzmaßnahmen („Krisenorganisation“), (b) Inhalt, Dokumentation und Verbindlichkeit von Kriterien, die unter bestimmten Bedingungen den Übergang auf Notfallschutzmaßnahmen fordern, und (c) Inhalt und Gestaltung der Notfallprozeduren entwickelt.
2. Gestaltung der Schnittstellen in Warten: Die wichtigsten Ergebnisse sind (a) eine Methode zur Analyse der Aufgaben des Personals in der Warte und (b) Kriterien für die Beurteilung von Schnittstellen aus einer Kombination von konventionellen und computergestützten Informations- und Bedieneinrichtungen.
3. Bewertung des Auslegungskonzepts für den Europäischen Druckwasserreaktor (EPR): Das Projekt hat im Detail die Notwendigkeit aufgezeigt, Analyse und Bewertung menschlicher Einflussfaktoren und menschlichen Verhaltens bei allen Arten und Aufgaben und Schnittstellen systematisch in jede Phase des Designprozesses zu integrieren, deren Ergebnis Folgen für die Mensch-Maschine-Interaktion sowie die Organisation und die Ausbildung des zukünftigen Personals hat.
4. Analyse und Bewertung der menschlichen Faktoren und des menschlichen Verhaltens in der Betriebserfahrung: Die GRS nutzt ein von ihr entwickeltes System detaillierter Kategorien zur (a) Erfassung menschlicher Faktoren und menschlicher Handlungen bei meldepflichtigen Ereignissen sowie (b) zur Unterstützung systematischer Analysen der Betriebserfahrung und zur Abschätzung der Wahrscheinlichkeit menschlicher Fehler mithilfe der Bayes-Statistik.
5. Kognitive Faktoren (Unterklasse der personenbezogenen Human Factors) zuverlässigen Handelns. Die Untersuchungsergebnisse ermöglichen es, (a) wesentliche Tendenzen der menschlichen Natur zu erfassen, die Diagnose gegebener Situationen und die Entscheidungsfindung zu vereinfachen, um rasch und effizient handeln zu können, (b) den Beitrag dieser Tendenzen zur Auswahl schädlicher Eingriffe in einem gegebenen Notfall zu bestimmen und (c) die Wahrscheinlichkeit dieser Fehler auf der Basis eines Expertenurteils einzuschätzen.

6. Sicherheitsmanagement: Es wurden Kriterien zur Bewertung von Sicherheitsmanagementsystemen deutscher Anlagen durch die Aufsichtsbehörden erarbeitet.

Weitere Untersuchungen sind dringend erforderlich, um die Unterstützung zuverlässigen Handelns auf folgenden Gebieten analysieren und bewerten zu können: (1) kognitiv anspruchsvolle Aufgaben, (2) Aufgaben außerhalb der Warte, (3) Nutzung, Wartung, Reparatur und Prüfung von computergestützten Informations- und Bediensystemen und (4) organisatorische Maßnahmen zur Erhaltung eines hohen Sicherheitsniveaus in der nuklearen Industrie, die mit den Herausforderungen durch die zahlreichen Pensionierungen, den wirtschaftlichen Druck und den politischen Entscheidungen über die zukünftige Nutzung der Kernenergie zu kämpfen hat. Weitere dringende Themen sind (5) die Weiterentwicklung detaillierter Maßstäbe für die Gestaltung und die Bewertung von Sicherheitsmanagementsystemen und (6) die systematische Analyse der Betriebserfahrung, um die Wahrscheinlichkeit menschlichen Fehler und andere Parameter menschlicher Zuverlässigkeit mithilfe der Bayes-Statistik abschätzen zu können.

Des Weiteren sollte ein umfassender Satz an Regeln und Richtlinien erstellt werden, der menschliche Einflussfaktoren für alle Aufgaben behandelt, die für die Sicherheit kerntechnischer Anlagen bedeutsam sind. Dieser Satz von Regeln und Richtlinien sollte ein eigenständiges Dokument bilden, das nur „Human Factors“ behandelt.

#### **4.4.22 Issue: G20 (Deutsche Fragestellungen) Bewertung von menschlichen Fehlern**

##### **4.4.22.1 Problembeschreibung**

Unter „Bewertung der menschlichen Zuverlässigkeit“ (oder „Analyse der menschlichen Zuverlässigkeit“, engl. Human Reliability Analysis - HRA) versteht man generell Methoden zur Bestimmung der Wahrscheinlichkeit (oder „Zuverlässigkeit“), dass Personen zugewiesene Aufgaben innerhalb der verfügbaren Zeit erfolgreich ausführen. Als Fehler müssen dabei die Unterlassung, unzulässige Verzögerung oder falsche Ausführung geforderter Handlungen sowie die Durchführung von nicht erforderlichen Handlungen mit negativen Auswirkungen auf die Sicherheit und (oder) auf die Verfügbarkeit der Anlage berücksichtigt werden. Die HRA umfasst die folgenden Schritte: (1) Identifizierung, (2) Beschreibung, (3) Analyse und (4) probabilistische Bewertung von



Aufgaben, die unter bestimmten Bedingungen ausgeführt werden müssen (siehe „Menschliche Einflussfaktoren im Allgemeinen“). Der Detaillierungsgrad einer HRA hängt davon ab, ob eine Grobbewertung („Screening“) oder eine detaillierte Bewertung durchgeführt werden soll.

### **Schritt (1):**

Die Identifizierung von Aufgaben und der Bedingungen ihrer Durchführung erfolgt auf der Grundlage von (a) einer Systemanalyse, (b) Prozeduren laut Betriebs-, Notfall-, und (oder) Prüfhandbuch, (c) organisatorischen Regelungen, (d) Schulungsprogrammen, (e) Beobachtungen vor Ort und (falls verfügbar) in Simulatoren sowie (f) Diskussionen mit den Ausführenden. Beobachtungen vor Ort müssen die Sichtung von Schnittstellen, Arbeitshilfen, Arbeitsplätzen und der Arbeitsumgebung umfassen. Organisatorische Regelungen müssen einbezogen werden, da sie festlegen, (a) bei welchem Ist-Zustand von Anlage, Systemen und (oder) Komponenten das Personal die jeweilige Aufgabe durchführen kann oder muss, (b) wie sich die Zusammenarbeit bei arbeitsteiliger Aufgabendurchführung zu gestalten hat und (c) wie die Koordination mit anderen zur selben Zeit durchzuführenden Aufgaben erfolgen soll. Die Schulung muss betrachtet werden, um die Qualifikation des Personals für die jeweilige Aufgabe einzuschätzen.

### **Schritt (2):**

Die HRA muss eine Darstellung (oder Modellierung) des erwarteten Handlungsablaufs mit Hilfe der in Schritt (1) gesammelten Informationen einschließen. Es ist der erwartete Handlungsablauf darzustellen, da die Durchführung von Aufgaben durch den Menschen erhebliche Schwankungen zeigen kann, z. B. im Hinblick auf Beginn und Dauer von Handlungen. Die Darstellung des erwarteten Ablaufs zeigt, welche Handlung von wem und wann durchgeführt werden soll, wie viel Zeit voraussichtlich benötigt wird, welche Arbeitshilfen (Anzeigen, Kontrollen, Prozeduren etc.) benötigt werden, unter welchen Bedingungen die Aufgaben voraussichtlich durchgeführt werden und wie sich diese Bedingungen auf die Leistung des ausführenden Personals auswirken.

### **Schritt (3):**

Die Analyse des voraussichtlichen Handlungsablaufs muss Art, Quellen, Auswirkungen denkbarer menschlicher Fehler herausarbeiten und die Möglichkeiten aufzeigen, dass das Personal aufgetretene Fehler erkennt und ihre negativen Folgen für die Sicherheit und (oder) Verfügbarkeit eines technischen Systems unterbindet oder abmildert. Die Analyse von Fehlerursachen basiert auf wissenschaftlichen Modellen, die zeigen, wie

die menschliche Leistung von den Faktoren beeinflusst wird, unter denen die Aufgabe voraussichtlich durchgeführt werden muss. Zu diesen Faktoren gehören die Qualität der Gestaltung von Schnittstellen und Prozeduren, die Eignung, Qualifikation und Erfahrung des Personals, Umgebungsbedingungen bei der Durchführung von Aufgaben, Zeitbudget für die Aufgabenerfüllung und Stress. Wechselwirkungen zwischen diesen Faktoren sind zu berücksichtigen. Die Analyse der Möglichkeiten, menschliche Fehler zu entdecken, zu beheben und (oder) ihre Folgen zu begrenzen, muss technische und organisatorische Barrieren berücksichtigen. Beispiele für Barrieren sind Alarmmeldungen oder die Überprüfung der Handlungen einer Person durch andere. Die Systemanalyse zeigt auf, wie potentielle Fehler die Systemsicherheit und (oder) die Verfügbarkeit beeinflussen können. Ein „HRA-Baum“ stellt die möglichen Abläufe dar, die sich aus korrekt durchgeführten Arbeiten, potentiellen Fehlern und Aktionen zur Fehlerbehandlung zusammensetzen können und die entweder zur erfolgreichen oder fehlerhaften Durchführung der Arbeiten führen.

#### **Schritt (4):**

Die probabilistische Bewertung der menschlichen Zuverlässigkeit erfordert die Verwendung generischer oder anlagenspezifischer Daten, um Erfolgs- und Fehlerwahrscheinlichkeiten sowie leistungsbeeinflussende Faktoren numerisch bewerten zu können. Schätzwerte der Fehlerwahrscheinlichkeit werden als zentraler Wert (z. B. Median oder Mittelwert) einer Verteilung interpretiert, mit der die zufällige Variabilität der menschlichen Zuverlässigkeit erfasst wird. Quelle dieser Variabilität sind Leistungsunterschiede und Leistungsschwankungen der Ausführenden bei der Durchführung einer Aufgabe („inter-„ und „intra- individuelle“ Variabilität), über die der HRA- Spezialist beim derzeitigen Stand des Fachgebietes und seiner Informationen aus den Schritten eins bis drei einer HRA oft nur ein eher ungenaues Wissen besitzt. Die „Unsicherheitsanalyse“ basiert auf der oben genannten Verteilung. Sie ermöglicht es, den Wertebereich anzugeben, der den wahren Wert der menschlichen Zuverlässigkeit mit einer Wahrscheinlichkeit von z. B. 90 % enthält. Werte von leistungsbeeinflussenden Faktoren werden als Konstante betrachtet.

Es stehen viele generische Quantifizierungsmethoden und –daten zur Verfügung. Besonders umfangreiche Erfahrungen durch Anwendung und kritische Sichtung gibt es für ASEP („Accident Sequence Evaluation Programme“) und THERP („Technique for Human Error Rate Prediction“). Bei ASEP muss der voraussichtliche Handlungsablauf weniger detailliert dargestellt werden wie bei THERP. Zudem liefert diese Methode konservativere Zuverlässigkeitsvoraussagen als THERP. Den HRA- Experten wird

empfohlen, diese zwei Methoden vorrangig zu nutzen, wenn generische Quantifizierungsmethoden angewandt werden sollen: ASEP ist zur Durchführung von Screenings und THERP für detaillierte Analysen vorgesehen.

ASEP und THERP erfassen nicht alle Arten menschlicher Handlungen: (a) Die Mehrzahl der Schätzwerte kann nur auf Handlungen angewendet werden, für die Prozeduren und Schulung klare Regeln vorgeben, die das Personal in der vorgesehenen Situation erinnern (oder nachlesen) und befolgen muss („regel-„ und „fertigkeitbasierte Handlungen“). (b) Im Bereich der kognitiv anspruchsvolleren Aufgaben, die komplexere kognitive Analysen, Problemlösung und Planung („wissensbasierte Handlung“) erfordern, erlauben die Schätzwerte aus ASEP und THERP nur die Abschätzung der Wahrscheinlichkeit, den Ist-Zustand der Anlage korrekt zu erkennen und die erforderliche Prozedur rechtzeitig einzuleiten. (c) Auswahl und Durchführung nicht erforderlicher Handlungen mit positiven oder negativen Auswirkungen können mit ASEP bzw. THERP probabilistisch nicht bewertet werden. (d) Mit Ausnahme von Kalibrierungen und der Bedienung von Ventilen vor Ort können nur Handlungen von Operateuren in der Warte probabilistisch bewertet werden. (e) Faktoren im Zusammenhang mit Sicherheitskultur und Sicherheitsmanagement liegen außerhalb des Anwendungsbereichs von ASEP und THERP. Ähnliche Beschränkungen gelten für andere etablierte Methoden. Es handelt sich bei diesen Beschränkungen um echte Defizite, da die Handlungen und Faktoren, die mit etablierten Methoden keiner quantitativen Bewertung zugänglich sind, einen erheblichen Einfluss auf die Sicherheit und die zuverlässige Durchführung von Arbeiten haben können und in der HRA nicht vernachlässigt werden dürfen. Die Entwicklung von Methoden zur Bewertung menschlicher Handlungen außerhalb der beschriebenen Grenzen ist eine fortlaufende Aufgabe, deren Ergebnisse eingehende Diskussionen Überprüfungen erfordern.

#### **4.4.22.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

Die HRA ist ein zentrales Thema für Regeln und Richtlinien, probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA), vertiefte Analysen zu Betriebserfahrungen sowie Forschung und Entwicklung in Deutschland.

Nach dem geltenden deutschen Atomgesetz müssen periodische Sicherheitsbewertungen der Anlagen durchgeführt werden (§19a). Ohne die HRA wären die Bewertungen nicht vollständig. Die KTA-Regel 3904 (Anhang A 1) schreibt die Schritte (1)

bis (3) der HRA und, falls erforderlich und möglich, Schritt (4) vor, wenn „wesentliche Änderungen“ an Warte, Notsteuerstelle und (oder) örtlichen Leitständen vorgenommen werden. Wesentliche Änderungen sind dadurch definiert, dass sie sich auf Anzahl, Qualifikation und Organisation des Schichtpersonals, auf Arbeitsmittel wie Schnittstellen und Prozeduren, auf Arbeitsaufgaben des Leitstandspersonals und (oder) auf die Arbeitsumgebung auswirken.

Die HRA ist ein wesentlicher Bestandteil der PSA in Deutschland und wird dies auch in Zukunft sein. Dies gilt auch für die vertiefte Analyse zu Betriebserfahrungen. Beide Arten der Analyse waren und sind eine wertvolle Quelle für wichtige Verbesserungen auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit.

Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten im Hinblick auf die HRA werden im Abschnitt „Weitere Untersuchungen“ vorgestellt.

#### **4.4.22.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht**

Die HRA ist von großer Bedeutung, da sie die unerlässlichen Informationen für die Bewertung des Beitrags menschlicher Handlungen zur Sicherheit eines Kernkraftwerks und für weitere Verbesserungen der Sicherheit liefert. Sie ist zum festen Bestandteil der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) und der Analysen von Betriebserfahrungen geworden.

<b>Betroffene Systeme bzw. Barrieren:</b>	Gesamtanlage
<b>Betroffene Redundanzen:</b>	redundanzübergreifend
<b>Betroffene Sicherheitsebenen:</b>	alle
<b>Status der Sicherheitsfrage:</b>	es sind dringend Untersuchungen auf diesem Gebiet notwendig

#### **4.4.22.4 Weitere Untersuchungen**

In verschiedenen Projekten hat sich die GRS auf HRA-Methoden konzentriert:

1. Es wurde eine systematische Anleitung zur Durchführung der HRA in PSA bereitgestellt, in der die vier Schritte der HRA detailliert für die praktische Nutzung beschrieben werden.

2. Methoden wurden entwickelt, um die menschliche Zuverlässigkeit bei Prozeduren zur Bewältigung auslegungsüberschreitender Ereignisse und bei sinnvollen Reparaturen in solchen Situationen zu bewerten.
3. Ein Klassifizierungs- und Bewertungssystem wurde entwickelt, welches erlaubt, (a) menschliche Handlungen im Hinblick auf ihre Bedeutung für die Sicherheit zu klassifizieren und (b) ihnen Fehlerwahrscheinlichkeiten innerhalb eines bestimmten Bereichs zuzuweisen.
4. Es wurde eine Methode entwickelt, um falsche Diagnosen und die Auswahl von nicht erforderlichen Handlungen mit negativen Auswirkungen auf die Sicherheit zu analysieren und zu bewerten. Die Methode hilft, (a) die natürlichen Tendenzen des Menschen zur Vereinfachung von Diagnosen und Entscheidungen zu identifizieren, (b) zu bestimmen, wie diese Tendenzen zu nicht erforderlichen Handlungen mit negativen Auswirkungen beitragen, und (c) Fehlerwahrscheinlichkeiten auf der Grundlage eines Expertenurteils zu ermitteln.
5. Ferner wurden Methoden zur Abschätzung der Wahrscheinlichkeit von menschlichen Fehlern entwickelt. Eine Methode wertet korrekt definierte Stichproben von Ereignissen aus der Betriebserfahrung mit Hilfe der Bayes-Statistik aus. Die andere Methode wendet geeignete statistischer Methoden auf Urteile von Operateuren an, wie zuverlässig sie bestimmte Aufgaben durchführen können.
6. Ziel eines laufenden Projekts ist die Einbindung menschlicher Handlungen und ihrer Zuverlässigkeit in dynamische probabilistische Sicherheitsanalysen, die detaillierter als eine nicht dynamische PSA die Mensch-System-Interaktion im zeitlichen Verlauf eines Ereignisses berücksichtigt.

Dringende Themen für weitere Untersuchungen sind (1) Methoden zur Bewertung (a) kognitiv anspruchsvoller Aufgaben, (b) des Einflusses von Faktoren auf die Handlungs-zuverlässigkeit, die zu Organisation, Sicherheitskultur und Sicherheitsmanagement, und (c) von Aufgaben vor Ort. (2) Die systematische Analyse von Betriebserfahrungen und Einschätzungen von Operateuren zur Zuverlässigkeit muss fortgeführt werden, um Wahrscheinlichkeiten für menschliche Fehler durch Anwendung der Bayes-Statistik und geeigneter statistischer Auswertungen von Expertenurteilen bestimmen zu können.

#### **4.4.23 Issue: G30 (Deutsche Fragestellungen)**

##### **Zuverlässigkeit von software-basierten Schutzeinrichtungen**

##### **4.4.23.1 Problembeschreibung**

Zunehmend werden auch bei den Schutzeinrichtungen der elektrischen Energieversorgung rechnerbasierte Techniken eingesetzt. Die rechnerbasierten Schutzeinrichtungen unterscheiden sich von den bisher in den Anlagen eingesetzten festverdrahteten Schutzeinrichtungen dadurch, dass die wichtigen Funktionen durch veränderbare Parameter in der Software bestimmt werden. Hierdurch wird zwar die Bedienung und Überwachung der Schutzeinrichtungen komfortabler, es führt aber auch zu einem im Vergleich zu den bisherigen Einrichtungen sehr viel komplexeren Geräteverhalten. Hierdurch wurde es für die rechnerbasierten Schutzeinrichtungen, deren Qualifizierung für den Einsatz im Sicherheitssystem, sich bisher im wesentlichen auf das konventionelle VDE-Regelwerk abstützte, notwendig, zusätzliche Qualifizierungsnachweise in Anlehnung an die rechnerbasierten Einrichtungen der Sicherheitstechnik einzuführen.

Für die Bewertung der in den Schutzeinrichtungen eingesetzten Software steht aber bisher trotz erheblichem Forschungseinsatz weltweit keine anerkannte Methode zur quantitativen Bewertung der Zuverlässigkeit für probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) zur Verfügung. Daraus ergibt sich, dass die Zuverlässigkeit der bisher im Einsatz befindlichen rechnerbasierten Schutzeinrichtungen auf der Basis von Expertenschätzungen festgelegt worden sind. Sowohl für die noch in der Entwicklung befindlichen Zuverlässigkeitsmodelle als auch für die Expertenschätzungen stellt die Auswertung der Betriebserfahrungen die Bewertungsbasis dar. Durch den verstärkten Einsatz der rechnerbasierten Techniken ist zu erwarten, dass sich auch diese Bewertungsbasis verbreitert. Voraussetzung für belastbare Auswertungsergebnisse ist allerdings, dass die Betriebserfahrung nachvollziehbar gesammelt und ausgewertet worden ist. Hierbei ist von besonderer Bedeutung, dass Softwarefehler immer systematische Fehler sind, weshalb besonders auf mögliche GVA-Phänomene geachtet werden muss. Weiter hat sich in der Betriebserfahrung der letzten Jahre gezeigt, dass Softwareänderungen an bereits eingesetzten Einrichtungen ein hohes Fehlerpotential beinhaltet. Deshalb ist es wesentlich, dass Softwareänderungen an bereits eingesetzten Einrichtungen den gleichen QS-Maßnahmen unterzogen werden, wie sie für die Erstellung gültig sind. Im Rahmen der Instandsetzung muss durch QS-Maßnah-

men - Konfigurationssicherungssystem - sichergestellt werden, dass nur die gültigen Hardware- und Softwarestände eingesetzt werden. Ein geänderter Softwarestand stellt eine Änderung dar und fällt nicht mehr unter die Instandhaltung. Zu Verbreiterung der Basis für die Bewertung der Zuverlässigkeit der rechnerbasierte Techniken wäre es hilfreich, wenn z. B. die Betriebserfahrungen auch von nicht meldepflichtigen Störungen in diesem Bereich systematisch erfasst und ausgewertet würden.

#### **4.4.23.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

Auch in Deutschland werden bereits rechnerbasierte Techniken bei den Schutzeinrichtungen in den elektrischen Schaltanlagen eingesetzt, z. B. Überstromauslöser. Die Zuverlässigkeit der Einrichtungen wurde in jedem Einzelfall auf der Basis von Expertenbewertungen vorgenommen, ohne dass hierfür bisher allgemeingültige Regelungen in Deutschland existieren.

Die in den Anlagen im Einsatz befindlichen elektrischen Schutzeinrichtungen der Erstausstattung werden nicht mehr gefertigt. Zwar haben sich die Betreiber Ersatzteile auf Lager gelegt, trotzdem tritt zunehmend die Notwendigkeit auf, dass Ersatztypen für die eingesetzten Einrichtungen beschaffen werden müssen. Bei den heute gefertigten Einrichtungen handelt es sich aber überwiegend um rechnerbasierte Techniken, so dass die angesprochene Problematik bei der Bewertung der Zuverlässigkeit dieser Einrichtungen von erheblicher Bedeutung für die deutschen Anlagen ist.

#### **4.4.23.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht**

Die sicherheitstechnische Bedeutung ergibt sich daraus, dass durch den Einsatz von rechnerbasierten Schutzeinrichtungen in der elektrischen Energieversorgung des Sicherheitssystems die Bewertung der Zuverlässigkeit dieser Einrichtungen nicht mehr unmittelbar aus der Betriebserfahrung abgeleitet werden kann.

Bis zum Vorliegen anerkannter Modelle werden deshalb die aus der Betriebserfahrung abgeleiteten Zuverlässigkeitskenngrößen durch Expertenschätzungen ersetzt.

#### **4.4.23.4 Weitere Untersuchungen**

Zur Verbreiterung der Basis zur Bewertung der Zuverlässigkeit von rechnerbasierten Einrichtungen sind weitere Untersuchungen zu den Modellannahmen und zu den erforderlichen Randbedingungen der systematischen Auswertung der Betriebserfahrungen unterhalb und oberhalb der Meldeschwelle der AtSMV notwendig. Durch den verstärkten Einsatz der rechnerbasierten Techniken ist zwar zu erwarten, dass vermehrt Betriebserfahrungen zu diesen Einrichtungen verfügbar sind; für eine belastbare Auswertung ist es allerdings erforderlich, dass die Betriebserfahrungen nachvollziehbar gesammelt und ausgewertet werden.

#### **4.4.24 Issue: G31 (Deutsche Fragestellungen) Zuverlässigkeit von software-basierten Meßtechnik**

##### **4.4.24.1 Problembeschreibung**

Zunehmend werden in der Messwernerfassung des Sicherheitssystems rechnerbasierte Techniken eingesetzt. Für die hierbei eingesetzte Software steht aber bisher trotz erheblichen Forschungseinsatzes in den letzten 15 Jahren weltweit keine anerkannte Methode zur quantitativen Bewertung der Zuverlässigkeit für probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) zur Verfügung.

Daraus ergibt sich, dass die Zuverlässigkeit der bisher im Einsatz befindlichen rechnerbasierten Messwernerfassung auf der Basis von Expertenschätzungen festgelegt worden ist.

Sowohl für die noch in der Entwicklung befindlichen Zuverlässigkeitsmodelle als auch für die Expertenschätzungen stellt die Auswertung der Betriebserfahrungen die Bewertungsbasis dar. Durch den verstärkten Einsatz der rechnerbasierten Techniken ist zu erwarten, dass sich auch diese Bewertungsbasis verbreitert. Voraussetzung für belastbare Auswertungsergebnisse ist allerdings, dass die Betriebserfahrung nachvollziehbar gesammelt und ausgewertet worden ist. Hierbei ist von besonderer Bedeutung, dass Softwarefehler immer systematische Fehler sind, weshalb besonders auf mögliche GVA-Phänomene geachtet werden muss. Weiter hat sich in der Betriebserfahrung der letzten Jahre gezeigt, dass Softwareänderungen an bereits eingesetzten Einrichtungen ein hohes Fehlerpotential beinhalten. Deshalb ist es wesentlich, dass



Softwareänderungen an bereits eingesetzten Einrichtungen den gleichen QS-Maßnahmen unterzogen werden, wie sie für die Erstellung gültig sind. Im Rahmen der Instandsetzung muss durch QS-Maßnahmen - Konfigurationssicherungssystem – sichergestellt werden, dass nur die gültigen Hardware- und Softwarestände eingesetzt werden. Ein geänderter Softwarestand stellt eine Änderung dar und fällt nicht mehr unter die Instandhaltung. Zur Verbreiterung der Basis für die Bewertung der Zuverlässigkeit der Messwerterfassung rechnerbasierter Techniken wäre es hilfreich, wenn z. B. die Betriebserfahrungen auch von nicht meldepflichtigen Störungen in diesem Bereich systematisch erfasst und ausgewertet würden.

#### **4.4.24.2 Bedeutung für Deutsche Anlagen**

Auch in Deutschland sind bereits in erheblichem Umfang rechnerbasierte Techniken in der Messwerterfassung des Sicherheitssystems im Einsatz (z. B. vorrangiger Überdrehzahlschutz Notstromdiesel, Drehzahlüberwachung der HKMP, Neutronenflussmessung, Druck- und Differenzdruckmessumformer). Die Zuverlässigkeit der Einrichtungen wurde in jedem Einzelfall auf der Basis von Expertenbewertungen vorgenommen, ohne dass hierfür bisher allgemeingültige Regelungen in Deutschland existieren. Die in den Anlagen im Einsatz befindlichen Einrichtungen zur Messwerterfassung der Erstausrüstung werden nicht mehr gefertigt. Zwar haben sich die Betreiber Ersatzteile auf Lager gelegt, trotzdem tritt zunehmend die Notwendigkeit auf, dass Ersatztypen für die eingesetzten Einrichtungen beschafft werden müssen. Bei den heute gefertigten Einrichtungen handelt es sich aber überwiegend um rechnerbasierte Techniken, so dass die angesprochene Problematik bei der Bewertung der Zuverlässigkeit dieser Einrichtungen von erheblicher Bedeutung für die deutschen Anlagen ist.

#### **4.4.24.3 Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht**

Die sicherheitstechnische Bedeutung ergibt sich daraus, dass durch den vermehrten Einsatz von rechnerbasierten Einrichtungen in der Messwerterfassung des Sicherheitssystems die Bewertung der Zuverlässigkeit dieser Einrichtungen nicht mehr unmittelbar aus der Betriebserfahrung abgeleitet werden kann. Bis zum Vorliegen anerkannter Modelle werden deshalb aus den Betriebserfahrungen abgeleitete Zuverlässigkeitskenngrößen durch Expertenschätzungen ersetzt.

#### 4.4.24.4 Weitere Untersuchungen

Zur Schaffung einer Basis zur Bewertung der Zuverlässigkeit von rechnerbasierten Einrichtungen sind weitere Untersuchungen zu den Modellannahmen und zu den erforderlichen Randbedingungen für eine systematische Auswertung der Betriebserfahrungen unterhalb und oberhalb der Meldeschwelle der AtSMV notwendig. Durch den verstärkten Einsatz der rechnerbasierten Techniken ist zwar zu erwarten, dass vermehrt Betriebserfahrungen zu diesen Einrichtungen verfügbar sind; für eine belastbare Auswertung ist es allerdings erforderlich, dass die Betriebserfahrungen nachvollziehbar gesammelt und ausgewertet werden.

#### 4.5 Vertiefte Untersuchungen

Zu den Gesi-Issues G4, SS1 und U56 wurden im Vorhabenszeitraum vertiefte Untersuchungen durchgeführt. Auf die Beschreibung des Sachverhaltes der Fragestellungen wird auf die Kapitel 4.4.4 verwiesen. In diesen vertieften Untersuchungen erfolgte vorzugsweise die Auswertung der internationalen Vorgehensweise zur Sumpfansaugproblematik.

#### USA

Die grundsätzlichen Akzeptanzkriterien für Kernnotkühlsysteme in Leichtwasserreaktoren sind in dem amerikanischen Regelwerk unter dem Titel 10 des "Code Federal Regulations" (CFR) § 50.46 festgelegt. Im Reg. Guide 1.82 sind die Voraussetzungen zusammengestellt, die nach Auffassung der U.S. NRC hinreichend sind, um diese Akzeptanzkriterien zu erfüllen. Erstmals wurde der Reg. Guide 1.82 im Jahr 1974 veröffentlicht. Den Sumpfbetrieb stufte die U.S. NRC bereits im Jahr 1979 als "**Unresolved Safety Issue (USI) 43: Containment Emergency Sump Performance**" ein. Nach dem Abschluss der Untersuchungen zu diesem Generic Safety Issue wurde von der U.S. NRC 1985 die Revision 1 des Reg. Guide 1.82 verabschiedet.

Aus Anlass des Barsebaek-Ereignisses in 1992 wurden nicht nur in den USA der Sumpfbetrieb mit Eintrag von freigesetzten Isoliermaterialien und anderen Materialien aus dem Sicherheitsbehälter detaillierter analysiert und experimentell untersucht. In der zweiten Revision des Reg. Guides 1.82 aus dem Jahre 1996 waren als Folge des Barsebaek-Ereignisses insbesondere die damaligen Erkenntnisse bezüglich Siedewasserreaktoren berücksichtigt worden. Als Ergebnis weiterer Untersuchungen wurde im Jahre 1997 von der U.S. NRC das "Assessment of Debris Accumulation on

Pressurized Water Reactors Sump Performance“ als GSI-191 in die Liste der “Generic Safety Issues“ (NUREG-0933) neu aufgenommen. Die dritte Revision des Reg. Guides 1.82 erfolgte im November 2003 von der U.S. NRC, obwohl einige Aspekte wie z. B. die Einflüsse von dem Isoliermaterial Calcium-Silikat, von Korrosionsprodukten und von Ereignissen mit Kühlmittelverlust noch nicht abschließend geklärt waren. Im Jahre 2003 sind die amerikanischen Betreiber von Druckwasserreaktoren in dem U.S. NRC Bulletin 2003-01 aufgefordert worden, innerhalb von 60 Tagen zu versichern, dass sie die regulatorischen Anforderungen für DWR, wie die des 10 CFR § 50.46, bei ihren Anlagen erfüllt werden. Sollte dies nicht möglich sein, so waren die Betreiber aufgefordert entsprechende kompensatorischen Maßnahmen darzustellen, wie das mögliche Risiko bei einem KMV aufgrund einer Blockade durch Debris (freigesetztes Isoliermaterial und andere transportierbare Stoffe aus dem Sicherheitsbehälter) bei Sumpfbetrieb, verringert werden kann. In dem Bulletin wurde auf Forschungsergebnisse der U.S. NRC sowie auf die vorläufige Version des Reg. Guide DG 1107, auf den technischen Report NUREG-CR 6808 und auch auf Vorschläge zu kompensatorischen Maßnahmen im Bericht LA-UR-02-7562 Bezug genommen.

Unter Bezugnahme und in Ergänzung des Bulletins forderte die U.S. NRC in dem Generic Letter 2004-02 vom 13. September 2004 von den Betreibern der Druckwasserreaktoren, die mit der vorhandenen Anlagentechnik die Akzeptanzkriterien nach 10 CFR § 50.46 nicht erfüllen konnten, innerhalb von 90 Tagen mögliche Maßnahmen, die zur Sicherstellung des Sumpfbetriebes geplant waren, und die zeitliche Abwicklung dieser Maßnahme vorzulegen. Vorgabe war die Implementierung der Maßnahme bis spätestens 31. Dezember 2007.

Als Leitfaden für die Nachrüstungen der Betreiber wurde von der Betreiberorganisation NEI der Bericht “Guidance Report: Pressurized Water Reactor Sump Performance Evaluation Methodology” (NEI 04-07) veröffentlicht, der ebenfalls von der U.S. NRC in Bezug auf die Erfüllung der geforderten Akzeptanzkriterien begutachtet wurde.

## **USA**

Der vorgegebene Zeitplan von 2004 (Generic Letter 2004-02) konnte nicht eingehalten werden. So führte z. B. die Festlegung von Testprozeduren durch die U.S. NRC zur Wiederholung von Betreiber- bzw. Herstellerversuchen. Außerdem wurde die Situation, wie von amerikanischer Seite bestätigt wurde, durch chemische Effekte, z. B. „Thin-bed-Effekt“ und den „Downstream-Effekte“, falsch eingeschätzt. Der Abschluss der technischen Untersuchungen wird etwa gegen Ende 2009 erwartet.

Bei unterstellten konservativen Annahmen, wie z. B. 2F-Bruch und 100%-Transport von Isoliermaterialien zu den Sumpfsieben, ergeben sich folgende Maßnahmen:

- Vergrößerung der Sumpfsiebflächen von 100 - 800 m<sup>2</sup> bei gleichzeitiger Verkleinerung der Lochdurchmesser auf 1,5 - 2,5 mm
- Optimierung der Isoliermaterialien/Zusammensetzung
- Reduzierung der chemischen Effekte
- Aussetzen des Sprühens im Sicherheitsbehälter

Nach derzeitigen Informationen können nur wenige US-amerikanische Anlagen die Nachweise nicht erbringen und müssen zusätzliche Informationen zur Beherrschung der Problematik durch die U.S. NRC nachliefern (wobei allerdings Downstream-Effekte zurzeit ausgenommen sind).

Bei Nachweisen akzeptiert die U.S. NRC „holistic demonstration of sufficient overall conservatism in analysis to account for uncertainties or non-conservatism in a given area“.

Mit der Umsetzung der Maßnahmen in allen Anlagen und dem „close out letter“ wird etwa im Jahre 2011 gerechnet.

### **Frankreich**

Die jüngste Entwicklung in Frankreich ist vergleichbar mit derjenigen in den USA. So wurden von dem französischen TSO, IRSN, für französische Anlagen die Vorgänge, die zum „Sump Clogging“ führen können, näher analysiert. Zur Absicherung der Analysen wurden ab 1997 ebenfalls experimentelle Untersuchungen durchgeführt. Die Ergebnisse hierzu sind 2004 auf dem „Workshop on Debris Impact on Emergency Coolant Recirculation“ vorgestellt worden. Auf der Basis dieser Untersuchungen forderte die französische Aufsichtsbehörde ASN Ende 2003 den Betreiber auf, das Risiko (INES-Level-2) einer möglichen Blockade der Sumpfansaugung nach einem KMW für alle ihre Anlagen auszuweisen und zu dokumentieren. Vom Betreiber EDF wurde als Sofortmaßnahme u. a. damit begonnen, das Isoliermaterial Microtherm zu ersetzen, die Sauberkeit im SHB zu verbessern sowie Notfallmaßnahmen vorzubereiten.

Ab 2005 erfolgte eine Modifikation der Filter (zurzeit in 51 von 58 Anlagen):

- Vergrößerung der Sumpffilterflächen auf 700 - 1850 m<sup>2</sup> (zwei Stränge)
- Reduzierung der Lochdurchmesser auf 2 mm
- Begrenzung der Strömungsgeschwindigkeit im Filter auf 1 - 2 mm/S

Zur Vermeidung des sogenannten „Thin-bed“-Effektes werden vom IRSN derzeit folgende offenen Punkte berücksichtigt:

- Chemische Effekte
- Down Stream Effekte (bisher nur Austausch von Nadelventilen)
- Sicherheitsmargen

### **Schweden**

In Schweden erfolgte nach dem Ereignis in Barsebäck auf der Basis konservativer Annahmen:

- Freisetzung nur in einem Strang
- Keine Sedimentation
- Transportrate zu den Sumpfsieben 75%

Außerdem erfolgte der Einbau von sogenannten „Self-Cleaning“-Filtern (Lochdurchmesser 3 mm). Die Ablösung soll hierbei schon bei geringen Druckdifferenzen erfolgen. Dies führt allerdings dann zu verstärkter Penetration durch die Sumpfsiebe. Als offene Punkte werden von schwedischer Seite die „Strainer Penetration“ und der „Down-Stream“-Effekt gesehen.

### **Finnland**

In Finnland wurden u. a. Versuche zur Verstopfung von BE-Bündeln durchgeführt. Außerdem erfolgten Siebvergleiche eines Sumpfsiebes mit 2 mm Lochdurchmesser zu Sieben mit 0,7 mm Maschenweite. Diese führte bei den Sieben mit geringerer Maschenweite zu

- einer Reduktion der Penetration von 70 g/m<sup>2</sup> auf 20 g/m<sup>2</sup>
- 20 % geringeren Druckverlusten, wobei die Ursache hierfür noch nicht geklärt ist

- Geringeren und gleichmäßigeren Ablagerungen in den Abstandshaltern

### **Japan**

Japan startete die Aktivitäten zur Sumpfsiebproblematik im Jahre 2005. Aufgrund einer NISA-Weisung sollten die Betreiber bis April 2005 vorläufige kompensatorische Maßnahmen durchführen. In der Zwischenzeit wurden und werden Untersuchungen durchgeführt, bei denen neben faser-, partikelförmigen und metallischen Isoliermaterialien auch neue Materialien z. B. Kunststoffe näher analysiert werden. Außerdem werden modifizierte Sumpfsiebe eingesetzt. Mit Abschluss der Arbeiten in allen Anlagen wird im Jahre 2011 gerechnet.

### **Spanien**

In Spanien erfolgt bei der Behandlung der Sumpfsiebproblematik ein getrenntes Vorgehen, je nach dem, ob es sich um amerikanische oder deutsche DWR-Anlagen handelt. Das Vorgehen entspricht jeweils dem des Herstellerlandes der Anlage. RMI wird als Isoliermaterial bevorzugt in Betracht gezogen. Die strukturmechanischen und Lüftungstechnischen Nachweise sind jedoch noch nicht für alle Anlagen erbracht worden. Bezüglich dem Abschluss der Arbeiten bzw. Modifikationen zur Beherrschung der Sumpfansaugproblematik in spanischen Anlagen gibt es noch keine Informationen.

## **4.5.1 Entwicklungen in osteuropäischen Ländern**

Mit Unterstützung finnischer Organisationen haben die Betreiber von WWER-Anlagen in Osteuropa den Sumpfbetrieb näher untersucht und als notwendig erkannte Anlagenänderungen zur Beherrschung dieser Problematik durchgeführt. Insbesondere wurden dabei die Flächen der Rückhaltesiebe erheblich vergrößert und die Gitterparameter (Maschenweite bzw. Bohrungen) verringert. Maßnahmen, die seit 1992 bis Dezember 2001 in Mitgliedsländern der OECD implementiert worden sind, sind in dem Bericht "Knowledge Base for Strainer Clogging - Modifications performed in different countries since 1992", NEA/CSNI/R(2002)6 dokumentiert.

## **4.5.2 Ergebnisse bei internationalen Organisationen**

### **OECD/NEA**

Die OECD-NEA hat sich seit dem Barsebaek-Ereignis darum bemüht, eine international anerkannte Wissensbasis zusammenzutragen und diese z. B. durch Workshops

aktuell zu halten. Die OECD/NEA veröffentlichte im Jahre 1996 einen umfangreichen Bericht zum damaligen Wissensstand (NEA/CSNI/R(95)) und 2002 den oben zitierten Bericht über implementierte Maßnahmen (NEA/CSNI/R(2002)6). Working Groups der OECD, die Working Group of Operating Experience (WGOE) und die Working Group on Accident Management and Analysis (GAMA), veranstalteten zusammen mit der U.S. NRC 2004 den internationalen OECD/NRC Workshop on Debris Impact on Emergency Coolant Recirculation, um neuere Erkenntnisse aus den Mitgliedsländern zusammen zu tragen sowie offene Fragestellungen und mögliche Lösungswege zu diskutieren. In dem Bericht: NEA/CSNI/R(2004)4 sind wesentliche Erkenntnisse aus dem Workshop veröffentlicht worden, wie z. B.:

- Die Kernschmelzhäufigkeit kann sich unter Berücksichtigung möglicher Auswirkungen aus dem Transport von faser- und partikelförmiger Materialien an die Rückhaltesiebe im Sumpf des Sicherheitsbehälters erheblich erhöhen.
- Als besonders problematisch, hinsichtlich Druckverlustes und der Kernkühlung, wird der 'thin bed effect', d. h. der erhöhte Strömungswiderstand in einer wenige Millimeter dicken Schicht aus fein fragmentierten Isoliermaterialfasern bzw. aus faserförmigen Ablagerungen mit partikelförmigen Einlagerungen, eingeschätzt. Als Einlagerungen kommen u. a. partikelförmiges Isoliermaterial, Staub, Erosions- und Korrosionsprodukte in Betracht.
- Wesentlichen Einfluss z. B. auf den 'thin bed effect' haben auch chemische Reaktionen und das 'latent debris' d. h. Verunreinigungen im Sicherheitsbehälter.
- Eine Problemlösung kann aus neuen Siebkonzepten, einer Verminderung des transportierbaren Materials und Prozeduren zur Siebfreilegung resultieren.

## **IAEO**

In Berichten der IAEA wie z. B. zum SAFETY ASSESSMENT AND VERIFICATION FOR NUCLEAR POWER PLANTS in der Safety Standard Serie wird auf das Problem der Sumpf Blockade zwar hingewiesen, aber die Problematik wird nicht vertieft behandelt. Es wird nur darauf hingewiesen, dass durch den Einsatz von Isoliermaterial negative Rückwirkungen auf die Kernkühlung auftreten können und diese Einwirkungen zu untersuchen und zu minimieren seien.

In den nationalen Berichten der alle drei Jahre stattfindenden Überprüfungskonferenz zur Konvention über die nukleare Sicherheit (CNS) wird in den letzten Jahren, meist in zusammenfassender Form, auf den jeweiligen Stand der Entwicklung zur Sumpfan-

saugverstopfungs-Problematik eingegangen. Sowohl Frankreich als auch die USA sind in ihren Länderberichten zu wesentlichen Sicherheitsaspekten der Sumpfansaug-Problematik eingegangen.

## **4.6 Internationaler Erfahrungsaustausch**

### **4.6.1 Tagungen**

Wesentliche Bestandteile dieses Arbeitspunktes waren die Vor- und Nachbereitung (sowohl fachlich und teilweise organisatorisch) von zwei internationalen Tagungen der IAEA sowie von Treffen mit internationalen Partnern (z. B. U.S. NRC, IRSN, CNSN, CSN, OECD/NEA).

Anstoßpunkt für die erste Tagung war der Beschluss der G8 im Juni 2007 in Heiligendamm, dass die „Nuclear Safety and Security Group (NSSG)“ zur Verbesserung der globalen Kooperation ein web-basiertes System bzw. Netzwerk für den Informationsaustausch und die Kooperation im Bereich der Nuklearen Sicherheit aufbauen sollte (Global Nuclear Safety and Security Network - GNSSN). Dieses globale nukleare Sicherheits- und Sicherungsnetzwerk soll seine Wirksamkeit durch die Bereitstellung und Verbreitung entsprechender Informationen, durch Kommunikation, Beratungsgremien, gemeinsame Grundsätze und Regelungen sowie durch förmlich vereinbarte Berichterstattungs- und Überprüfungsmechanismen entfalten.

Hierzu wird auch das Regulatorische Netzwerk (RegNet) als Teil des GNSSN realisiert. Dazu veranstaltete die IAEA vom 27. – 29. August 2007 in Wien ein „Consultancy Meeting“ in der der Status und die Trends auf dem Gebiet der „Nuclear Safety Networks“ sowie die Möglichkeiten einer Verbesserung der nuklearen Sicherheit durch Synergieeffekte aus den verschiedenen Netzwerken ausgelotet werden sollten.

Eines der Ergebnisse dieser Tagung ist die Initiative von Deutschland und der IAEA, ein „Technical Meeting on Global Cooperation on Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants and Measures for their Resolution“ im Dezember 2007 in Bonn auszurichten und damit die Grundlagen für ein Global Nuclear Safety Network (GNSSN) zu setzen /BON 08/. An dieser IAEA-Veranstaltung, die vom 10. – 12. Dezember 2007 in Bonn im BMU stattfand, haben etwa 50 Experten aus 17 Ländern sowie Vertreter der



OECD/NEA, der Europäischen Kommission und der IAEO teilgenommen. Die Ziele dieser Tagung waren:

- das Erreichen eines gemeinsamen Verständnisses bei der Herangehensweise bei zur Lösung von generischen Sicherheitsfragen,
- die Schaffung eines gemeinsamen Bewusstseins der Vorzüge der derzeitigen Praxis,
- die Diskussion bezüglich der Eignung, ob generische Sicherheitsfragestellungen Teil eines „Global Nuclear Safety Network“ sein sollten,
- das gemeinsame Verständnis bezüglich GNSSN als potentielles Netzwerk für
  - Kooperation und Austausch von Informationen bezüglich aktueller Sicherheitsfragen
  - Berücksichtigung bedeutender Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung, Analysen und Forschung,
  - Erhaltung und Verbesserung des Fachwissens.

Von deutscher Seite wurde u. a. die Behandlung von generischen Sicherheitsfragen im Rahmen der Datenbank GeSi vorgestellt und die verwendete Rankingprozedur.

Da in den einzelnen Ländern eine mehr oder weniger systematische Herangehensweise beim Ranking und der Lösung der generischen Sicherheitsfragen verfolgt wird, wurde als Schlüsselement in den Diskussionen der Tagung angesehen, dass in einem „Screening“-Prozess zur Wichtigkeit der Fragen die folgenden Kriterien berücksichtigt werden sollten:

- Handelt es sich um eine generische Fragestellung (mehr als 2 Anlagen)?
- Wie groß ist der Einfluss auf die Sicherheit und Gesundheit der Bevölkerung und Umwelt?
- Existieren Beeinträchtigungen der Vorsorgeebene (Sicherheitsebenen)?
- Kann die Fragestellung durch eine Anpassung bzw. durch neue regulatorische Anforderungen angegangen und letztendlich beseitigt werden?
- Kann das daraus resultierende Risiko bzw. die Sicherheitssignifikanz adäquat bestimmt werden?

- Sind die Fragestellungen ausreichend genau definiert?
- Sind zur Lösung der Fragestellungen Maßnahmen des Betreibers notwendig?
- Existieren Kenntnisunsicherheiten bezüglich der Phänomene und Randbedingungen?

Wie die Vorträge und Diskussionen während der Tagung zeigten, werden in den einzelnen Ländern unterschiedliche Ansätze für die Priorisierung der Fragestellungen angewandt. Die Einstufung variierte in den jeweiligen Systemen zwischen 3 und 5 Stufen. Es wurden in den unterschiedlichen Ländern sowohl deterministische als auch probabilistische Ansätze bzw. Risikomatrizen benutzt, in denen Risikosignifikanz-Levels verwendet werden.

Eingeflossen in die jeweiligen Ansätze sind auch die Up-Date-Programme. Als Ergebnis wurde empfohlen, eine Kategorisierung der Fragestellungen in Betrieb, Konstruktion usw. sowie in so genannte „Cross-Cutting“ bzw. „soft issues“ vorzunehmen. Außerdem sollte die Definition von nationalen Abschlusskriterien der Fragestellungen vorgenommen werden.

Speziell vor dem Hintergrund des „knowledge managements“ wurde die kontinuierliche Verfolgung der Issues auch nach Abschluss der Issues, d. h. auch die Lösung des Issues, als ein wichtiger Aspekt gesehen.

Als Quelle für die Identifikation von generischen Sicherheitsfragen und des GNSSN wurden folgende Bereiche genannt:

- Betriebserfahrung (OEF),
- Forschung,
- Sicherheitsbewertungen und Analysen,
- Aufsichtsverfahren,
- PSA,
- CNS-Überprüfungskonferenzen,
- Nutzung und Anwendung der IAEA Safety Standards,
- Internationale Kooperation.

Eine weitere Quelle könnten die Ergebnisse von OSART-Missionen sein.

In den Diskussionen während der Tagung wurde ausdrücklich darauf hingewiesen, dass zur Erreichung einer ausreichenden Effektivität eines solchen Netzwerkes (GNSSN) auch ein offener und transparenter Informationsaustausch zwischen den Aufsichtsbehörden und den Betreibern/Industrie sowie der Öffentlichkeit gehört. Das GNSSN sollte hierbei sowohl ein System sein, das der Lösung von generischen Sicherheitsfragen, als auch als Wissensmanagementsystem dienen kann. Als sinnvoll für einen effektiven Ausbau eines GNSSN wurde die Vernetzung von bereits bestehenden nationalen Datenbanken (oder Teilen hiervon) in einem zentralen von der IAEO verwalteten System empfohlen, um die sich hieraus ergebenden Synergieeffekte nutzen zu können. Hierzu ist jedoch eine kontinuierliche Pflege des Systems bzw. der Daten notwendig /BON 08/.

In der Nachfolge der Tagung erfolgten eine Reihe von Vorbereitungs-, Beratertreffen und technische Treffen/Tagungen zur Erfüllung der G8-Forderungen von Heiligendamm; u. a. das Consultancy Meeting on Strategies for Sharing Information on Generic Safety Issues for NPPs in LWR im September 2008 in Wien, an dem auch die GRS teilgenommen hat /BON 09/. Ziel dieses Meetings war der Informationsaustausch der nationalen Experten auf dem Gebiet von Generic-Issues-Programmen zur Bewertung und zum Vergleich neuerer generischer Fragestellungen in den jeweiligen Ländern. Dieser Informationsaustausch sollte dazu dienen, den notwendigen zusätzlichen Aufwand für die weitere Verbesserung der nationalen Programme zu identifizieren. Als Basis dieser Aktivitäten diene das IAEA-TECDOC-1044. Weiteres Ziel der Tagung waren die notwendigen Mechanismen und Randbedingungen für den zukünftigen Austausch und die Kooperation von GSIs im Rahmen des Global Nuclear Safety and Security Network (GNSSN) zu diskutieren.

Diese Aktivitäten spielen aus Sicht der IAEO eine zentrale Rolle bei der Anwendung und Weiterentwicklung der Safety Standards sowie im Rahmen der Be- und Auswertung der Betriebserfahrung.

Teilgenommen haben an dieser Veranstaltung 13 Vertreter aus Kanada, Deutschland, Frankreich, Spanien, USA sowie der OECD/NEA und der IAEO. Diskutiert wurden u. a.

- GSI-Programme,
- Aktuelle GSIs und deren Status,

- Identifizierung möglicherweise auftretender GSIs,
- Methoden zur Aktualisierung oder Hinzufügung zur Liste der in der IAEA-TECDOC enthaltenen GSIs und Mechanismen für den zukünftigen Austausch von Informationen und Erfahrungen.

Als Ergebnis dieser Tagung einigten sich die Teilnehmer auf eine allgemeine Struktur und das Format einer zukünftigen Eingangsseite für das GSI-Netzwerk als ein Teil der breiteren GNSSN-Plattform. Für die Eingangsseite wurden die folgenden Elemente vorgesehen:

- a) Einführung, Konzept und Definition(en) zu GSIs,
- b) Historischer Hintergrund (z. B. auf der Grundlage von IAEA-TECDOC-4044),
- c) Übersicht über entsprechende Aktivitäten internationaler Organisationen und der Mitgliedsstaaten,
- d) Typische Elemente von GSI-Programmen,
- e) Benutzerführung für das GSI-Netzwerk,
- f) Links zu Seiten auf der GNSSN-Plattform einzelner Mitgliedstaaten und internationaler Organisationen (GSI-Seiten der beitragenden Länder),
- g) Link zu den zwei Tabellen mit Auflistung der GSIs, kategorisiert nach den zwei IAEA TECDOC-1044 und IAEA-TECDOC-1554 und den entsprechenden Datenbanken.

Die Teilnehmer kamen weiter überein, dass jede GSI-Seite zu den beitragenden Ländern spezifische Informationen zu diesen enthalten sollte. Jede Seite sollte die folgenden Elemente umfassen:

- a) Kurzbeschreibung des GSI-Programms (z. B. Kriterien/Sicherheitsrelevanz/Verschlagwortung)
- b) Erläuterungen zu Vokabular und Terminologie,
- c) Links zu Informationsnetzwerken- und Quellen der beitragenden Länder.

Es wurde festgestellt, dass der Nutzen des GSI-Netzwerks in hohem Maße vom Engagement der beitragenden Länder abhängt, die Ressourcen zu erhalten und die Links

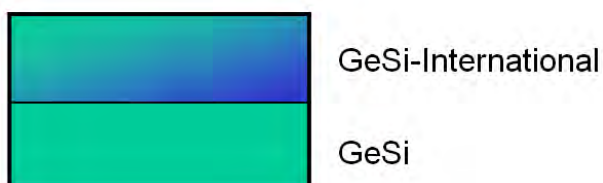
fortlaufend zu aktualisieren. Als Betreiber des GNSSN wird die IAEO das GSI-Netzwerk und dessen Administration pflegen und koordinieren.

Um die vereinbarten Anforderungen zum Aufbau eines GNSSN im Vorhaben 3606109257 erfüllen zu können, die sowohl strukturelle als auch inhaltliche Anpassungen der Datenbank GeSi betrafen, wurden Aufstockungen des Vorhabens beantragt und genehmigt (zuletzt Mai 2009).

Eine der Anforderungen zum Aufbau des GNSSN war die Zugänglichkeit zur Bewertung von nationalen generischen Sicherheitsfragen. Da die Datenbank GeSi zum Teil vertrauliche Informationen enthält, wurde aus Sicherheitsgründen eine eigene international zugängliche Datenbank **GeSi International** aufgebaut. Die darin enthaltenen Informationen werden aus der Mutterdatenbank **GeSi** repliziert.

Der Teil, der in der Tochterdatenbank GeSi International einem breiteren Kreis zugänglich gemacht wurde, ist letztendlich identisch mit dem Informationsumfang, der im TECDOC-1044 enthalten ist. Er beinhaltet die Beschreibung der generischen Fragen, die Einschätzung der Sicherheitssignifikanz, zusätzliche Informationen sowie internationale Maßnahmen (siehe Abbildung 4.6-1).

Issue	Relevance for German NPPs	Dossier	Significance for German NPPs	Further Analyses
Reg. Reference	CNS	Additional Information	Int. Measures	Comment/ Contact
BMU	Doc.-Info			



**Abb. 4.6-1: Interne Struktur der Datenbank GeSi und GeSi International**

In der Datenbank GeSi International sind alle generischen Fragestellungen, die im IAEA-TECDOC-1044 enthalten sind, sowie die neuen deutschen Fragestellungen zugänglich (siehe Tabelle 4.6-1).

**Tab. 4.6-1: GeSi International Issue-Liste**

Code	Titel
<b>Design Safety Issues/ Sicherheitsfragen Auslegung</b>	
General/ Allgemein (GL)	
GL 1	↓ Classification of components
GL 2	↓ Qualification of equipment and structures including ageing effects
GL 3	↓ Inadequacy of reliability data
GL 4	↓ Need for performance of plant specific probabilistic safety assessment (PSA)
Reactor core/ Reaktorkern (RC)	
RC 1	↓ Inadvertent boron dilutions under low power and shutdown conditions
RC 2	↓ Unreliable insertion of control rods in PWRs and WWERs
RC 3	↓ Power oscillations in BWRs
RC 4	↓ Loss of thermal margin caused by channel box bow
RC 5	↓ Accident response of high burnup fuel
RC 6	↓ Fuel cladding and control rod corrosion and fretting
Component integrity/ Komponentenintegrität (CI)	
CI 1	↓ Reactor pressure vessel integrity
CI 2	↓ Asymmetric blowdown loads on RPV supports and internals
CI 3	↓ BWR core internals cracking
CI 4	⊗ Thimble tube thinning
CI 5	⊗ Inconel-600 cracking
CI 6	⊗ Steam generator collector integrity
CI 7	⊗ SG tubes integrity
CI 8	↓ Pipe cracks and feedwater nozzle cracking in BWRs
CI 9	↓ Bolting degradation or bolting failures in the primary circuit
CI 10	⊗ Heavy components support stability
CI 11	⊗ Cast stainless steel cracking
CI 12	↓ Loads not specified in the original design
CI 13	⊗ Boron corrosion on reactor coolant pressure boundary
CI 14	⊗ Steam and feedwater piping degradation
CI 15	↓ Steam generator internals damage and plate cracking
Primary circuit and associated systems/ Primärsystem und assoziierte Systeme (PC)	
PC 1	↓ Overpressure protection of the primary circuit and connected systems
PC 2	↓ Adequacy of the isolation of low pressure systems connected to the reactor coolant pressure boundary
PC 3	⊗ Reactor coolant pump seal failures
PC 4	⊗ Safety, relief and block valve reliability - primary system
PC 5	⊗ Safety, relief and block valve reliability - secondary system
PC 6	⊗ Spring actuated safety and relief valve reliability
PC 7	↓ Water hammer in the feedwater line
PC 8	↓ Steam generator overfill due to control system failure and combined primary and secondary blowdown
Safety systems/ Sicherheitssysteme (SS)	
SS 1	↓ ECCS sump screen adequacy
SS 2	⊗ ECCS water storage tank and suction line integrity
SS 3	⊗ ECCS heat exchanger integrity
SS 4	⊗ Problems on the ECCS and containment spray switchover to recirculation
SS 5	⊗ Diversion of recirculation water (holdups in containment)
SS 6	⊗ Boron crystallization in systems
SS 7	↓ Boron crystallization and dilution in the core in case of LOCAs
SS 8	↓ Accident management measures
SS 9	↓ Containment or confinement leakage from engineered safety features systems during an accident
SS 10	⊗ Steam generator safety valves performance at low pressure
SS 11	↓ Thermal shock or fatigue caused by cold emergency feedwater supply to steam generators
SS 12	⊗ Emergency feedwater system reliability
SS 13	↓ Need for hydrogen control measures during design basis accidents (DBA)
SS 14	↓ Overfill into the main steam lines in BWRs
SS 15	↓ Containment isolation of lines containing high activity fluids

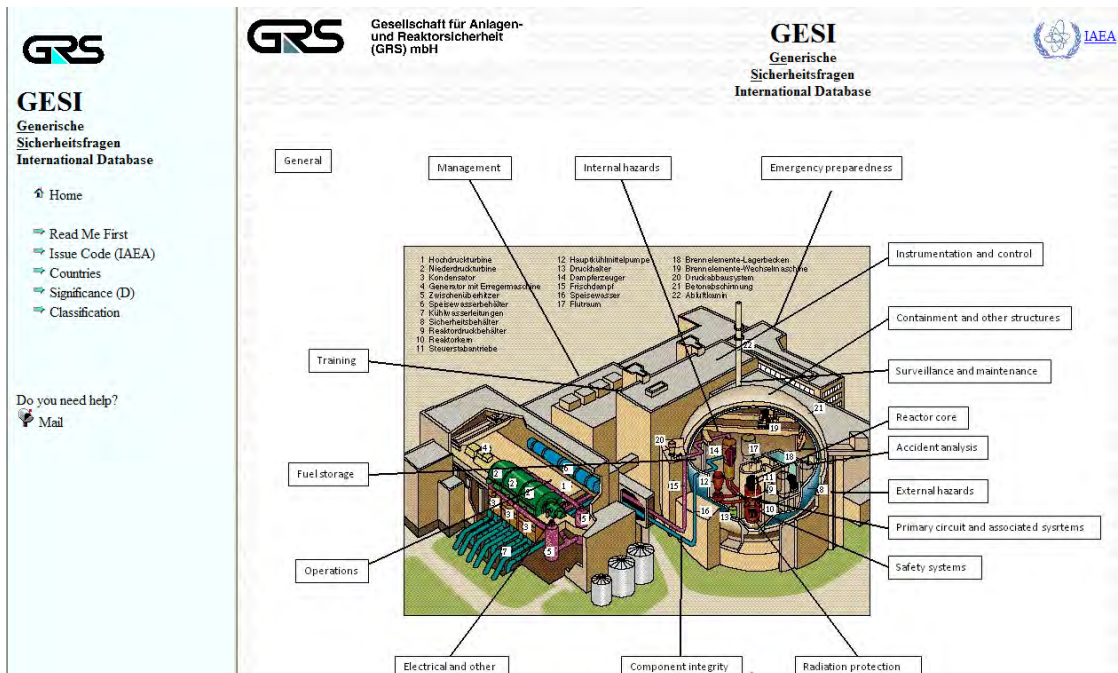
Code	Titel
SS 16	⊗ Reliability of the motor-operated valves in safety systems
SS 17	⊗ Reliability and mechanical failure of safety related check valves
SS 18	⊗ Potential failure of the scram system due to loss of discharge volume
SS 19	⬆ Need for assurance of ultimate heat sink
Electrical and other support systems/ Elektrische und andere unterstützende Systeme	
ES 1	⊗ Reliability of off-site power supply
ES 2	⬆ Diesel generator reliability
ES 3	⊗ Scope of systems supplied by emergency on-site power
ES 4	⊗ Breaker coordination to protect loads
ES 5	⬆ Vulnerability of swingbus configurations
ES 6	⬆ Reliability of emergency DC supplies
ES 7	⬆ Control room habitability
ES 8	⊗ Reliability of instrument air systems
ES 9	⬆ Solenoid valve reliability
Instrumentation and control (incl. protection systems)/ Instrumentierung und Regelung	
IC 1	⊗ Physical separation of instrument sensing lines for the reactor protection system
IC 2	⊗ Inadequate electrical isolation of safety from non-safety related equipment
IC 3	⬆ Interference in I&C signals
IC 4	⊗ I&C component reliability
IC 5	⊗ Lack of on-line testability of protection systems
IC 6	⬆ Reliability and safety basis for digital I&C conversions
IC 7	⬆ Reliable ventilation of control room cabinets
IC 8	⬆ Human engineering of control rooms
IC 9	⬆ Need for a safety parameter display system
IC 10	⊗ Inadequacy of diagnostic systems
IC 11	⊗ Reactor vessel head leak monitoring system
IC 12	⊗ Availability and adequacy of accident monitoring instrumentation
IC 13	⊗ Water chemistry control and monitoring equipment (primary and secondary)
IC 14	⬆ Adequacy of reactor vessel level instrumentation in BWRs
IC 15	⊗ Improving the detection of primary/secondary leaks
IC 16	⬆ Establishment and surveillance of setpoints in instrumentation
Internal hazards/ Anlageninterne Einwirkungen (IH)	
IH 1	⬆ Need for systematic fire hazards assessment
IH 2	⬆ Adequacy of fire prevention and fire barriers
IH 3	⬆ Adequacy of fire detection and extinguishing
IH 4	⬆ Adequacy of the mitigation of the secondary effects of fire and fire protection systems on plant safety
IH 5	⬆ Need for systematic internal flooding assessment including backflow through floor drains
IH 6	⬆ Need for systematic assessment of high energy line break effects
IH 7	⊗ Need for assessment of dropping heavy loads
IH 8	⬆ Refueling cavity seal failure
IH 9	⊗ Need for assessment of turbine missile hazard
External hazards/ Einwirkungen von außen (EH)	
EH 1	⬆ Need for systematic assessment of seismic effects
EH 2	⬆ Need for assessment of seismic interaction of structures or equipment on safety functions
EH 3	⬆ Need for assessment of plant specific natural external conditions
EH 4	⬆ Need for assessment of plant specific man induced external events
Accident analysis/ Unfallanalyse (AA)	
AA 1	⬆ Adequacy of scope and methodology of design basis accident analysis
AA 2	⬆ Adequacy of plant data used in accident analysis
AA 3	⬆ Computer code and plant model validation
AA 4	⬆ Need for analysis of accidents under low power and shutdown conditions
AA 5	⬆ Need for severe accidents analysis
AA 6	⬆ Need for analysis of ATWS
AA 7	⬆ Need for analysis of total loss of AC power
Containment and other structures/ Containment und andere Strukturen (CS)	

Code	Titel
CS 1	⊗ Assessment of WWER-440/213 containment dynamic loads
CS 2	⊗ Assessment of BWR containment dynamic loads
CS 3	↓ Containment and confinement integrity during severe accidents
<b>Operational Safety Issues/ Sicherheitsfragen Betrieb</b>	
Management/ Management (MA)	
MA 1	← Replacement part design, procurement and assurance of quality
MA 2	⊗ Fitness for duty
MA 3	↓ Adequacy of shift staffing
MA 4	↑ Control of outage activities to minimize risk
MA 5	⊗ Degraded and non-conforming conditions and operability determinations
MA 6	↓ Configuration management of modifications and temporary modifications
MA 7	← Human and organizational factors in root cause analysis
MA 8	↑ Impact of human factors in the safe operation of nuclear power plants
MA 9	← Effectiveness of quality programmes
MA 10	← Adequacy of procedures and their use
MA 11	↓ Adequacy of emergency operating procedures
MA 12	↓ Effectiveness of maintenance programmes
Operations/ Betrieb (OP)	
OP 1	⊗ Intentional bypassing of automatic actuation of plant protective features
OP 2	⊗ Response to loss of control room annunciators
OP 3	⊗ Inadvertent introduction of chemicals and their effects on safety related systems
OP 4	↑ Precautions for mid-loop operation
Surveillance and maintenance/ Überwachung und Wartung, Instandsetzung (SM)	
SM 1	↓ Adequacy of non-destructive inspections and testing
SM 2	⊗ Removal of components from service during power or shutdown operations for maintenance
SM 3	↓ Use of freeze seals
SM 4	↓ Use of pressure injection of compounds to seal leaks
SM 5	↓ Inadequate testing of Engineered Safety Features (ESF) actuation systems (lack of logic overlap)
SM 6	⊗ Foreign material policy
SM 7	⊗ Control of temporary installations
SM 8	⊗ Clear identification of components and system trains
SM 9	⊗ Response to low level equipment defects (plant material condition)
Training/ Training (TR)	
TR 1	⊗ Adequacy of fire brigade training
TR 2	↓ Assessment of full scope simulator use
TR 3	↑ Training for severe (beyond design) accident management procedures
Emergency preparedness (incl. physical protection)/ Notfallvorbereitung (EP)	
EP 1	↓ Need for effective off-site communications during events
EP 2	↓ Contingency planning for physical security
EP 3	← Need for technical support centre
Radiation protection/ Strahlenschutz (RP)	
RP 1	↓ Hot particle exposures
RP 2	⊗ Radiation beams from power reactor biological shields
RP 3	↓ Measures implemented to comply with international recommendations , on dose limits
Fuel storage/ BE-Lagerung (FS)	
FS 1	↓ Degradation of boron plates in fuel storage pool
FS 2	↓ Potential for fuel pool drainage
FS 3	← Damage to fuel during handling
<b>IAEA Countries/ IAEA Länder</b>	
Germany/ Deutsche Fragestellungen (G)	
G 1	← Know how preservation of the staff of operators, authorities and TSOs in phase-out countries
G 2	↑ Boron dilution (see also RC1 and SS7, F22)
G 3	↑ External events as a result of a airplane crash



Code	Titel
G 4	♦ Effectiveness of the decay heat removal in the cas of sump strainer clogging (see also SS 1, U 56)
G 5	♦ High burnup of fuel elements (see also RC5,U26)
G 6	♣ ATWS (see also AA6)
G 7	⊗ Boron corrosion
G 8	♣ Thermal capacity increase
G 9	♣ Radiolysis gas reaction
G 10	♣ Zirconium fire
G 11	♣ Reliability of non-destructive tests
G 12	♣ Aging management
G 13	♣ Fundamentals for best-estimate analysis safety culture / safety management
G 14	♦ Safety culture / safety management
G 15	♣ H2-problem area of severe accidents
G 16	♣ Core melt phenomea
G 17	♣ Errors in the handling of loads in PWR and SWR plants
G 18	♣ Exchange of similar components
G 19	♦ Human factors
G 20	♦ Assessment of human errors
G 21	♣ Core melt cooling ( See also G 22)
G 22	♣ External reactor vessel cooling ( see also G 21)
G 23	♣ Whisker formation in control devices of german NPPs
G 24	♣ Coolant retention in dead flow zones in the event of a LOCA
G 25	♣ Incorrect installation of HILTI anchors for pipings
G 26	⊗ Failure of three-phase contactors in the Isar I and Brunsbüttel NPPs
G 27	♣ Piping damages in the auxiliary service water systems for safety-relevant cooling loads
G 28	♣ Need for the use of fast running accident diagosis and prognosis codes
G 29	♣ Aging of electrical equipment
G 30	♦ Reliability of software-based protection installations
G 31	♦ Reliabilty of software-based measurement
G 32	♣ Fire PSA (under examination)
G 33	♣ High energetic electrical (arcing) failure (HEAF),(under examination)
G 34	⊗ Uncontrolled activity release into the environment
G 35	⊗ Potential activity release in a nuclear power plant due to a systematic damage of impulse lines
G 36	♣ Ruthenium

Für die neuen deutschen Fragestellungen wurde ein entsprechender englischer Text eingefügt. Bei den generischen Fragestellungen aus dem TECDOC-1044 wurde bei einer abweichenden deutschen Position zur ursprünglichen Version (TECDOC-1044) ein deutscher Kommentar (in englischer Sprache) eingefügt. Das Handling der Datenbank ist identisch zur Mutterdatenbank GeSi (siehe Abbildung 4.6-2).



**Abb. 4.6-2: Eingangsseite GeSi International**

Außerdem wurde die deutsche Eingangsseite im GNSSN mit entworfen sowie als zweiter Zugriffsweg aus der internationalen Plattform die einzelnen generischen Fragestellungen (Issues) in einer Tabelle direkt verlinkt (siehe Anhang C).

#### 4.6.2 Internationale Vorgehensweise bei der Behandlung von generischen Fragestellungen

##### USA

Die USA, als eine der führenden Kernenergie betreibenden Nationen, begannen bereits 1976 auf Anforderung des Kongresses, ein Programm zur Verfolgung und Lösung von anlagenübergreifenden Sicherheitsfragen (Generic Issue (GI)) einzuführen. Hierzu wurde eine vierstufige Ranking-Einteilung gewählt. In der Nachfolge des Unfalls in der Anlage TMI II kam es zu einer ersten Anpassung der Vorgehensweise bei der Behandlung von generischen Sicherheitsfragen. Die gewählte Prozedur zur Behandlung von generischen Fragen beruhte auf einem Sechs-Schritte-Prozess bestehend aus Identifikation, Prioritätensetzung, Lösungsfindung, Auflagen, Umsetzung und Verifikation. Die Prioritätensetzung basierte auf einer Kosten/Nutzen-Relation bei der die Gesamtkosten für die Entwicklung und Implementierung der Problemlösung zu dem dadurch erreichten Sicherheitsgewinn ins Verhältnis gesetzt wurde. Die sich

daraus ergebenden Kennzahlen wurden mittels vorgegebener Grenzwerte dann den vierstufigen Prioritätenkategorien zugeordnet.

Die Vorgehensweise und die generischen Sicherheitsfragen wurden in dem Bericht NUREG-Bericht 933 /NUR 97/ dokumentiert. Dieser Bericht ist als „Living document“ angelegt.

1993 erfolgte eine weitere Anpassung der Grenzwerte in der Methodik aufgrund der bis dahin gemachten Erfahrungen. In der Zwischenzeit sind weitere Modifikationen bei der Behandlung von generischen Sicherheitsfragen vorgenommen worden. In NUREG-933 sind mehr als 850 generische Sicherheitsfragen aufgelistet.

1999/2001 erfolgte eine Umstellung der Vorgehensweise aufgrund der Forderung der NRC-Commission, die wünschte, dass die GIs innerhalb einer vorgegebenen Zeit einer Lösung zuzuführen seien. Als Basisdokument zur Vorgehensweise wurde die „Management Directive 6.4 erstellt und das Generic Issue Program (GIP) eingerichtet. Die Steuerung des Programmes erfolgt mittels des Generic Issue Management Control System (GIMCS).

2007 erfolgte die letzte Anpassung bei der Verfahrensweise zur Behandlung von GIs.

So wurden z. B. das GIP selbst bzw. die GIP-Kriterien modifiziert. So beinhaltet nun das Generic Safety Issue Programme die

- Nutzung von Risikotools,
- „Handoffs“ zu anderen U.S. NRC-Programmen und -Prozessen,
- Pläne für den Informationsaustausch der beteiligten Interessengruppen,
- Industrieinitiativen und
- Überleitungsprozesse.

Aufgabe des neuen NRC-GSI-Programmes ist die Steuerung /FOS 08/ von generischen Fragestellungen, die amerikanische Anlagen betreffen. Dies schließt die Bewertung der Fragestellungen sowie die Implementierung von geeigneten regulatorischen Lösungen ein.

Hierzu dient auch der offene Zugang zu Informationen auf nationaler und internationaler Ebene. Veröffentlicht werden die generischen Fragestellungen z. B. in

- NUREG-0933, das jährlich angepasst wird,
- periodischen GSI-Statusberichten für den Kongress und den NRC Executive Director for Operations,
- den vierteljährlichen GIMCS-Berichten,
- den jährlich erscheinenden GIP SECY Informationen und den
- GIP (Generic Issue Programme) Web-Seiten mit Links zu den jeweiligen Dokumenten.

Kriterien für die Ausweisung als „generic Issue (GI)“ nach dem Generic Issue Programme (GIP) sind:

- Betroffenheit der öffentlichen Gesundheit und Sicherheit, die allgemeine Gefahrenabwehr und Sicherung sowie die Umwelt,
- Es sind zwei oder mehr Anlagen betroffen,
- Nicht eingebunden in anderen regulatorischen Programmen oder Prozessen oder in bereits existierendem Regelwerk bzw. Industrie-Initiativen,
- Kann gelöst werden in neuem oder modifizierten Regelwerk oder Richtlinie,
- Das Risiko bzw. die Sicherheitssignifikanz kann adäquat bestimmt werden und benötigt keine langfristige Untersuchung,
- Die Fragestellung ist exakt definiert, eigenständig und eine technische Problemstellung,
- Die Lösung kann auch Maßnahmen der Betreiber einschließen.

Die Lösung der sicherheitstechnischen Fragestellungen kann auch außerhalb des GIP-Programmes erfolgen.

Die Lösung der generischen Sicherheitsfrage erfolgt nach dem MD 6.4 in einem 8-Schritteprozeß bestehend aus

### *Schritt 1 - Identifikation*

Neue Issues kann prinzipiell jedermann vorschlagen. Quellen sind z. B. Erkenntnisse der U.S. NRC, der Öffentlichkeit, Ereignisberichte, sonstige Untersuchungs- und Inspektionsberichte, „Accident Sequence Precursor Program“-Berichte, Industrierichte, Informationen von ausländischen Ereignissen usw. sowie bisher ungelöste Fragestellungen (USI)

### *Schritt 2 - Screening*

Das Screening erfolgt auf der Basis von Kriterien wie z. B. „Impact on Structural Integrity of Fission Product Boundaries“, „Impact on Frequency of Transients/Accidents“, „Impact on Safety Functions“ usw. die in dem MD 6.4 Handbook niedergelegt sind. Dieser Schritt soll nach 90 Tagen abgeschlossen sein.

### *Schritt 3 - Technical Assessment*

Dieser Schritt stellt eine vertiefte Untersuchung der generischen Fragestellung dar und können u. a. folgende Punkte beinhalten:

- Experten Erhebung
- Ein Review von Betriebs- und Ereignisdaten
- Ein Review von „Generic Communications „und anderen generischen Fragestellungen mit ähnlichem Bezug
- Modellentwicklung, Experimente und Tests
- System- und Code-Analysen
- Feldstudien und Inspektionen
- PSAs
- Integrierte Sicherheitsanalysen
- Detaillierte behördliche Untersuchungen
- Fehlerbeseitigungsmaßnahmen einschließlich von Empfehlungen

### *Schritt 4 - Regulation and Guidance Development*

Dieser Schritt beinhaltet die Anpassung des bestehenden bzw. die Entwicklung von neuen regulatorischen Anforderungen. Hierzu erfolgt eine vertiefte Untersuchung von potentiellen Anlagen- und Programmänderungen.

#### *Schritt 5 - Regulation and Guidance Issuance*

Gefordert wird, dass die Veröffentlichung von neuen oder modifizierten regulatorischen Anforderungen zeitnah erfolgen soll. Die Vorgehensweise erfolgt entsprechend den Vorgaben von MD 6.3 „The Rulemaking Process“.

#### *Schritt 6 – Implementation*

Die Umsetzung von Maßnahmen zur Behebung der in der generischen Frage angesprochenen Problematik erfolgt dann auf der Basis eines Task Action Plans (TAP), wobei auf das amerikanische Regelwerk z. B. für Backfitting-Maßnahmen wie 10 CFR 50.109, MD 8.4 „ Management of Facility –specific Backfitting and Information Collection“ u. a. Bezug genommen wird.

#### *Schritt 7 - Verification*

Dieser Schritt enthält die Überprüfung in Form von Inspektionen und Auditierungen der jeweiligen Anlagen, ob die entsprechenden Maßnahmen auch korrekt durchgeführt wurden.

#### *Schritt 8 - Closure*

Dieser Schritt kann nur erfolgen, wenn der Verification-Schritt durchgeführt wurde und alle abschließenden „Verification inspection reports“ vorliegen.

Dokumentiert werden die Ergebnisse in dem jährlich angepassten „Living Document“ NUREG-0933 in dem derzeit etwa 850 generische Fragestellungen aufgelistet sind, die aber größtenteils gelöst sind.

Bei der U.S. NRC existieren 4 Typen von weiteren Informationsquellen für die generischen Fragestellungen. Diese weisen eine unterschiedliche Wichtigkeit auf:

- **Bulletin** für Fälle mit hoher Dringlichkeit
- **Generic Letter**: Diese enthalten den neuesten Kenntnisstand zu dem Problemfeld.
- **RIS**: Sie beschreiben, wie das Regelwerk in Bezug zu dem Problemfeld zu interpretieren ist.
- **Information Analysis**: Diese Quelle dient nur der Information.

## Frankreich

Aufgrund der 58 in Frankreich in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke, die sich auf drei DWR-Baulinien verteilen, sind fast alle sicherheitstechnischen Fragen in Frankreich von generischer Natur.

Grundsätzlich ist für die Behandlung von Ereignissen /ATG 08/ bzw. bei Auftreten von Unregelmäßigkeiten in den Anlagen der Betreiber (in Frankreich nur ein Betreiber) verantwortlich.

Die Behandlung der Abweichungen bzw. der Ereignisse erfolgt in vier Schritten:

- Erkennen von möglichen generischen Fragestellungen,
- Charakterisierung der Fragestellung (Ursache, Umfang, potentielle Konsequenzen)
- Strategie zur Lösung der Fragestellung (technische Lösung, Termine usw.),
- Vorort-Umsetzung der Strategie durch den Betreiber.

Die französische Aufsichtsbehörde (ASN) verlangt von den Betreibern, dass die Anlagen sicher betrieben werden. Überwacht wird dies durch ASN mit Unterstützung des IRSN für verschiedene Schritte des Prozesses. Die relevanten Ereignisse werden in der Datenbank SAPHIR gesammelt. Hierbei werden die Ereignisse nach zwei Gruppen unterschieden:

- **EIS: Ereignisse mit niedriger sicherheitstechnischer Bedeutung**  
Diese werden auf der Basis von Kriterien ausgewählt, die vom Betreiber in Konsens mit der Aufsichtsbehörde entwickelt wurden. Diese Ereignisse werden in der Datenbank gesammelt, die vom Betreiber geführt wird, auf die aber auch ASN und IRSN Zugriff haben. Etwa 15000 Ereignisse werden jährlich als EIS eingruppiert. Die EIS werden in wöchentlichen Besprechungen bewertet.
- **SSE** sind signifikante sicherheitstechnische Ereignisse über die die Behörde ASN und IRSN innerhalb von zwei Tagen informiert werden müssen. Ein Ergebnisbericht ist innerhalb von zwei Monaten fällig. Es existieren hierzu 10 Meldekriterien. Kontrolliert wird die Betreibereingruppierung durch das IRSN. Im Mittel treten 9 bis 10 SSE pro Jahr und Anlage auf. Im Jahr 2006 waren dies insgesamt 744 SSE-Ereignisse für 58 Anlagen. Die Berichte zu den SSE-Ereignissen enthalten eine Beschreibung des Szenarios, eine Ursachenanalysen, eine Bewertung der Gefährdung der verschiedenen Sicherheitsebenen, eine Konsequenzbewertung sowie die

Gegenmaßnahmen. Das IRSN erstellt aus den SSE-Ereignissen gegebenenfalls abgeleitete IRS-Meldungen bzw. -Berichte. Zukünftig soll ein verstärkter Austausch an Informationen auf internationaler Ebene erfolgen.

## **Spanien**

Zur Verfolgung und Sammlung von generischen Fragestellungen wurde in Spanien eine Datenbank TEM GE (TEMA GENERICO) /ROD 08/ aufgebaut. Die Datenbank arbeitet auf der Basis von Microsoft Access 2000, wird aber in Zukunft auf ORACLE umgestellt.

Zukünftig soll die Datenbank TEMGE allen CSN-Mitarbeitern via Web zugänglich sein, was derzeit nur eingeschränkt möglich ist. Wichtige Dokumente sollen direkt verlinkt werden. Das Klassifizierungssystem soll durch Verwendung der Vorgehensweise im IAEA-TECDOC-1044 verbessert werden.

Die Datenbank enthält folgende Informationen in Bezug auf die zu untersuchenden oder abgeschlossenen generischen Fragestellungen:

- Start- und Abschlusszeitpunkt,
- Begründung für die Schließung des Issues, betroffene Anlagen,
- Kurzfassung des Issues,
- Status,
- Sicherheitssignifikanz,
- Resumé sowie Referenzen.

Herangezogen für die Auswahl bzw. die Bewertung der Issues werden u.a.

- Informationen und Dokumente der U.S. NRC,
- der deutschen Betreiber und Behörden,
- INPO/WANO Informationen,
- Herstellerinformationen und spanische und ausländische Ereignisse sowie
- SISC-Anforderungen und
- Erkenntnisse und Informationen von UNESA.



Die Klassifizierung der jeweiligen Fragestellung erfolgt durch die jeweils zuständige Fachabteilung der spanischen Behörde CSN bzw. dem Incident Revision Team (PRI). Geleitet und überwacht wird die Bearbeitung der generischen Fragestellungen durch die CSN-Abteilung für Betriebserfahrung und Training (AEOF). Hierzu erfolgt die Analyse der Fragestellung und der Erstellung von neuen Instruktionen und Inspektionen zur Umsetzung von Fehlerbeseitigungsmaßnahmen.

Die generischen Fragestellungen werden als gelöst oder abgeschlossen betrachtet, wenn

- alle notwendigen Maßnahmen zur Lösung der Fragestellung durch die KKW durchgeführt wurden,
- individuelle unterschiedliche Maßnahmen in den jeweiligen Anlagen durchgeführt wurden,
- die zuständige CSN-Abteilung den Issue als abgeschlossen betrachtet.

### **Kanada**

Das Programm zur Behandlung von generischen Fragestellungen in Kanada basiert auf der Basis eines „Risk-Informed“ Entscheidungsfindungsprozesses und startete 2007 /REZ 08/. Es sollte

- der Bewertung von offenen CANDU Safety Issues,
- dem sicherheitstechnischen Ranking dieser Fragestellungen und
- der Entwicklung eines Verfahrensweges für die Industrie zur Behandlung solcher Fragestellungen

für CANDU-Reaktoren und SWRs dienen.

Als generische Sicherheitsfragen werden Fragestellungen nach folgender Definition verstanden:

*„A safety issue is an issue related to the design or analysis of NPPs that has been identified as potentially challenging to safety functions, safety barriers, or both.“*

Die verwendeten Merkmale bei der kanadischen Vorgehensweise sind den in IAEA-TECDOC-1554 verwendeten Kategorien sehr ähnlich. Zusätzlich werden folgende Merkmale verwendet:

- PSA (Issues arising from PSAs performed for Canadian reactors),
- MS (Issues identified in reviews against Modern Standards for life extension),
- PF (Physics and Fuel).

Die generischen Fragestellungen werden in 3 Kategorien eingeteilt:

- Kategorie 1: Kein Issue für Kanada
- Kategorie 2: Issue ist auch für kanadische Verhältnisse wichtig, jedoch sind geeignete Maßnahmen hierzu vorgesehen.
- Kategorie 3: Issue ist auch für kanadische Verhältnisse wichtig. Es sind geeignete Maßnahmen vorgesehen, jedoch muss die Eignung dieser Maßnahmen noch nachgewiesen werden.

Nur für Kategorie 3 wird der „Risk-Informed Decision Making Process (RIDM)“ angewendet. Der RIDM-Prozess ordnet die Fragestellungen in folgende vier „Risk Significance Levels (RSL)“:

- RSL 1 Issue liefert kein zusätzliches Risiko bzw. ist vernachlässigbar.
- RSL 2 Issue führt zu Steigerung des Risikos. Dieses ist jedoch tolerierbar.
- RSL 3 Der Anstieg des Risikos liegt zwischen tolerierbar und nicht akzeptabel
- RSL 4 Risikoanstieg ist nicht akzeptabel.

Für jede generische Fragestellung (Generic Issue) erfolgt eine

- Beschreibung der Fragestellung
- Darstellung des Status der generischen Fragestellung in Kanada
- Risiko-Beurteilung und -Schätzung
- Risikobegrenzungsmaßnahmen und
- Zusammenfassung der Risikobewertung

Die vier Risk Significance Levels werden in einer Matrix jeweils einer 4-stufigen „Consequence Category“ sowie einer 3-stufigen „Likelihood Category“ zugeordnet. Durch zusammenführen der „Consequence Category“ und der „Likelihood Category“ ergibt sich die Risk Matrix des Risk-Informed Decision Making Process (RIDM)“.

Der RIDM-Prozess liefert den behördlichen Entscheidungsträgern Informationen zum Risiko und Empfehlungen zu möglichen Maßnahmen. Die Ergebnisse werden jeweils mit der Industrie diskutiert. Gewisse Schwierigkeiten bei der Ausweisung des Risikos beim RIDM-Prozess ergeben sich aus der Bewertung der Unsicherheit.

## **5 Zusammenfassung und Ausblick**

Zusammenfassend ist festzustellen, dass sich die Behandlung und Dokumentation von generischen Fragestellungen im Rahmen der Datenbank **GeSi** voll bewährt hat, wie die Resonanz sowohl von internationaler wie nationaler Seite zeigt. Dies gilt auch für die im Vorhabenszeitraum durchgeführten Strukturanpassungen in der Datenbank. Im Rahmen des Vorhabens konnten außerdem die Informationen und die deutschen Einschätzungen von generischen Fragestellungen dem internationalen Fachpublikum zugänglich gemacht werden (Datenbank: **GeSi International**) und so ein wichtiger Beitrag zum Aufbau des Globalen Nuklearen Sicherheits- und Sicherungsnetzwerkes (GNSSN) geleistet werden. Außerdem dienten die Informationen der Datenbank GeSi (Fragestellungen mit der Sicherheitssignifikanz Hoch) den BMU-Vorhaben 3607R02597, Auswertung und Bewertung von Programmen und Ergebnissen der nationalen und internationalen Reaktorsicherheitsforschung für atomrechtliche Schutzaufgaben, bzw. dem Vorgängervorhaben SR 2505 und 3607I09181, Multilaterale Zusam-

menarbeit West, für die Identifikation der Themenbereiche, die ausgewertet oder für die Dossiers erstellt werden sollten.

Die GRS als eine unabhängige wissenschaftliche, gemeinnützige Sachverständigenorganisation hat sich in einem Rahmenvertrag mit dem BMU verpflichtet, zur Beurteilung und Weiterentwicklung der kerntechnischen Sicherheit, des Strahlenschutzes und der Entsorgung ihre Fähigkeiten auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu erhalten und weiter zu entwickeln.

Die Datenbank **GeSi** stellt in diesem Zusammenhang ein wichtiges Instrument zur Planung und Steuerung der Maßnahmen zur Erhaltung des kerntechnischen Know Hows der GRS dar.

Außerdem kann es auch dem BMU als Basis für eine frühzeitige strategische Ausrichtung und eine Effektivitätsverbesserung der Bundesaufsicht über deutsche Kernkraftwerke dienen.

Im Vorhabenszeitraum wurden mehr als 150 Fragestellungen fachlich vertieft bearbeitet. Dies führte aufgrund neuerer Erkenntnisse bei 105 Fragestellungen zu einer Änderung der Einschätzung der Sicherheitssignifikanz.

Neu hinzugekommen sind 30 Fragestellungen sowohl aus deutschen wie internationalen Quellen. Mit der Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen Hoch werden derzeit (Stand September 2009) 24 Fragestellungen eingeschätzt. Hiervon sind 9 Fragestellungen neu in diese höchste Priorität eingestuft worden. Die restlichen 15 Fragestellungen waren schon zu Beginn des Vorhabens im Jahre 2006 bereits mit der Sicherheitssignifikanz Hoch eingeschätzt worden. D. h. für diese Fragen konnten innerhalb des Vorhabens-Zeitraumes weder die Kenntnislücken adäquat geschlossen, noch eine abschließende Lösung gefunden werden. Sinnvoll erscheint es, die oben genannten bzw. in den Unterkapiteln detailliert aufgeführten Fragestellungen durch eine entsprechende Ausweisung von Vorhaben bzw. Forschungsprogrammen zügig einer Lösung zuzuführen.

Wichtige, derzeit mit Priorität **hoch** eingeschätzte Fragen sind z. B. die Sumpfsiebverstopfung, Deborierung, digitale Leittechnik, PSA und Menschlicher Einfluss.

Herausforderungen für die Zukunft des Vorhabens und der Datenbank ergeben sich bezüglich der Einbindung des neuen Regelwerks im Reiter „Regulatorischer Bezug“, die weiteren Anforderungen, die sich aus der Einbindung der Datenbank **GeSi International** in die internationalen Netzwerke GNSSN und RegNet ergeben, sowie national durch die Einbindung von GeSi-Informationen in die Wissensseiten (Vorhaben 3606R02565).

Vor dem Hintergrund die Wissensbasis und den Austausch von Informationen zu verbessern und dem großen Interesse von Länderbehörden, TÜV usw. an der Datenbank sowie den Empfehlungen der IRRS Mission der IAEO zu entsprechen, scheint es angebracht, die Informationsbasis Datenbank **GeSi** auch einem nationalen Nutzerkreis in Form einer neuen Tochterdatenbank **GeSi National** (mit eingeschränkten Zugriffrechten) zugänglich zu machen.

## 6 Literatur

- /ATG 08/ Atger, Arnauld  
Overview of the Operational Feedback Experience System in France  
IRSN, 2. – 4. September 2008, Wien
- /BON 08/ Bönigke, Günther  
Technical Meeting on Global Cooperation on Generic Safety Issues for  
Nuclear Power Plants and Measures for their Resolution  
(10. – 12. Dezember 2007, Bonn)  
Reisebericht, Februar 2008
- /BON 09/ Bönigke, Günther  
Consultancy Meeting on “Strategies for Sharing Information on Generic  
Safety Issues for NPPs in LWR”  
Status of National Activities, Comparison of Issues based on IAEA-  
TECDOC-1044 and the future activities to share the information through the  
GNSN (2. – 4. September 2008, Wien)  
Reisebericht, Februar 2009
- /FOS 08/ Foster, Jack  
Globalization of GSI’s

- /IAEA 98/ IAEA  
Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants with Light Water Reactors  
and Measures taken for their Resolution  
IAEA-TECDOC-1044, 1998, Wien
- /IAEA 07/ IAEA  
Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants with Pressurized Heavy  
Water Reactors and Measures for their Resolution  
IAEA-TECDOC-1554, 2007, Wien
- /NUR 97/ U.S. NRC  
A Prioritization of Generic Safety Issues  
NUREG-0933, 1997 (Status: Aktualisierung fortlaufend)
- /REZ 08/ Rzentkowski, G.  
Application of Risk-Informed Decision Making Process to CANDU Safety  
Issues  
2. – 4. September 2008, Wien
- /ROD 08/ Rodriguez  
Generic Issues – TEMGE  
CSN, 2. – 4. September 2008, Wien

Code	Titel
------	-------

### Design Safety Issues/ Sicherheitsfragen Auslegung

#### General/ Allgemein (GL)

- GL 1 ↓ Klassifizierung von Reaktorkomponenten
- GL 2 ↓ Qualification of equipment and structures including ageing effects
- GL 3 ← Unzulänglichkeit von Zuverlässigkeitskenngrößen
- GL 4 ↑ Notwendigkeit der Durchführung von anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsbewertungen

#### Reactor core/ Reaktorkern (RC)

- RC 1 ↑ Unbeabsichtigte Borverdünnung bei niedriger Leistung oder bei abgeschalteter Anlage
- RC 2 ↓ Zuverlässigkeit der Verfahrbarkeit von Steuerstäben in DWR und SWR
- RC 3 ← Stabilitätsverhalten in SWR
- RC 4 ↓ Verringerung der Abstände zwischen Brennelementkästen durch Kastenverbiegung beim SWR
- RC 5 ↑ Störfallverhalten von Brennstoffen mit hohem Abbrand
- RC 6 ↓ Abrieb- und Korrosion an Brennstabhüllrohren im DWR

#### Component integrity/ Komponentenintegrität (CI)

- CI 1 ↓ Reactor pressure vessel integrity
- CI 2 ↓ Asymmetric blowdown loads on RPV supports and internals
- CI 3 ↓ BWR core internals cracking
- CI 4 ⊘ Thimble tube thinning
- CI 5 ⊘ Inconel-600 cracking
- CI 6 ⊘ Steam generator collector integrity
- CI 7 ⊘ Dampferzeuger-Heizrohrintegrität
- CI 8 ↓ Pipe cracks and feedwater nozzle cracking in BWRs
- CI 9 ↓ Schwächung oder Versagen von Verschraubungen im Primärkreis
- CI 10 ⊘ Heavy components support stability
- CI 11 ⊘ Cast stainless steel cracking
- CI 12 ↓ Im Originaldesign nicht spezifizierte Belastungen
- CI 13 ⊘ Boron corrosion on reactor coolant pressure boundary
- CI 14 ⊘ Beeinträchtigung der Integrität von Frischdampf- und Speisewasserleitungen
- CI 15 ↓ Steam generator internals damage and plate cracking

#### Primary circuit and associated systems / Primärsystem und assoziierte Systeme (PC)

- PC 1 ↓ Überdruckabsicherung für den Primärkreis und daran angeschlossene Systeme
- PC 2 ↓ Angemessene Absicherung der Schnittstelle zwischen HD- und ND-Systemen
- PC 3 ⊘ Reactor coolant pump seal failures
- PC 4 ⊘ Safety, relief and block valve reliability - primary system
- PC 5 ⊘ Safety, relief and block valve reliability - secondary system
- PC 6 ⊘ Spring actuated safety and relief valve reliability
- PC 7 ↓ Wasserschlag in der Speisewasserleitung
- PC 8 ↓ Überfüllung der Dampferzeuger infolge einer Fehlfunktion des Regelsystems oder sekundärseitigem Abblasen

#### Safety systems/ Sicherheitssysteme (SS)

- SS 1 ↑ Verstopfung der Sumpfsiebe bei einem Kühlmittelverluststörfall ( siehe auch G 4, U 56)
- SS 2 ⊘ ECCS water storage tank and suction line integrity
- SS 3 ⊘ ECCS heat exchanger integrity
- SS 4 ⊘ Mögliche Beschädigung der Notkühl- oder Gebäudesprühumpen nach der Umschaltung von Einspeise- auf Sumpfbetrieb
- SS 5 ⊘ Diversion of recirculation water (holdups in containment)
- SS 6 ⊘ Borkristallisation
- SS 7 ↑ Auskristallisation von Borsäure und Borverdünnung im Kern bei Kühlmittelverluststörfällen
- SS 8 ↓ Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen
- SS 9 ↓ Containment or confinement leakage from engineered safety features systems during an accident

Code	Titel
SS 10	⊗ Steam generator safety valves performance at low pressure
SS 11	↓ Thermoschock oder Ermüdung aufgrund von Einspeisung von kaltem Notspeisewasser in die Dampferzeuger
SS 12	⊗ Emergency feedwater system reliability
SS 13	↓ Need for hydrogen control measures during design basis accidents (DBA)
SS 14	↓ Überspeisung der Frischdampfleitungen
SS 15	↓ Durchdringungsabschluß von Rohrleitungen mit hochaktiven Flüssigkeiten
SS 16	⊗ Zuverlässigkeit von motorangetriebenen Armaturen in Sicherheitssystemen
SS 17	⊗ Reliability and mechanical failure of safety related check valves
SS 18	⊗ Potential failure of the scram system due to loss of discharge volume
SS 19	↓ Sicherstellung der Wärmeabfuhr
<b>Electrical and other support systems / Elektrische und andere unterstützende Systeme</b>	
ES 1	⊗ Reliability of off-site power supply
ES 2	↓ Zuverlässigkeit der Notstromdiesel
ES 3	⊗ Scope of systems supplied by emergency on-site power
ES 4	⊗ Abgestufte Schutzfunktion der Schalter
ES 5	↓ Vulnerability of swingbus configurations
ES 6	← Reliability of emergency DC supplies
ES 7	← Control room habitability (In Bearbeitung)
ES 8	⊗ Reliability of instrument air systems
ES 9	↓ Solenoid valve reliability
<b>Instrumentation and control (incl. protection systems)/ Instrumentierung und Regelung</b>	
IC 1	⊗ Physikalische Trennung der Impulsleitungen für das Reaktorschutzsystem
IC 2	⊗ Unzureichende elektrische Entkopplung von sicherheitstechnisch wichtigen und nicht wichtigen Einrichtungen
IC 3	↓ Elektromagnetische Interferenzen in der Leittechnik
IC 4	⊗ I&C component reliability
IC 5	⊗ Lack of on-line testability of protection systems
IC 6	↑ Zuverlässigkeit und Sicherheitsfragen bei der Umstellung auf digitale Leittechnik
IC 7	← Zuverlässige Belüftung der Warte ( siehe auch F 70, ES 7) (in Bearbeitung)
IC 8	↓ Human engineering of control rooms
IC 9	↓ Need for a safety parameter display system
IC 10	⊗ Nichtausreichen des Diagnosesystems (WWER)
IC 11	⊗ Reactor vessel head leak monitoring system
IC 12	⊗ Availability and adequacy of accident monitoring instrumentation
IC 13	⊗ Water chemistry control and monitoring equipment (primary and secondary)
IC 14	↑ Füllstandinstrumentierung des Reaktordruckbehälters in SWRs
IC 15	⊗ Verbesserung der primärseitigen und sekundärseitigen Leckagefeststellung
IC 16	↓ Establishment and surveillance of setpoints in instrumentation
<b>Internal hazards/ Anlageninterne Einwirkungen (IH)</b>	
IH 1	← Notwendigkeit einer systematischen Brandgefahrenanalyse und Bewertung
IH 2	← Maßnahmen zur Verhinderung von Bränden / bautechnische Brandschutzmaßnahmen
IH 3	↓ Branderkennung und Brandbekämpfung
IH 4	← Vermeidung von nachteiligen Auswirkungen der Brandschutzsysteme auf die Anlagensicherheit
IH 5	↓ Systematische Analyse von inneren Überflutungen
IH 6	↓ Need for systematic assessment of high energy line break effects
IH 7	⊗ Bewertung des Risiko's durch den Absturz schwerer Lasten (siehe auch U 64)
IH 8	↓ Undichte Beckenauskleidung
IH 9	⊗ Need for assessment of turbine missile hazard
<b>External hazards/ Einwirkungen von außen (EH)</b>	
EH 1	← Überprüfung der seismischen Auslegung
EH 2	← Seismische Wechselwirkung von Bauwerken oder Betriebsmitteln mit sicherheitstechnisch wichtigen Systemen
EH 3	← Bewertung von anlagenspezifischen naturbedingten äußeren Einwirkungen



Code	Titel
EH 4	← Bewertung von anlagenspezifischen zivilisationsbedingten äußeren Einwirkungen
<b>Accident analysis/ Unfallanalyse (AA)</b>	
AA 1	← Angemessenheit von Umfang und Methodik der Analyse der Auslegungsstörfälle
AA 2	↓ Qualität der Anlagendaten für Störfallanalysen
AA 3	↓ Validierung von Computer-Rechenprogrammen und des Anlagen-Eingabedatensatzes
AA 4	↑ Notwendigkeit von Analysen für den Nichtvolllastbetrieb
AA 5	← Notwendigkeit von Analysen für auslegungsüberschreitende Störfälle
AA 6	← Notwendigkeit der Analyse von ATWS
AA 7	↓ Notwendigkeit der Analyse des totalen Ausfalls der Wechselstromversorgung (station blackout)
<b>Containment and other structures/ Containment und andere Strukturen (CS)</b>	
CS 1	⊗ Bewertung der dynamischen Lasten von WWER-440/213 Containments
CS 2	⊗ Einschätzung eines SWR-Containments unter dynamischen Belastungen
CS 3	↓ Integrität des Containments bzw. des Sicherheitseinschlusses im Falle von auslegungsüberschreitenden Störfällen
<b>Operational Safety Issues/ Sicherheitsfragen Betrieb</b>	
<b>Management/ Management (MA)</b>	
MA 1	← Austausch von Teilen sowie deren Beschaffung und Qualitätssicherung (siehe auch G 18)
MA 2	⊗ Fitness for duty
MA 3	↓ Adequacy of shift staffing
MA 4	↑ Überwachung der Aktivitäten im Anlagenstillstand zwecks Risikominimierung
MA 5	⊗ Nicht bestimmungsgemäßen Betriebsbedingungen und Ermittlung der Funktionsfähigkeit von Sicherheitssystemen
MA 6	↓ Management von Änderungen und vorübergehenden Änderungen
MA 7	← Analyse von Ereignissen: die Identifizierung des menschlichen Faktors und der Organisation als mögliche Ursache
MA 8	↑ Einfluss von Mensch / Technik / Organisation auf den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken
MA 9	← Effectiveness of quality programmes
MA 10	← Angemessenheit von Betriebsanweisungen und ihre Benutzung
MA 11	↓ Angemessenheit von Störfallprozeduren und Notfallprozeduren
MA 12	↓ Effectiveness of maintenance programmes
<b>Operations/ Betrieb (OP)</b>	
OP 1	⊗ Freischaltung von Schutzsystemen
OP 2	⊗ Response to loss of control room annunciators
OP 3	⊗ Versehentlicher Eintrag von Chemikalien in Sicherheitssystemen
OP 4	↑ Vorsichtsmaßnahmen bei Mitte-Loop-Betrieb (siehe auch F 46)
<b>Surveillance and maintenance/ Überwachung und Wartung ,Instandsetzung (SM)</b>	
SM 1	↓ Eignung von zerstörungsfreien Prüfungen
SM 2	⊗ Vorbeugende Instandhaltung während des Betriebes
SM 3	↓ Use of freeze seals
SM 4	↓ Use of pressure injection of compounds to seal leaks
SM 5	↓ Inadequate testing of Engineered Safety Features (ESF) actuation systems (lack of logic overlap)
SM 6	⊗ Fehlende Richtlinie zu Fremdkörpern in Systemen und Komponenten
SM 7	⊗ Control of temporary installations
SM 8	⊗ Clear identification of components and system trains
SM 9	⊗ Response to low level equipment defects (plant material condition)
<b>Training/ Training (TR)</b>	
TR 1	⊗ Angemessenes Training der Feuerwehr
TR 2	↓ Einsatz von anlagenspezifischen (Full Scope) Simulatoren
TR 3	↑ Training von Accident Management Maßnahmen
<b>Emergency preparedness (incl. physical protection)/ Notfallvorbereitung (EP)</b>	

Code	Titel
EP 1	↓ Gewährleistung einer effektiven Kommunikation zwischen Kraftwerk und externen Stellen während eines Störfalles bzw. Unfalles
EP 2	↓ Contingency planning for physical security
EP 3	← Notwendigkeit für ein Technisches Support Centre
<b>Radiation protection/ Strahlenschutz (RP)</b>	
RP 1	↓ Belastung durch "Heisse Teilchen"
RP 2	⊗ Strahlung aus Durchführungen im biologischen Schild
RP 3	↓ Maßnahmen zur Einhaltung von Dosisgrenzwerten, um internationale Empfehlungen zu befolgen
<b>Fuel storage/ BE-Lagerung (FS)</b>	
FS 1	↓ Alterung von Absorbermaterialien in Brennelement-Lagerbecken
FS 2	↓ Möglichkeit eines Kühlmittelverlustes aus dem Brennelementlagerbecken
FS 3	← Brennelementbeschädigung während der Handhabung
<b>IAEA Countries/ IAEA Länder</b>	
<b>US/ Amerikanische Fragestellungen (U)</b>	
U 2	⊗ Versagen von HD-Förderpumpenwellen
U 5	↓ Ungenügende Störungserkennung an Erdungen von Gleichstromanlagen
U 8	⊗ Fehler in Überstromschutzrelais des Typs CR124 (GE)
U 9	⊗ Ermittlung der Leckrate zwischen Primär- und Sekundärkreislauf in Dampferzeugern
U 12	↓ Ausfall eines Drehmomentschalters an einer Armatur
U 14	↓ Einschaltversagen von Leistungsschaltern
U 18	↓ Mögliche Fehler in der Vorausberechnung von Stellmoment-Anforderungen und Leistungsabgaben von motorgetriebenen Absperrklappen
U 22	⊗ Fehlerhafte Daten zur Brandschutzisolierung von Kabeln
U 24	⊗ Potential für Überdrücken des Frischdampfsystems
U 26	↓ Reaktivitätstransienten und Schwellenwerte für Hüllrohrschäden für hoch abgebrannte Brennelemente
U 27	⊗ Überdrehzahl an turbinengetriebenen Pumpen, verursacht durch Spindelklemmen von Regelventilen
U 31	⊗ Rißbefunde in vertikalen Schweißnähten von Kernmänteln und Reparaturschäden
U 33	↓ Periodischer Nachweis des auslegungsgemäßen Verhaltens von sicherheitstechnisch wichtigen motorbetriebenen Armaturen
U 36	⊗ Nichtverfügbarkeit der zusätzlichen Stromversorgung bei Ereignissen mit Station-Blackout
U 39	⊗ Leistungsschalter in Positionen ohne seismische Qualifikation
U 40	⊗ Mangel bei der Qualifikation einer störfallfesten Dosisleistungmeßstelle
U 41	⊗ Unterdimensionierung von Ölkühlern an Notstrom-Diesel-Generatoren
U 42	↓ Untersuchung über die Zuverlässigkeit des Nachspeisesystems
U 45	↓ Unzureichende Zulaufhöhe von Pumpen aufgrund von Druckverlusten über die Ansaugsiebe
U 47	↓ Ausfall von Elektromotoren für Antriebe in Kernnotkühlsystemen
U 48	⊗ Falsche Einbauteile in einem Stellantrieb der Firma Limatorque
U 49	⊗ Precursor für Ereignisse mit Kernschäden 1995, Statusbericht
U 50	⊗ Precursor für Ereignisse mit Kernschäden 1982-83, Statusbericht
U 51	↓ Korrosion an Linern aus Stahlblech von Beton-Containments
U 52	⊗ Zementauswaschung in der Sauberkeitsschicht von KKW-Containments
U 56	↑ Verstopfung der Sumpfsiebe GSI-191(NUREG -0933) siehe auch G 4 , SS 1
U 57	↓ Unzureichende Zulaufhöhe der Notkühl- und Nachkühlpumpen bei Störfallbedingungen
U 59	↓ Potentielle Stickstoff-Ansammlungen durch Rückwärtsleckage aus den Druckspeichern
U 60	↓ Rissbefunde im KKW Wolf Creek
U 61	⊗ Davis Besse Ereignis
U 62	⊗ Folgeschäden von Rohrleitungsbrüchen (US GSI 156.61)
U 63	↓ Mehrfacher Dampferzeuger Heizrohrbruch (US GSI 163)

Code	Titel
U 64	⊗ Absturz von schweren Lasten in Kernkraftwerken, Risiken und Konsequenzen (US GSI 186) - siehe auch IH 7
U 65	⊗ Eindringen eines Fahrzeugs in den äußeren Sicherungsbereich bei TMI 1 in den USA (US-GSI 177)
U 66	⊗ Überprüfung des Spikingfaktors für Jod durch die NRC (US GSI 197)
<b>France/ Französische Fragestellungen (F)</b>	
F 1	↕ Verbesserung u. Entwicklung der Ingenieure für die Ausbildung, die den Betrieb und die Sicherheit betrifft
F 2	⊗ Fehler bei der Entlüftung von Leitungen des Gebäudesprühsystems und des Notkühlsystems in der Rückführung
F 3	⊗ Schwingungen in den Frischdampfleitungen
F 4	⊗ Leckage an einem Anschluss des Notkühlsystems
F 5	⊗ Verschlechterung der Beschichtung der Sumpfe des Gebäudesprühsystems und des Notkühlsystems in der Rückführung
F 6	⊗ Koordination der Steuerung der Dieselaggregate
F 7	↕ Schließ- und Öffnungsprobleme bei Absperrschiebern der Sumpfansaugung des Gebäudesprühsystems
F 8	⊗ Innerer Anstrich der Reaktorgebäude
F 9	⊗ Probleme mit der Lüftung der Hilfs- und Nebenanlagengebäude
F 10	⊗ Dichtungsprobleme bei Absperrventilen des Containments
F 11	⊗ Risse an den Stützen der Steuerstabantrieb im RDB
F 12	⊗ Alterungserscheinungen an Frischdampfleitungen der 6 ältesten französischen 900 MWe Anlagen
F 13	↕ Zuverlässigkeit der RDB-Füllstandsmessung unter Störfallbedingungen
F 14	⊗ Alterungserscheinungen an den Wärmetauschern des Reaktorgebäudesprühsystems an den 6 ältesten französischen 900 MWe-Anlagen
F 15	⊗ Kein Rückbau von (Bau-)Filtern an dem Beckenlager- und Flutbehältersystem nach der Erstellung in St. Alban Anlage
F 16	↔ Zuverlässigkeit der KKW-Elektrizitätsversorgung
F 17	↕ Jod-131- Problem während der Instandhaltung
F 18	⊗ Zuverlässigkeit des zusätzlichen Eigenbedarfs-Stromversorgungssystems LLS
F 19	⊗ Innere Struktur der Dampferzeuger
F 20	⊗ Funktionsanomalien des 1300 MW Anlagen-Steuerungssystems "Controbloc"
F 21	⊗ Instandhaltung der Brandschutzmaterialien
F 22	↗ Entborierung des Primärkühlmittels
F 23	⊗ Überempfindlichkeit von betrieblichen Regelsystemen
F 24	⊗ Neutronenflusslanzen
F 25	↕ Analyse des Ereignisses in Cattenom 2 am 13.1 1997 mit mehreren simultanen Ausfällen
F 26	↕ Probleme bei der RDB-Niveaumessung und der Durchflussmessung des Primärkreises bei Heissabschaltung
F 27	↕ Risiken während der Rückführungsphasen (im Sumpfbetrieb) des Containmentprühsystems und des Sicherheitseinspeisesystems (unter KMV-Bedingungen)
F 28	↕ Lecks an den Abzweigen der Rohrleitungen des Not- und Nachkühlsystems
F 29	⊗ Zuverlässigkeit der Pumpenaggregate des Sicherheitseinspeisesystems der französischen 900 MWe- Baulinie
F 30	↕ Temperaturschichtungen an der gemeinsamen Rohrleitung des Normal- und des Hilfseinspeisesystems der Dampferzeuger
F 31	⊗ Undichtigkeiten von Klappen am Nachkühlsystem, die zur Vermeidung des "Dampfkochtopfeffektes" zwischen den Iso-Armaturen installiert wurden
F 32	⊗ Funktionsstörung des Nachkühlsystems (900 MWe)
F 33	⊗ Leckagen an der Dichtungsebene des Spiralgehäuses der Hauptkühlmittelpumpen der franz. 900 MWe- Baulinie
F 34	↕ Leck im Nachkühlsystem von Civaux 1
F 35	⊗ Alterung von Primärkreislauf-Bauteilen aus Inconel

Code	Titel
F 36	⊗ Zuverlässigkeit der Strahlungs-Messstellen KRT
F 37	↓ Korrosionserscheinungen an der Phasengrenze Gas/Wasser bei Leitungen die nicht ständig durchströmt werden
F 38	↓ Risse in den Flanschen der thermischen Barriere der Hauptkühlmittelpumpen
F 39	⊗ Schäden an den Erdbebenschutzanschlüssen in der Reaktorgrube der franz. 900 MWe- Baulinie
F 40	⊗ Betriebsverhalten der Reaktordruckbehälter
F 41	⊗ Vorspannung der Verankerungsgewindestäbe von Rohrleitungs- und Geräteträgern
F 42	⊗ Alterungserscheinungen von gegossenen Komponenten des Primärkreislaufes
F 43	↓ Alterung von martensitischen Stählen
F 44	⊗ Ausfälle des Körperschall- Überwachungsgerätes
F 45	⊗ Unzureichende Reinigung der Druckhalter- und Volumenausgleichsleitung
F 46	↑ Prozeduren für Zustände, in denen sich das Kühlmittelniveau auf Mittelloopbetrieb befindet (siehe auch OP 4)
F 47	⊗ Nachwärmeleistung der Brennelemente nach Entladung in das BE-Becken
F 48	↓ Analyse des Ablaufs des Ereignisses in Civaux 1 (siehe F34) am 12.05.98
F 49	⊗ Spannungsabfall der Nickel-Cadmium-Batterien SAFT, KPM Type
F 50	⊗ Ausfälle der Hauptschalter der Reaktor Schnellabschaltung
F 51	⊗ Ereignisse an Transformatoren
F 52	↓ Beschädigung der BE-Zentrierstifte in Nogent 1
F 53	⊗ Überprüfung der Vollständigkeit der bisherigen Betrachtungsweise der Störfallkategorie: "Beherrschung der Reaktivität mittels der Regelstäbe"
F 54	↓ Risse in Regelstab-Antriebsgehäusen
F 55	⊗ Probleme mit dem Getriebe des Antriebs der Regelstäbe
F 56	↓ Verformungen der Brennelemente
F 57	⊗ Nicht auslegungsgemäße Bauausführung des Nebenkühlwassersystem
F 58	⊗ Nicht auslegungsgemäße Bauausführung der Trägerverankerung von Rohrleitungen des Zwischenkühlsystems
F 59	⊗ Risse an der Betonröhre des Nebenkühlwassersystems
F 60	↓ Alterung der Dichtungen von Sicherheitsbehälter-Durchführungen
F 61	⊗ Vorspannung der Träger-Verankerung der Frischdampfleitungen
F 62	⊗ Einstellung der neutralen Position der pneumatischen Hauptventile für den Containmentabschluss
F 63	↓ Erwartete Sicherheitsbehälterlebensdauer
F 64	⊗ Überwachung der Abdichtung zwischen unterschiedlichen Gebäudeteilen in französischen KKW nach dem Ereignis in Cruas 2 am 21.8.1990
F 65	⊗ Probleme mit dem Beton der Anlage Dampiere
F 66	⊗ Jahr 2000-Problem für die industrielle Rechentechnik
F 67	⊗ Jahr 2000-Problem für die Informatik
F 68	↓ Amöben in der Nebenkühlwasserleitung
F 69	⊗ Risiken der Grundwasserverschmutzung
F 70	← Schutz der Warte gegen Eindringen von giftigen Gasen (siehe IC 7) (in Bearbeitung)
F 71	⊗ Explosion eines Entgasers der Generator-Dichtölanlage
F 72	⊗ Autonomie Druckluftnetz
F 73	↓ Alterungserscheinungen am Träger der Schaltungschassis
F 74	⊗ Verfall des Verankerungsbetons des Krans SETRI in Tricastin 2
F 75	↓ Brandschutzklappen
F 76	↓ Korrosion an Leitungen, die durch die Dichtungspaste an den Durchführungen verursacht wurden
F 77	⊗ Instandhaltungsdoktrin der bautechnischen Teile, Absacken der Gebäude, Anweisungen für vorbeugende Instandhaltung
F 78	↓ Fehler an der Ausrüstung des Systems RIC/APE (Incore-Instrumentierung für Bedingungen in Abhängigkeit vom Betriebszustand)
F 79	↓ Entwicklung und Erhaltung der Kompetenzen für die Analyse des Risikos (Know-how-Erhalt, Ausbildung)

Code	Titel
<b>Germany/ Deutsche Fragestellungen (G)</b>	
G 1	← Know-how-Erhalt bei Betreibern u. Gutachtern in ausstiegsorientierten Ländern
G 2	↗ Deborierung (siehe auch RC1 und SS7, F22)
G 3	↗ Einwirkungen von Außen infolge Flugzeugabsturz
G 4	↗ Notkühlwirksamkeit bei KMV bei Ablagerung von Isoliermaterial und anderen Stoffen auf den Sumpfsieben (siehe auch SS 1, U 56)
G 5	↗ Hochabbrand von Brennelementen (siehe auch RC5,U26)
G 6	← ATWS (siehe auch AA6)
G 7	⊗ Borsäurekorrosion
G 8	← Thermische Leistungserhöhung
G 9	↘ Radiolysegasreaktionen
G 10	← Zirkoniumbrand
G 11	↘ Zuverlässigkeit zerstörungsfreier Prüfungen
G 12	↘ Alterungsmanagement
G 13	↘ Grundsätze für best estimate Analysen
G 14	↗ Sicherheitskultur / Sicherheitsmanagement
G 15	← H2-Problematik bei schweren Störfällen
G 16	← Phänomene des Kernzerstörungsunfalls
G 17	↘ Fehler bei der Handhabung von Lasten in DWR- und SWR-Anlagen
G 18	← Austausch gleichartiger Bauteile ( Siehe auch MA 1)
G 19	↗ Menschliche Einflussfaktoren
G 20	↗ Bewertung von menschlichen Fehlern
G 21	← Kühlung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter
G 22	← Kühlung der Schmelze ausserhalb des RDB's
G 23	← Whiskerbildung an leittechnischen Baugruppen in deutschen Anlagen
G 24	↘ Kühlmittelrückhaltung bei Kühlmittelverluststörfällen in Totraumvolumina
G 25	↘ Montagefehler bei HILTI-Dübeln für Rohrleitungshalterungen
G 26	⊗ Ausfälle von Drehstromschützen in den Kernkraftwerken Isar 1 und Brunsbüttel
G 27	↘ Schäden an Rohrleitungen in Nebenkühlwassersystemen für sicherheitstechnisch wichtige Kühlstellen
G 28	← Notwendigkeit des Einsatzes von schnellen Störfall- bzw. Unfalldiagnose- bzw. Prognoseprogrammen
G 29	← Alterung Elektrischer Einrichtungen
G 30	↗ Zuverlässigkeit von software-basierten Schutzeinrichtungen
G 31	↗ Zuverlässigkeit von software-basierten Meßtechnik
G 32	← Brand PSA
G 33	← Hochenergetisches elektrisches Versagen
G 34	⊗ Unkontrollierte Aktivitätsfreisetzung in die Umwelt
G 35	⊗ Potentielle Aktivitätsfreisetzung in die Anlage in einem KKW infolge einer systematischen Schädigung von Impulsleitungen
G 36	↘ Ruthenium
<b>Sweden/ Schwedische Fragestellungen (S)</b>	
S 1	↘ Ereignis in der Anlage Forsmark-1 vom 25.07.2006

Code	Titel
------	-------

### Design Safety Issues/ Sicherheitsfragen Auslegung

#### General/ Allgemein (GL)

- GL 1 ↓ Classification of components
- GL 2 ↓ Qualification of equipment and structures including ageing effects
- GL 3 ← Inadequacy of reliability data
- GL 4 ↑ Need for performance of plant specific probabilistic safety assessment (PSA)

#### Reactor core/ Reaktorkern (RC)

- RC 1 ↑ Inadvertent boron dilutions under low power and shutdown conditions
- RC 2 ↓ Unreliable insertion of control rods in PWRs and WWERs
- RC 3 ← Power oscillations in BWRs
- RC 4 ↓ Loss of thermal margin caused by channel box bow
- RC 5 ↑ Accident response of high burnup fuel
- RC 6 ↓ Fuel cladding and control rod corrosion and fretting

#### Component integrity/ Komponentenintegrität (CI)

- CI 1 ↓ Reactor pressure vessel integrity
- CI 2 ↓ Asymmetric blowdown loads on RPV supports and internals
- CI 3 ↓ BWR core internals cracking
- CI 4 ⊘ Thimble tube thinning
- CI 5 ⊘ Inconel-600 cracking
- CI 6 ⊘ Steam generator collector integrity
- CI 7 ⊘ SG tubes integrity
- CI 8 ↓ Pipe cracks and feedwater nozzle cracking in BWRs
- CI 9 ↓ Bolting degradation or bolting failures in the primary circuit
- CI 10 ⊘ Heavy components support stability
- CI 11 ⊘ Cast stainless steel cracking
- CI 12 ↓ Loads not specified in the original design
- CI 13 ⊘ Boron corrosion on reactor coolant pressure boundary
- CI 14 ⊘ Steam and feedwater piping degradation
- CI 15 ↓ Steam generator internals damage and plate cracking

#### Primary circuit and associated systems/ Primärsystem und assoziierte Systeme (PC)

- PC 1 ↓ Overpressure protection of the primary circuit and connected systems
- PC 2 ↓ Adequacy of the isolation of low pressure systems connected to the reactor coolant pressure boundary
- PC 3 ⊘ Reactor coolant pump seal failures
- PC 4 ⊘ Safety, relief and block valve reliability - primary system
- PC 5 ⊘ Safety, relief and block valve reliability - secondary system
- PC 6 ⊘ Spring actuated safety and relief valve reliability
- PC 7 ↓ Water hammer in the feedwater line
- PC 8 ↓ Steam generator overfill due to control system failure and combined primary and secondary blowdown

#### Safety systems/ Sicherheitssysteme (SS)

- SS 1 ↑ ECCS sump screen adequacy
- SS 2 ⊘ ECCS water storage tank and suction line integrity
- SS 3 ⊘ ECCS heat exchanger integrity
- SS 4 ⊘ Problems on the ECCS and containment spray switchover to recirculation
- SS 5 ⊘ Diversion of recirculation water (holdups in containment)
- SS 6 ⊘ Boron crystallization in systems
- SS 7 ↑ Boron crystallization and dilution in the core in case of LOCAs
- SS 8 ↓ Accident management measures
- SS 9 ↓ Containment or confinement leakage from engineered safety features systems during an accident
- SS 10 ⊘ Steam generator safety valves performance at low pressure
- SS 11 ↓ Thermal shock or fatigue caused by cold emergency feedwater supply to steam generators
- SS 12 ⊘ Emergency feedwater system reliability
- SS 13 ↓ Need for hydrogen control measures during design basis accidents (DBA)
- SS 14 ↓ Overfill into the main steam lines in BWRs
- SS 15 ↓ Containment isolation of lines containing high activity fluids

Code	Titel
SS 16	⊗ Reliability of the motor-operated valves in safety systems
SS 17	⊗ Reliability and mechanical failure of safety related check valves
SS 18	⊗ Potential failure of the scram system due to loss of discharge volume
SS 19	↓ Need for assurance of ultimate heat sink
Electrical and other support systems/ Elektrische und andere unterstützende Systeme	
ES 1	⊗ Reliability of off-site power supply
ES 2	↓ Diesel generator reliability
ES 3	⊗ Scope of systems supplied by emergency on-site power
ES 4	⊗ Breaker coordination to protect loads
ES 5	↓ Vulnerability of swingbus configurations
ES 6	← Reliability of emergency DC supplies
ES 7	← Control room habitability
ES 8	⊗ Reliability of instrument air systems
ES 9	↓ Solenoid valve reliability
Instrumentation and control (incl. protection systems)/ Instrumentierung und Regelung	
IC 1	⊗ Physical separation of instrument sensing lines for the reactor protection system
IC 2	⊗ Inadequate electrical isolation of safety from non-safety related equipment
IC 3	↓ Interference in I&C signals
IC 4	⊗ I&C component reliability
IC 5	⊗ Lack of on-line testability of protection systems
IC 6	↑ Reliability and safety basis for digital I&C conversions
IC 7	← Reliable ventilation of control room cabinets
IC 8	↓ Human engineering of control rooms
IC 9	↓ Need for a safety parameter display system
IC 10	⊗ Inadequacy of diagnostic systems
IC 11	⊗ Reactor vessel head leak monitoring system
IC 12	⊗ Availability and adequacy of accident monitoring instrumentation
IC 13	⊗ Water chemistry control and monitoring equipment (primary and secondary)
IC 14	↑ Adequacy of reactor vessel level instrumentation in BWRs
IC 15	⊗ Improving the detection of primary/secondary leaks
IC 16	↓ Establishment and surveillance of setpoints in instrumentation
Internal hazards/ Anlageninterne Einwirkungen (IH)	
IH 1	← Need for systematic fire hazards assessment
IH 2	← Adequacy of fire prevention and fire barriers
IH 3	↓ Adequacy of fire detection and extinguishing
IH 4	← Adequacy of the mitigation of the secondary effects of fire and fire protection systems on plant safety
IH 5	↓ Need for systematic internal flooding assessment including backflow through floor drains
IH 6	↓ Need for systematic assessment of high energy line break effects
IH 7	⊗ Need for assessment of dropping heavy loads
IH 8	↓ Refueling cavity seal failure
IH 9	⊗ Need for assessment of turbine missile hazard
External hazards/ Einwirkungen von außen (EH)	
EH 1	← Need for systematic assessment of seismic effects
EH 2	← Need for assessment of seismic interaction of structures or equipment on safety functions
EH 3	← Need for assessment of plant specific natural external conditions
EH 4	← Need for assessment of plant specific man induced external events
Accident analysis/ Unfallanalyse (AA)	
AA 1	← Adequacy of scope and methodology of design basis accident analysis
AA 2	↓ Adequacy of plant data used in accident analysis
AA 3	↓ Computer code and plant model validation
AA 4	↑ Need for analysis of accidents under low power and shutdown conditions
AA 5	← Need for severe accidents analysis
AA 6	← Need for analysis of ATWS
AA 7	↓ Need for analysis of total loss of AC power
Containment and other structures/ Containment und andere Strukturen (CS)	

Code	Titel
CS 1	⊗ Assessment of WWER-440/213 containment dynamic loads
CS 2	⊗ Assessment of BWR containment dynamic loads
CS 3	↓ Containment and confinement integrity during severe accidents
<b>Operational Safety Issues/ Sicherheitsfragen Betrieb</b>	
Management/ Management (MA)	
MA 1	← Replacement part design, procurement and assurance of quality
MA 2	⊗ Fitness for duty
MA 3	↓ Adequacy of shift staffing
MA 4	↑ Control of outage activities to minimize risk
MA 5	⊗ Degraded and non-conforming conditions and operability determinations
MA 6	↓ Configuration management of modifications and temporary modifications
MA 7	← Human and organizational factors in root cause analysis
MA 8	↑ Impact of human factors in the safe operation of nuclear power plants
MA 9	← Effectiveness of quality programmes
MA 10	← Adequacy of procedures and their use
MA 11	↓ Adequacy of emergency operating procedures
MA 12	↓ Effectiveness of maintenance programmes
Operations/ Betrieb (OP)	
OP 1	⊗ Intentional bypassing of automatic actuation of plant protective features
OP 2	⊗ Response to loss of control room annunciators
OP 3	⊗ Inadvertent introduction of chemicals and their effects on safety related systems
OP 4	↑ Precautions for mid-loop operation
Surveillance and maintenance/ Überwachung und Wartung, Instandsetzung (SM)	
SM 1	↓ Adequacy of non-destructive inspections and testing
SM 2	⊗ Removal of components from service during power or shutdown operations for maintenance
SM 3	↓ Use of freeze seals
SM 4	↓ Use of pressure injection of compounds to seal leaks
SM 5	↓ Inadequate testing of Engineered Safety Features (ESF) actuation systems (lack of logic overlap)
SM 6	⊗ Foreign material policy
SM 7	⊗ Control of temporary installations
SM 8	⊗ Clear identification of components and system trains
SM 9	⊗ Response to low level equipment defects (plant material condition)
Training/ Training (TR)	
TR 1	⊗ Adequacy of fire brigade training
TR 2	↓ Assessment of full scope simulator use
TR 3	↑ Training for severe (beyond design) accident management procedures
Emergency preparedness (incl. physical protection)/ Notfallvorbereitung (EP)	
EP 1	↓ Need for effective off-site communications during events
EP 2	↓ Contingency planning for physical security
EP 3	← Need for technical support centre
Radiation protection/ Strahlenschutz (RP)	
RP 1	↓ Hot particle exposures
RP 2	⊗ Radiation beams from power reactor biological shields
RP 3	↓ Measures implemented to comply with international recommendations , on dose limits
Fuel storage/ BE-Lagerung (FS)	
FS 1	↓ Degradation of boron plates in fuel storage pool
FS 2	↓ Potential for fuel pool drainage
FS 3	← Damage to fuel during handling
<b>IAEA Countries/ IAEA Länder</b>	
Germany/ Deutsche Fragestellungen (G)	
G 1	← Know how preservation of the staff of operators, authorities and TSOs in phase-out countries
G 2	↑ Boron dilution (see also RC1 and SS7, F22)
G 3	↑ External events as a result of a airplane crash



Code	Titel
G 4	↑ Effectiveness of the decay heat removal in the cas of sump strainer clogging (see also SS 1, U 56)
G 5	↑ High burnup of fuel elements (see also RC5,U26)
G 6	← ATWS (see also AA6)
G 7	⊗ Boron corrosion
G 8	← Thermal capacity increase
G 9	↓ Radiolysis gas reaction
G 10	← Zirconium fire
G 11	↓ Reliability of non-destructive tests
G 12	↓ Aging management
G 13	↓ Fundamentals for best-estimate analysis safety culture / safety management
G 14	↑ Safety culture / safety management
G 15	← H2-problem area of severe accidents
G 16	← Core melt phenomea
G 17	↓ Errors in the handling of loads in PWR and SWR plants
G 18	← Exchange of similar components
G 19	↑ Human factors
G 20	↑ Assessment of human errors
G 21	← Core melt cooling ( See also G 22)
G 22	← External reactor vessel cooling ( see also G 21)
G 23	← Whisker formation in control devices of german NPPs
G 24	↓ Coolant retention in dead flow zones in the event of a LOCA
G 25	↓ Incorrect installation of HILTI anchors for pipings
G 26	⊗ Failure of three-phase contactors in the Isar I and Brunsbüttel NPPs
G 27	↓ Piping damages in the auxiliary service water systems for safety-relevant cooling loads
G 28	← Need for the use of fast running accident diagosis and prognosis codes
G 29	← Aging of electrical equipment
G 30	↑ Reliability of software-based protection installations
G 31	↑ Reliabilty of software-based measurement
G 32	← Fire PSA (under examination)
G 33	← High energetic electrical (arcing) failure (HEAF),(under examination)
G 34	⊗ Uncontrolled activity release into the environment
G 35	⊗ Potential activity release in a nuclear power plant due to a systematic damage of impulse lines
G 36	↓ Ruthenium

Explanations:  
 a) with hyperlink to the contributor entrance page with description of 1st GSI programm and explanations on applied vocabulary  
 b) with hyperlink to each issue clarification from TECDOCs  
 c) or short title with the link to the specific contributor issue or ". " in the case of "inexistent" or not applicable issue

Issue Code	Title	Contributor specific information, Introduction & Terminology									
		Canada a)	France a)	Germany a)	Japan a)	Spain a)	Sweden a)	USA a)	OECD/NEA a)	IAEA a)	
<b>DESIGN SAFETY ISSUES</b>											
<b>General (GL)</b>											
GL1 b)	Classification of components	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	GL1	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
GL2 b)	Qualification of equipment and structures including ageing effects	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	GL2	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
GL3 b)	Inadequacy of reliability data	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	GL3	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
GL4 b)	Need for performance of plant specific probabilistic safety assessment (PSA)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	GL4	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
<b>Reactor Core (RC)</b>											
RC1 b)	Inadvertent boron dilutions under low power and shutdown conditions	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	RC1	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
RC2 b)	Unreliable insertion of control rods in PWRs and WWERs	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	RC2	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
RC3 b)	Power oscillations in BWRs	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	RC3	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
RC4 b)	Loss of thermal margin caused by channel box bow	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	RC4	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
RC5 b)	Accident response of high burnup fuel	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	RC5	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
RC6 b)	Fuel cladding and control rod corrosion and fretting	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	RC6	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
<b>Component Integrity (CI)</b>											
CI1	Reactor pressure vessel integrity	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	CI1	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
CI2	Asymmetric blowdown loads on RPV supports and internals	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	CI2	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
CI3	BWR core internals cracking	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	CI3	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
CI4	Thinwall tube thinning	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	CI4	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
CI5	Inconel-600 cracking	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	CI5	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
CI6	Steam generator collector integrity	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	CI6	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
CI7	SG tubes integrity	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	CI7	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
CI8	Pipe cracks and feedwater nozzle cracking in BWRs	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	CI8	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
CI9	Boiling degradation or boiling failures in the primary circuit	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	CI9	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
CI10	Heavy components support stability	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	CI10	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
CI11	Cast stainless steel cracking	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	CI11	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
CI12	Loads not specified in the original design	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	CI12	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
CI13	Boron corrosion on reactor coolant pressure boundary	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	CI13	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
CI14	Steam and feedwater piping degradation	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	CI14	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
CI15	Steam generator internals damage and plate cracking	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	CI15	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
G27	Piping damages in the auxiliary service water systems for safety-relevant cooling loads	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	G27	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
<b>Primary circuit and associated systems (PC)</b>											
PC1	Overpressure protection of the primary circuit and connected systems	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	PC1	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
PC2	Adequacy of the isolation of low pressure systems connected to the reactor coolant pressure boundary	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	PC2	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
PC3	Reactor coolant pump seal failures	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	PC3	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
PC4	Safety, relief and block valve reliability - primary system	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	PC4	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
PC5	Safety, relief and block valve reliability - secondary system	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	PC5	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
PC6	Spring actuated safety and relief valve reliability	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	PC6	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
PC7	Water hammer in the feedwater line	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	PC7	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
PC8	Steam generator overfill due to control system failure and combined primary and secondary blowdown	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	PC8	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
<b>Safety systems (SS)</b>											
SS1	ECCS sump screen adequacy	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SS1	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SS2	ECCS water storage tank and suction line integrity	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SS2	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SS3	ECCS heat exchanger integrity	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SS3	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SS4	Problems on the ECCS and containment spray switchover to recirculation	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SS4	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SS5	Diversions of recirculation water (holdups in containment)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SS5	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SS6	Boron crystallization in systems	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SS6	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SS7	Boron crystallization and dilution in the core in case of LOCAs	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SS7	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SS8	Accident management measures	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SS8	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SS9	Containment or confinement leakage from engineered safety features systems during an accident	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SS9	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SS10	Steam generator safety valves performance at low pressure	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SS10	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SS11	Thermal shock or fatigue caused by cold emergency feedwater supply to steam generators	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SS11	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SS12	Emergency feedwater system reliability	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SS12	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SS13	Need for hydrogen control measures during design basis accidents (DBA)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SS13	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SS14	Overfill into the main steam lines in BWRs	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SS14	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SS15	Containment isolation of lines containing high activity fluids	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SS15	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SS16	Reliability of the motor-operated valves in safety systems	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SS16	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)



Explanations:  
 a) with hyperlink to the contributor entrance page with description of **IST GSI** programm and explanations on applied vocabulary  
 b) with hyperlink to each issue clarification from TECDOCS  
 c) or short title with the link to the specific contributor issue or "-" in the case of "Inexistent" or not applicable issue

Issue Code	Title	Contributor specific information, Introduction & Terminology									
		Canada a)	France a)	Germany a)	Japan a)	Spain a)	Sweden a)	USA a)	OECD/NEA a)	IAEA a)	
<b>OPERATIONAL SAFETY ISSUES</b>											
<b>Management (MA)</b>											
MA1 linked as above	Replacement part design, procurement and assurance of quality	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	MA1	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
MA2	Fitness for duty	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	MA2	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
MA3	Adequacy of shift staffing	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	MA3	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
MA4	Control of outage activities to minimize risk	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	MA4	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
MA5	Degraded and non-conforming conditions and operability determinations	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	MA5	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
MA6	Configuration management of modifications and temporary modifications	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	MA6	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
MA7	Human and organizational factors in root cause analysis	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	MA7	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
MA8	Impact of human factors in the safe operation of nuclear power plants	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	MA8	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
MA9	Effectiveness of quality programmes	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	MA9	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
MA10	Adequacy of procedures and their use	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	MA10	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
MA11	Adequacy of emergency operating procedures	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	MA11	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
MA12	Effectiveness of maintenance programmes	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	MA12	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
<b>Operations (OP)</b>											
OP1 linked as above	Intentional bypassing of automatic actuation of plant protective features	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	OP1	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
OP2	Response to loss of control room annunciators	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	OP2	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
OP3	Inadvertent introduction of chemicals and their effects on safety related systems	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	OP3	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
OP4	Precautions for mid-loop operation	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	OP4	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
<b>Surveillance and maintenance (SM)</b>											
SM1 linked as above	Adequacy of non-destructive inspections and testing	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SM1	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SM2	Removal of components from service during power or shutdown operations for maintenance	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SM2	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SM3	Use of freeze seals	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SM3	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SM4	Use of pressure injection of compounds to seal leaks	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SM4	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SM5	Inadequate testing of Engineered Safety Features (ESF) actuation systems (lack of logic overlap)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SM5	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SM6	Foreign material policy	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SM6	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SM7	Control of temporary installations	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SM7	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SM8	Clear identification of components and system trains	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SM8	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
SM9	Response to low level equipment defects (plant material condition)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SM9	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
G17	Errors in the handling of loads in PWR and SWR plants	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	SM9	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
G25	Incorrect installation of HLT1 anchors for pipings	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	G17	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
<b>Training (TR)</b>											
TR1 linked as above	Adequacy of fire brigade training	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	TR1	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
TR2	Assessment of full scope simulator use	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	TR2	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
TR3	Training for severe (beyond design) accident management procedures	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	TR3	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
G1	Know how preservation of the staff of operators, authorities and TSOs in phase-out countries	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	G1	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
<b>Emergency preparedness (incl. Physical protection) (EP)</b>											
EP1 linked as above	Need for effective off-site communications during events	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	EP1	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
EP2	Contingency planning for physical security	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	EP2	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
EP3	Need for technical support centre	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	EP3	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
G28	Need for the use of fast running accident diagnosis and prognosis codes	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	G28	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
<b>Radiation protection (RP)</b>											
RP1 linked as above	Hot particle exposures	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	RP1	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
RP2	Radiation beams from power reactor biological shields	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	RP2	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
RP3	Measures implemented to comply with international recommendations on dose limits	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	RP3	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
<b>Fuel storage (FS)</b>											
FS1 linked as above	Degradation of boron plates in fuel storage pool	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	FS1	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
FS2	Potential for fuel pool drainage	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	FS2	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
FS3	Damage to fuel during handling	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	FS3	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)
G10	Zirconium fire	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	G10	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)	Issue Acronym c)