

Generische Sicherheitsfragen

Abschlussbericht zum Vorhaben
3609I01500



Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

Generische Sicherheitsfragen

Auswertungen von Untersuchungen, Studien und Gutachten anderer Staaten

Abschlussbericht zum
Vorhaben 3609I01500

Günther Bönigke

August 2011

Auftragsnummer 800202

PL: Günther Bönigke

PC: Karsten Bruns-Schüler

Anmerkung:

Dieser Bericht ist von der GRS im Auftrag des BMU im Rahmen des Vorhabens 3609I01500 erstellt worden. Der Auftraggeber behält sich alle Rechte vor. Insbesondere darf dieser Bericht nur mit seiner Zustimmung zitiert, ganz oder teilweise vervielfältigt werden bzw. Dritten zugänglich gemacht werden. Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers übereinstimmen.

GRS-A-3625

Kurzfassung

Die im Vorgängervorhaben entwickelte Datenbank **GeSi** bzw. **GeSi-International** wurde im Vorhaben weiter gepflegt und weiterentwickelt.

Die Datenbank **GeSi** dient der Abbildung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet von generischen Fragestellungen und als Werkzeug auf dem Gebiet des Wissensmanagements. Aufgrund dieser Aufgabenstellung kann die Datenbank auch gut als Steuerungssystem für die Vorhabensplanung bei der GRS und dem BMU eingesetzt werden.

Innerhalb des Vorhabenszeitraumes sind 4 Fragestellungen aus der nationalen und internationalen Betriebserfahrung, den Forschungsergebnissen bzw. aufgetretenen Ereignissen oder Störfällen neu in die Datenbank aufgenommen worden.

Die Überprüfung der in der Datenbank enthaltenen Fragestellungen erbrachte den mehr oder weniger starken Überarbeitungs- bzw. Anpassungsbedarf an den Stand von W&T bei einer Reihe von generischen Fragestellungen. Aufgrund des begrenzten Vorhabensumfanges konnten nur die Fragestellungen überarbeitet werden, für die der dringendste Überarbeitungsbedarf bestand. Im Vorhaben sind 19 Fragestellungen vertiefter überarbeitet worden. Bei 14 Fragestellungen führte dies zu einer Änderung der Sicherheitssignifikanz.

Kurz vor Ende des Vorhabens fand die 5. Überprüfungskonferenz zur Nuklearen Sicherheitskonvention (CNS) statt. Im Rahmen des Vorhabens wurde mit der Auswertung der Länderberichte in Bezug auf wichtige generische Fragestellungen begonnen.

Derzeit (Stand Juni 2011) befinden sich in der Datenbank 290 Fragestellungen, von denen 27 Fragestellungen mit der Sicherheitssignifikanz „**Hoch**“ für deutsche Anlagen eingeschätzt werden.

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. Ein wichtiger Bestandteil hiervon ist die Seite für generische Sicherheitsfragen, die unter anderem

mit nationalen Datenbanken für generische Sicherheitsfragen verlinkt werden soll. Hierzu wurde eine entsprechende Eingangsseite mit Zugang zur **GeSi**-Tochterdatenbank **GeSi-International** erstellt.

Abstract

The **GeSi** and **GeSi-International** databases developed in the predecessor projects were continued to be maintained and developed further in this project.

The **GeSi** database serves on the one hand for reflecting the current state of the art in science and technology in the field of generic issues and also as a tool in the area of knowledge management. Hence the database can also be used very well as a steering instrument for project planning at GRS and BMU.

Within the term of the project, 4 issues from national and international operating experience, research results and events or accidents that occurred have been included in the database.

The review of the issued contained in the database showed up the more or less strong need for revision or adaptation of a range of generic issues to the state of the art in science and technology. Due to the limited volume of the project, only those issues could be dealt with which were most in need of revision. As a result, 19 issues were subjected to a more detailed review during the project. This led to a change in the safety significance of 14 issues.

Shortly before the end of the project, the Fifth Review Meeting of the Convention on Nuclear Safety (CNS) took place. The evaluation of the National Reports with regard to important generic issues was begun within the framework of this project.

At present (June 2011), there are 290 issues in the database, of which 27 are assessed to be of **"high"** safety significance for German plants.

The GNSSN as well as the Regulatory Network (RegNet) as part of the GNSSN are to improve the exchange of information and thereby also nuclear safety world-wide by providing and disseminating corresponding information, communications, advisory committees, common principles and common regulations as well as by formally agreed reporting and review mechanisms. An important part of this is the website dedicated to generic safety issues, which is to be linked among other things with national databases for generic safety issues. For this purpose, a corresponding homepage with a link to the affiliated **GeSi** database **GeSi International** was set up.

Inhalt

1	Einleitung und Aufgabenstellung	1
2	Kurzdarstellung des relevanten Standes von Wissenschaft und Technik	2
2.1	Informationsbasis	5
3	Sicherheitssignifikanz-Einschätzung	5
4	Durchgeführte Arbeiten	8
4.1	Screening	10
4.2	Vertiefte Untersuchung einzelner Sicherheitsfragen	11
4.2.1	PC 1 Überdruckabsicherung für den Primärkreis und daran angeschlossene Systeme (IAEO-TECDOC-1044 – Fragestellung)	13
4.2.2	PC 7 Wasserschlag in der Speisewasserleitung (IAEO-TECDOC-1044 – Fragestellung)	14
4.2.3	SS 1 Verstopfung der Sumpfsiebe bei einem Kühlmittelverluststörfall (IAEO-TECDOC-1044 – Fragestellung), siehe auch G 4, U 56	18
4.2.4	ES 1 Zuverlässigkeit der Netzversorgung (IAEO-TECDOC-1044 – Fragestellung)	20
4.2.5	ES 6 Zuverlässigkeit der Gleichstromversorgung (IAEO-TECDOC- 1044 – Fragestellung)	23
4.2.6	MA 3 Vorhaltung von ausreichendem Personal (IAEO-TECDOC-1044 – Fragestellung)	25
4.2.7	MA 9 Effektive Qualitätssicherungsprogramme (IAEO-TECDOC-1044 – Fragestellung)	27
4.2.8	Verstopfung der Sumpfsiebe GSI-191 (NUREG -0933) (amerikanische Fragestellung) siehe auch G 4, SS 1	29
4.2.9	F 16 Zuverlässigkeit der KKW- Elektrizitätsversorgung (französische Fragestellung)	31
4.2.10	F 35 Alterung von Primärkreislauf-Bauteilen aus Inconel (französische Fragestellung)	34
4.2.11	F 75 Brandschutzklappen (französische Fragestellung)	35

4.2.12	G 3 Einwirkungen von außen infolge Flugzeugabsturz (deutsche Fragestellung)	36
4.2.13	G 4 Notkühlwirksamkeit bei KMV bei Ablagerung von Isoliermaterial und anderen Stoffen auf den Sumpfsieben (deutsche Fragestellung), siehe auch SS 1, U 56	44
4.2.14	G 8 Thermische Leistungserhöhung (deutsche Fragestellung)	54
4.2.15	G 12 Alterungsmanagement (deutsche Fragestellung).....	58
4.2.16	G 13 Quantifizierung der Unsicherheiten von best estimate Analysen (deutsche Fragestellung)	61
4.2.17	G 24 Kühlmittelrückhaltung bei Kühlmittelverluststörfällen in Totraumvolumina (deutsche Fragestellung).....	63
4.2.18	G 32 Brand PSA (neue deutsche Fragestellung).....	66
4.2.19	G 33 Hochenergetisches elektrisches Versagen (neue deutsche Fragestellung)	68
4.2.20	G 37 Methoden zur Durchführung einer dynamischen PSA (neue deutsche Fragestellung).....	71
4.2.21	G 38 Schäden infolge chloridinduzierter transkristalliner Spannungsrisskorrosion an druckführenden Komponenten (neue deutsche Fragestellung).....	77
4.3	Nationaler und internationaler Erfahrungsaustausch	79
4.4	Auswertung der Nuklearen Sicherheitskonvention.....	81
4.5	Bewertung generischer Sicherheitsfragen	81
4.5.1	Generische Fragestellungen mit der Sicherheitssignifikanz Hoch	84
5	Zusammenfassung	85
6	Literatur.....	87
7	Anhänge.....	90

Liste der Anhänge

Anhang 1	Inhalt der GeSi-Datenbank sortiert nach „Issue Code“, Status: Juni 2011	A - 1
Anhang 2	Inhalt der GeSi-Datenbank sortiert nach Sicherheitssignifikanz, Status: Juni 2011	A - 8

1 Einleitung und Aufgabenstellung

Aufgabe des Vorhabens 3609I01500 war es, die in den Vorgängervorhaben INT 9113, INT 9152, INT 9257 entwickelte Mutterdatenbank **GeSi** bzw. die Tochterdatenbank **GeSi-International** zu generischen Fragestellungen weiter zu pflegen, durch aktuelle nationale und internationale Sicherheitsfragen zu ergänzen und weiterzuentwickeln. Hierzu sollte auch die Übertragbarkeit von Fragestellungen aus dem internationalen Bereich näher analysiert und sicherheitstechnisch eingeschätzt werden. Die Erkenntnisse aus dem Vorhaben sollten auch im Rahmen von Bewertungen und Entscheidungen in Deutschland sowie im Rahmen der internationalen Zusammenarbeit genutzt werden.

Außerdem sollte die Datenbank **GeSi – International** als eine etwas im Umfang reduzierte Version der Datenbank **GeSi** in das unter dem deutschen G8-Vorsitz und der deutschen EU-Ratspräsidentschaft angestoßene und jetzt bei der IAEO betriebene „Global Nuclear Safety and Security Network (GNSSN)“ bzw. „Regulatory Network (RegNet)“ integriert werden.

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

Z.B.:

- für die Planung von Vorhaben zu Fragen der Reaktorsicherheit,
- in Form einer Kooperationsplattform für die internationale Zusammenarbeit, etwa bei der Planung von bilateralen oder internationalen Aktivitäten.

In dem nachfolgenden Kapitel 2 werden der internationale Stand bei der Behandlung von generischen Fragestellungen sowie die Informationsbasis der Datenbank **GeSi** kurz dargestellt. Kapitel 3 gibt einen Überblick über die derzeit in der Datenbank **GeSi** verwendete Ranking-Prozedur zur Einschätzung der Sicherheitssignifikanz der generischen Fragestellungen für deutsche Anlagen.

In Kapitel 4 werden die angewendete Screening-Prozedur sowie die Fragestellungen, für die im Vorhabenszeitraum eine vertiefte Untersuchung durchgeführt wurde, vorgestellt. Die Darstellung stellt einen Auszug aus der Datenbank dar. Die Bearbeitungstie-

fe ist jedoch unterschiedlich und abhängig von den zur Verfügung stehenden Informationsquellen und der Sicherheitssignifikanz. In den Unterkapiteln 4.4 bzw. 4.5 werden die in dem Vorhaben durchgeführten Arbeiten zum nationalen und internationalen Erfahrungsaustausch und zur CNS kurz dargestellt. In Kapitel 4.5 erfolgt die Bewertung der Arbeiten mit einer Auflistung der Sicherheitssignifikanz-Änderungen der generischen Fragestellungen in der Datenbank **GeSi**, die während des Vorhabenszeitraumes erfolgt sind. Kapitel 5 liefert eine Zusammenfassung der Ergebnisse.

2 Kurzdarstellung des relevanten Standes von Wissenschaft und Technik

International werden speziell von Ländern, die eine größere Anzahl von Reaktoren in Betrieb haben, wichtige anlagenübergreifende Sicherheitsfragen, die sich z. B. aufgrund eines Ereignisses in einer Anlage ergeben haben, gesammelt und einer detaillierten Analyse unterzogen, um zu klären, ob diese Fragestellungen auch Auswirkungen auf andere Anlagen haben könnten und ob übergreifende regulatorische Maßnahmen hierzu notwendig sind.

So wurde z. B. in den **USA** beginnend mit dem Jahr 1976 ein „generic issues program (GIP)“ entwickelt, das der Identifikation von generischen Fragestellungen, den Zuweisungen der notwendigen Prioritäten, der Entwicklung von detaillierten Aktionsplänen, der Projektion der dabei auftretenden Kosten und der Verbesserung des allgemeinen Informationsstandes diene.

Nach dem TMI-Ereignis wurden viele generische Fragestellungen und deren damals benutzter Einordnungsmaßstab als zu subjektiv betrachtet. Auf der Basis dieser Erfahrungen wurde deshalb eine spezielle „priorization methodology“ entwickelt, die in der Zwischenzeit mehrfach modifiziert wurde. Generische Fragestellungen mit höherer Priorität mussten hierbei einer befriedigenden Lösung zugeführt werden. Die Umsetzung solcher Maßnahmen wird von der NRC überwacht.

In den letzten Jahren wurde die Vorgehensweise weiterentwickelt, um die Effektivität bei der Abarbeitung der Fragestellungen zu verbessern.

Aufgabe des NRC-GSI-Programmes ist grundsätzlich die Steuerung 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. Das Programm gliedert sich in 5 Schritte. Bei der Behandlung in den einzelnen Schritten wird ein Kriterienkatalog herangezogen, der es erlaubt, den Status der Fragestellungen im Rahmen des regulatorischen Prozesses bis zur Lösung zu verfolgen.

Neue Issues oder Fragestellungen können von allen Beteiligten und der Öffentlichkeit vorgeschlagen werden.

Die Lösung der sicherheitstechnischen Fragestellungen kann auch außerhalb des GIP-Programmes erfolgen. Derzeit sind in der NUREG-0933 /NUR11/ etwa 850 generische Fragestellungen aufgelistet, die größtenteils gelöst sind. Die Dokumentation auch bereits gelöster Fragestellungen dient ebenfalls als Wissenspool für die Expertenausbildung.

Dieses System bzw. Programm hat sich in der NRC auch bei der Steuerung der für die Lösung und Behandlung der Issues innerhalb der NRC notwendigen personellen Ressourcen als sehr hilfreich erwiesen.

In **Frankreich** sind aufgrund der großen Anzahl von weitgehend baugleichen Reaktoranlagen viele sicherheitstechnische Fragestellungen generischer Natur. Alle sicherheitsrelevanten Vorkommnisse werden vom Zentraldienst des Betreibers ausgewertet und in eine Zentraldatenbank (SAPHIR) eingestellt bzw. es werden Berichte dazu erstellt, auf die auch die Sachverständigenorganisation der Behörde IRSN Zugriff hat /ATG08/. Der Unterschied zwischen generischen Ereignissen und anderen besteht nur durch die sich daraus abzuleitenden Vorkehrungen gegen die Wiederholung eines solchen Ereignisses.

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 Ereignisse werden nach zwei Gruppen unterschieden:

- **EIS:** Ereignisse mit niedriger sicherheitstechnischer Bedeutung.
- **SSE** sind signifikante sicherheitstechnische Ereignisse, über die die Behörde ASN und die Gutachterorganisation IRSN innerhalb von zwei Tagen informiert werden müssen. Ein Ergebnisbericht ist innerhalb von zwei Monaten fällig.

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

Kanada orientiert sich bei der Struktur weitgehend an dem IAEA-TECDOC, auch wenn die sicherheitstechnische Einschätzung auf der Basis einer probabilistischen Einschätzung erfolgt /REZ 08/.

Spanien hat hierzu eine auf Microsoft Access 2000 basierende Datenbank TEM GE (TEMA GENERICO) entwickelt, die u.a. Informationen zum Start- und Abschlusszeitpunkt des Issues, Kurzfassung des Issues, Status, Sicherheitssignifikanz, herangezogene Unterlagen usw. enthält /ROD 08/.

Maßgebend auch auf den deutschen Einfluss wurde von der **IAEO** in den 90er Jahren der TECDOC-1044 /IEA 07/ zu generischen Sicherheitsfragen von Leichtwasserreaktoren erstellt, in dem 137 wichtige generische Fragestellungen dargestellt und die Maßnahmen der Länder zur Beherrschung solcher Issues aufgelistet und sortiert wurden. Anfang 2000 erstellte die IAEO einen vergleichbaren Bericht für Schwerwasserreaktoren /IEA 07/. Auf der Basis dieses LWR-Berichts entwickelte die GRS im Auftrag des BMU die Datenbank GeSi, deren Grundstruktur sich eng an den IAEO-TECDOC-1044 anlehnt. Die Datenbank hat sich in Bezug auf den kerntechnischen Wissenstransfer (schneller Einstieg in die Problematik) sowie im Rahmen der internationalen Zusammenarbeit (Hilfe bei der Beratung zur Erstellung des deutschen Berichts zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit) gut bewährt. 2008 wurde basierend auf den Beschlüssen des G 8-Gipfels vom Juni 2007 von der IAEO (Mitgliedsstaaten + OECD/NEA, EU) mit dem Aufbau des Global Nuclear Safety and Security Network (GNSSN) bzw. des Regulatory Network (RegNet) begonnen, in dem die Generischen Safety Issues einen zentralen Bestandteil darstellen. Hierzu erfolgten vorbereitende Workshops und Tagungen der IAEO z.B. das Technical Meeting on Global Cooperati-

on on Generic Safety Issues for NPPs and Measure for their Resolution der IAEO in Bonn, das Consultancy Meeting on Strategies for Sharing Information on Generic Safety Issues for NPPs in LWR in Wien u.a. sowie bilaterale Kontakte zu den beteiligten Ländern wie z.B. der NRC. Als Anbindung an das GNSSN sowie das RegNet wurde von deutscher Seite die Datenbank **GeSi International** aufgebaut.

Außerdem werden die generischen Sicherheitsfragen bei der Konzeptbegutachtung von neuen Reaktorkonzepten mit berücksichtigt.

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/Gelöst**“ 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 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 weiterverfolgt werden. Aus probabilistischer Sicht liegt die Häufigkeit für einen Kernschaden im Bereich der wesentlichen Beiträge zur Gesamtkernschadenshäufigkeit.

Gering: Das Risiko einer Beeinträchtigung des gestaffelten Sicherheitskonzeptes wird als *Gering* eingeschätzt. Der Kenntnisstand zur sicherheitstechnischen Fragestellung weist jedoch noch Lücken auf oder 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 weiterverfolgt werden. Aus probabilistischer Sicht

liegt die Häufigkeit für einen Kernschaden im Bereich der geringen Beiträge zur Gesamtkernschadenshäufigkeit.

Keine/Gelöst: Aufgrund der derzeitigen Einschätzung wird bei dieser Fragestellung keine Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen gesehen, entweder weil die Problemstellung bei deutschen Anlagen 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 Ranking-Prozedur 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. Die beiden letzten Fragestellungen dominieren das Ergebnis der Ranking-Prozedur.

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).

Zur Pflege des vorhandenen Datenbestandes in der Datenbank **GeSi** erfolgte in dem Vorhaben in einem ersten Schritt ein Screening, in dem die Aktualität bzw. der Anpas-

sungsbedarf der Fragestellungen an den Stand von Wissenschaft und Technik überprüft wurde. Eine entsprechende Vorgehensweise wurde auch für neu aufkommende Fragestellungen mit nationalem oder internationalem Hintergrund durchgeführt. Auf der Basis dieses Screenings wurde eine größere Anzahl von im Bestand der Datenbank vorhandenen überarbeitungsbedürftigen Fragestellungen erkannt. Aufgrund des beschränkten Vorhabensumfanges sind mittels einer sicherheitstechnischen Wichtung die Fragestellungen ausgewählt worden, die innerhalb des Vorhabenszeitraumes überarbeitet werden konnten. Bei den neu hinzugekommenen sicherheitstechnischen generischen Fragestellungen wurde in ähnlicher Weise vorgegangen. Zusätzlich wurde im Rahmen des Screenings bei Fragestellungen aus dem Ausland in einem ersten Schritt überprüft, ob diese Fragestellung bzw. die Problemstellung überhaupt auf deutsche Anlagen übertragbar ist.

Fragestellungen, die in dem Arbeitspunkt 1 als dringend überarbeitungsbedürftig bzw. als wichtige neue Problemstellungen ausgewählt wurden, sind im Arbeitspunkt 2 vertieft bearbeitet worden.

Hierzu wurden jeweils in Bezug auf die Fragestellung die nationale Situation näher analysiert und eventuell vorhandene Schwachstellen in der deutschen Praxis herausgearbeitet sowie auf der Basis der entsprechenden Untersuchungen, Studien, Gutachten und Forschungsergebnisse der Stand von W&T dargestellt. Auf der Basis dieser Erkenntnisse sind, soweit vorhanden, die Kenntnislücken und zu deren Lösung notwendiger Lösungs- und Forschungsbedarf ausgewiesen worden. Das Ergebnis dieser Analysen spiegelt sich letztendlich in der jeweiligen sicherheitstechnischen Einschätzung der Fragestellung (Arbeitspunkt 5) wieder.

Weiterhin sollte für einzelne Fragestellungen eine vertiefte Untersuchung vorgenommen werden (A.P. 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 (A.P. 3).

Unter Arbeitspunkt 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 heraus-

gearbeiteten sicherheitstechnischen Fragestellungen sollten hinsichtlich ihrer Bedeutung für deutsche Anlagen bewertet werden (A.P. 5).

Die Dokumentation (A.P. 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 Screening

Das unter dem AP 1 durchzuführende Screening erfolgte einmal für die in der Datenbank **GeSi** bereits vorhandenen Fragestellungen sowie für neu aufkommende generische Fragestellungen mit nationalem oder internationalem Hintergrund. Neu aufkommende Fragestellungen, die sich aus dem Fukushima-Ereignis ergeben könnten, sind aufgrund des Auslaufens des Vorhabens nicht mit aufgenommen worden. Diese Fragestellungen werden dafür ausführlicher im Nachfolgevorhaben behandelt.

Beim Screening der Datenbank wurden die 290 (siehe Anhang 1 und 2) Fragestellungen in der Hinsicht überprüft, ob sie den Stand von Wissenschaft und Technik (W&T) korrekt widerspiegeln. Hierzu ist anzumerken, dass sich bei einigen Fragestellungen innerhalb der Vorhabenslaufzeit der Stand von W&T mehrfach änderte und angepasst werden musste.

Aufgrund der im Vorhaben nur begrenzt zur Verfügung stehenden Mittel musste ein **Ranking** bezüglich der Überarbeitungsnotwendigkeit der Fragestellungen eingeführt werden. Hierzu wurde eine dreistufige Dringlichkeitsskala eingeführt.

Die **Kategorie 1** enthält alle Fragestellungen die als dringend überarbeitungsbedürftig gelten. Es sind dies Fragestellungen, die mit einer Sicherheitssignifikanz Hoch oder Mittel eingestuft wurden und/oder deren Inhalt aufgrund der nicht mehr adäquaten Abbildung des Standes von W&T zu falschen Schlüssen führen könnte.

Kategorie 2: Es handelt sich hierbei um mittelfristig überarbeitungsbedürftige Fragestellungen, die entweder von der Sicherheitssignifikanz als Gering eingestuft wurden bzw. bei denen der Überarbeitungsbedarf nur gering ist.

In **Kategorie 3** wurden alle Fragestellungen eingruppiert, deren Überarbeitungsbedarf nur geringfügig ist bzw. nur vollständigheitshalber erfolgen soll.

Datenbank-Screening:

Bei dem im Vorhaben jährlich durchzuführenden Datenbank-Screening wurden insgesamt 94 Fragestellungen herausgefiltert, bei denen Anpassungsbedarf in Punkto Abbildung des laufenden Standes von W&T bestand. Hiervon waren allein 19 Fragestellungen, bei denen ein dringender Überarbeitungsbedarf bestand (Kategorie 1). Bei 46 Fragestellungen wurde ein mittelfristiger Überarbeitungsbedarf (Kategorie 2) festgestellt. Die restlichen Fragestellungen wurden der Kategorie 3 (langfristiger Überarbeitungsbedarf) zugeordnet.

Screening von neu aufkommenden generischen Fragestellungen:

Für **neu aufkommende** generische Fragestellungen mit nationalem oder internationalem Hintergrund wurden 7 Fragestellungen selektiert, die einer vertieften Untersuchung bedürfen (**Kategorie 1**).

4.2 Vertiefte Untersuchung einzelner Sicherheitsfragen

Dieses Arbeitspaket beinhaltet eine vertiefte Untersuchung bzw. die Anpassung an den Stand von W&T in Bezug auf die Auswirkungen auf die deutsche Sicherheitspraxis von den Fragen, die im Arbeitspunkt 1 als dringend überarbeitungsbedürftig ausgewiesen wurden.

Anpassung an den Stand von W&T von Datenbank-Fragestellungen:

Von den 19 Fragestellungen in der Datenbank **GeSi**, die im Arbeitspunkt 1 in Kategorie 1 (dringend überarbeitungsbedürftig) eingruppiert wurden, war bei 13 Fragestellungen ein größerer Überarbeitungsaufwand notwendig. Als zeitlich aufwendig erwiesen sich z. B. die Fragestellungen zur Sumpfansaugungsproblematik, da sich der Stand von W&T im Vorhabenszeitraum kontinuierlich veränderte und angepasst werden musste. Bei 5 Fragestellungen waren nur geringe Anpassungen notwendig.

Folgende Fragestellungen aus dem Datenbestand der Datenbank wurden im Vorhaben vertieft bearbeitet:

- PC 1 Überdruckabsicherung für den Primärkreis und daran angeschlossene Systeme

- PC 7 Wasserschlag in der Speisewasserleitung
- SS 1 Verstopfung der Sumpfsiebe bei einem Kühlmittelverluststörfall (siehe auch G 4, U 56)
- ES 1 Zuverlässigkeit der Netzversorgung
- ES 6 Zuverlässigkeit der Gleichstromversorgung
- MA 3 Vorhaltung von ausreichendem Personal
- MA 9 Effektive Qualitätssicherungsprogramme
- U 56 Verstopfung der Sumpfsiebe GSI-191(NUREG -0933) siehe auch G 4, SS 1
- F 16 Zuverlässigkeit der KKW-Elektrizitätsversorgung
- F 35 Alterung von Primärkreislauf-Bauteilen aus Inconel
- F 75 Brandschutzklappen
- G 3 Einwirkungen von außen infolge Flugzeugabsturz
- G 4 Notkühlwirksamkeit bei KMW bei Ablagerung von Isoliermaterial und anderen Stoffen auf den Sumpfsieben (siehe auch SS 1, U 56)
- G 8 Thermische Leistungserhöhung
- G 12 Alterungsmanagement
- G 13 Quantifizierung der Unsicherheiten von best estimate Analysen
- G 24 Kühlmittelrückhaltung bei Kühlmittelverluststörfällen in Totraumvolumina
- G 32 Brand PSA
- G 33 Hochenergetisches elektrisches Versagen

Die Fragestellungen aus den Kategorien „Allgemein“ und „Elektrische Systeme“ G 32 und G 33 wurden bereits im Vorgängervorhaben begonnen, jedoch erst im laufenden Vorhaben abgeschlossen.

Vertiefte Auswertung von neu aufkommenden generischen Fragestellungen:

Von den 7 neuen Fragestellungen, die beim Screening aus den nationalen und internationalen Erkenntnissen zu generischen Fragestellungen als vertieft zu bearbeitend her-

ausgefiltert wurden, sind für 5 Fragestellungen zu dem Themenfeld „Einwirkungen von Außen“ die Arbeiten vorläufig unterbrochen und zurückgestellt worden, da sie einen direkten Bezug zu dem Erdbeben/Tsunami-Ereignis in Japan aufwiesen.

Diese Fragestellungen sollen in dem Nachfolgevorhaben vertieft bearbeitet werden, nachdem detailliertere Informationen zu dem Erdbeben- bzw. Tsunami-Ereignis aus Japan vorliegen. Es handelte sich hierbei um die Fragestellungen:

- PSA für Erdbebenereignisse
- Naturbedingte EVA
- Gefährliche gasförmige Stoffe
- Fluteinwirkungen
- Brand außerhalb der Anlage

Als neue generische Fragestellungen aus den Kategorien „Allgemein“ und „Komponentenintegrität“ wurden die Fragestellungen:

- G 37 Methoden zur Durchführung einer dynamischen PSA
- G 38 Schäden infolge chloridinduzierter transkristalliner Spannungsrisskorrosion an druckführenden Komponenten

vertieft bearbeitet.

4.2.1 PC 1 Überdruckabsicherung für den Primärkreis und daran angeschlossene Systeme (IAEO-TECDOC-1044 – Fragestellung)

4.2.1.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

In amerikanischen Anlagen ist eine nennenswerte Anzahl von Drucktransienten aufgetreten, bei denen die maximal zulässigen Temperatur- und Betriebsdrücke im Primärkreis überschritten wurden. Die Mehrheit dieser Transienten ereignete sich während An- oder Abfahrvorgängen und bei niedrigen Temperaturen im RDB. Als Ursache für diese Drucktransienten wurden Mängel an der Zuverlässigkeit des "Überdruckabsicherungssystems bei niedrigen Temperaturen" (low temperature overpressure protection system) und hier insbesondere Mängel an der Zuverlässigkeit der S/E-Ventile des

Druckhalters oder der Sicherheitsventile des Nachkühlsystems identifiziert. Der Einsatz von S/E-Ventilen bei Dampferzeuger-Heizrohrleckagen oder zur Überdruckabsicherung bei niedrigen RDB-Temperaturen erfolgt während sich das Primärkühlmittel in der flüssigen Phase befindet. Dennoch wurde die Funktion einiger dieser Ventile nicht für diesen Einsatzbereich (flüssige Phase) ausgelegt.

4.2.1.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

In deutschen DWR-Anlagen erfolgt die Druckabsicherung des RDB gegen Sprödbruch durch Begrenzungen. Bei einer Überschreitung eines Grenzwertdruckes werden, in Abhängigkeit von der Temperatur im kalten Strang des Primärkreises, die Abblaseventile des Druckhalters automatisch geöffnet. Die Abblaseventile können hierbei sowohl Dampf als auch Wasser abblasen.

4.2.1.3 Sicherheitssignifikanz

Der Nachweis, dass die Abblaseventile in deutschen Anlagen sowohl Dampf als auch Wasser abblasen können, wurde geführt. Die Sicherheitssignifikanz wurde deshalb von Gering auf Keine/Gelöst reduziert.

4.2.1.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Es wird kein Bedarf an weiteren vertieften Untersuchungen gesehen.

4.2.2 PC 7 Wasserschlag in der Speisewasserleitung (IAEO-TECDOC-1044 – Fragestellung)

4.2.2.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Wasserschläge (engl. Water Hammer) treten dann auf, wenn die Strömungsgeschwindigkeit von Wassermassen schnell geändert wird. Dies kann zu massiven Schäden an den betroffenen Komponenten führen. Eine Spezialform des Wasserschlags ist der Kondensationsschlag.

Gemäß IAEA TECDOC-1044 ("Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants with Light Water Reactors and Measures Taken for their Resolution") wird das Problem wie folgt beschrieben:

Verschiedene Ereignisse mit Wasserschlag wurden international in Verteilerringen und in Leitungen des Speisewassersystems beobachtet. Als Ursachen wurden sehr schnelle Kondensationsvorgänge von Dampf und vom Dampf getriebene Wasserpfropfen festgestellt. Schäden traten dabei meistens an den Aufhängungen der Rohre und an den Ausschlagsicherungen auf, in einigen Fällen an Rohrleitungen und Ventilen.

Da derartige Ereignisse, wegen der Vielfalt der involvierten Phänomene und wegen der sicherheitstechnischen Bedeutung der Systeme, auch weiterhin auftreten können, empfiehlt TECDOC-1044 die Entwicklung von systematischen Prozeduren zur angemessenen Berücksichtigung des Wasserschlags bei der Auslegung und bei der Inspektion von betriebenen Reaktoranlagen.

4.2.2.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

In deutschen Anlagen sind in der Vergangenheit ebenfalls Schäden durch Wasserschläge im Wasser-Dampf-Kreislauf und anderen Systemen von Siede- und Druckwasserreaktoren aufgetreten.

Die Ursachen sind vergleichbar mit denen in ausländischen Anlagen und waren im Wesentlichen:

- Eine ungewollte Entleerung von isolierten Rohrleitungsabschnitten durch offen gebliebene oder undichte Armaturen. Dadurch entstehen leere Rohrleitungsabschnitte, in denen sich Wassermassen stark beschleunigen können.
- Dampfbildung im aufgeheizten Rohrleitungsabschnitt mit niedrigem Druck. Anschließend tritt eine schlagartige Kondensation durch Zutritt einer relativ kalten Wassersäule auf.
- Kondensation von in kaltem Wasser eingeschlossenem Dampf,
- Beschleunigung von in Tiefpunkten verblieben Wassermassen beim Öffnen von Armaturen,

- Beschleunigung von Wassermassen durch Druckaufbau infolge einer Radiolyse-gasreaktion,
- Druckstoß durch Zuschalten von Pumpen ohne ausreichenden Gegendruck,
- Zwei Sonderfälle betrafen mittlerweile stillgelegte Anlagen: In einer Anlage kam es zu lokalen Kondensationsschlägen innerhalb der Kondensationskammer infolge verzögerter bzw. unvollständiger Kondensation. In einer anderen Anlage traten massive Schäden an Sicherheitsventilen auf infolge Überspeisung des Reaktor-druckgefäßes und Beaufschlagung der Sicherheitsventile mit Wasser bzw. einem Wasser-Dampf-Gemisch.

Die unterschiedlichen Mechanismen zur Bildung eines Wasserschlags sind in /EPR 92/ erläutert.

Die Schäden reichten von leichten Deformationen bis hin zu Rissen und Brüchen beispielsweise an Armaturen und Rohrleitungshalterungen. In Einzelfällen kam es zu leicht erhöhten Aktivitätsabgaben.

Die Abhilfemaßnahmen variieren je nach Schadensmechanismus:

- Ergänzungen in Bedienungs-, Prüf- und Wartungsanweisungen, insbesondere hinsichtlich einer ausreichenden Befüllung und Entlüftung von Leitungen,
- Technische Verbesserungen zur Entlüftung und Befüllung von Systembereichen,
- Druck- und Temperaturüberwachung von gefährdeten Rohrleitungsabschnitten zur Erkennung einer Dampfbildung,
- Änderungen der Systemfahrweisen zur Vermeidung von Wasserschlägen,
- Technische Maßnahmen, z. B. zusätzliche Auffüllmöglichkeiten, Veränderung der Leitungsführung, Änderungen des Halterungskonzeptes, zusätzliche Anzeigen auf der Warte.

Alle Ertüchtigungsmaßnahmen wurden entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung durch den Technischen Überwachungsverein (TÜV) bewertet und von den Genehmigungsbehörden akzeptiert.

Im Fraunhofer-Institut für Umwelt-, Sicherheits- und Energietechnik (UMSICHT) in Oberhausen wurden experimentelle Untersuchungen zu Kondensationsvorgängen bei

Niederdruck-Einspeisungen durchgeführt. Weitere Experimente mit höheren Drücken und Temperaturen sind geplant, die vertiefte Einsichten in die Phänomene und die Auswirkungen von Wasserschlägen vermitteln sollen, die typisch für die Bedingungen im Speisewasserleitungssystem sind.

Die im TECDOC-1044 aufgeführten Beispiele für Auslegungsmerkmale und die Nachrüstung der J-Düsen sind in deutschen Anlagen Standard. Darüber hinaus weisen die Auslegungsmerkmale neuerer Reaktoranlagen mit DWR gegenüber den älteren Anlagen günstige Merkmale hinsichtlich der Vermeidung von Wasserschlägen im Speisewassersystem auf. Dazu gehört die vom Hauptspeisewassersystem getrennte Zuführung von kaltem Notspeisewasser bis zum Dampferzeuger mit separatem Notspeisewasserstutzen.

4.2.2.3 Sicherheitssignifikanz

Bei den festgestellten Ereignissen gab es Schäden an Rohrleitungen, Aufhängungen und Armaturen, zum Teil mit Leckagen. Komponenten, die mit nicht spezifizierten Belastungen als Folge eines Wasserschlages beaufschlagt wurden, sind vor einem Weiterbetrieb zu untersuchen bzw. auszutauschen. Die Sicherheitssignifikanz wurde mit **Keine/Gelöst** eingeschätzt.

4.2.2.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Zum Thema gibt es umfangreiche Betriebserfahrung und Untersuchungen (siehe z.B. die EPRI-Dokumentation, USNRC und IAEO). Spezielle Untersuchungen zum Mechanismus sind unseres Erachtens nicht mehr erforderlich. Wesentlich ist, die vorhandenen Erkenntnisse und Betriebserfahrung bei der Systemauslegung, den Fahrweisen, der Bedienung und Personalschulung umzusetzen. Insgesamt ist sowohl national als auch international ein Rückgang der „Wasserschlag induzierten“ Ereignisse zu beobachten. Entsprechende Statistiken finden sich in /EPR 92, EPR96a, EPR96b, GIO 00, ALB08/.

4.2.3 SS 1 Verstopfung der Sumpfsiebe bei einem Kühlmittelverluststörfall (IAEO-TECDOC-1044 – Fragestellung), siehe auch G 4, U 56

4.2.3.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

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 Sedimentati-

on 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 aufgrund 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 G 4).

4.2.3.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Siehe Issue G 4

4.2.3.3 Sicherheitssignifikanz

Hoch, Siehe Issue G 4

4.2.3.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Siehe Issue G 4

4.2.4 ES 1 Zuverlässigkeit der Netzversorgung (IAEO-TECDOC-1044 – Fragestellung)

4.2.4.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Gemeinsame Anfahrtransformatoren sind bei Mehrblockanlagen in Deutschland unüblich. Soweit Netzanschlüsse gemeinsam genutzt werden würden, sind sie so auszulegen, dass die Anforderung der Notstromdieselaggregate vermieden wird und dass die für die Verbraucher zulässigen Toleranzen von Strom, Spannung und Frequenz eingehalten werden.

Zurzeit wird die Widerstandsfähigkeit sicherheitsrelevanter Komponenten gegen hochfrequente Spannungstransienten untersucht. In Deutschland beschäftigt sich der VGB mit diesem Thema. International hat dieses Thema die Arbeitsgruppe DIDEISYS untersucht.

4.2.4.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

In allen deutschen Kernkraftwerken gibt es mindestens zwei unabhängige Netzanschlüsse. Darüber hinaus verfügen die meisten Kernkraftwerke über einen weiteren Netzanschluss für die langfristige Notstromversorgung.

Das elektrische Verbundnetz wird weitestgehend ferngesteuert und automatisch überwacht. Fehlbedienungen und fehlerhafte Netzsegmente können isoliert und für die Energieübertragung umgangen werden. Für den Fall eines bevorstehenden Netzzusammenbruchs wird die Last in einem Fünfstufenplan vom Netz abgeworfen, um den Netzbetrieb als Inselbetrieb im Bereich um die Anlage herum aufrecht zu erhalten. Zur Netzwiederherstellung sind eine ausreichende Anzahl an schwarzstartfähigen Kraftwerken verfügbar (Wasserkraftwerke, Gasturbinenkraftwerke). Diese Kraftwerke sind geographisch verteilt, so dass eine Energieübertragung zum Kernkraftwerk hin mindestens auf einem Weg verfügbar bleibt.

Im Falle von Störungen wird dem Schutz der Notstromversorgung der Anlagen die höchste Priorität zuteil. Die hierzu notwendigen Maßnahmen sind festgelegt. Darüber hinaus gibt es Spezifikationen für die Kontrolle und Ausbreitungsverhinderung von Störungen und die Wiederherstellung des Netzes nach einem Netzzusammenbruch sowohl für die Energieversorger in Deutschland als auch in Europa.

Die Betreiber haben gezeigt, dass ihre Kernkraftwerke über den Notstrom-Netzanschluss innerhalb von ein bis zwei Stunden nach einem durch eine elektrische Störung verursachten großflächigen Netzzusammenbruch mit Notstrom versorgt werden können. Für den mechanischen Schaden der Überlandleitungen gibt es die Anforderung, dass im Falle des Zusammenbruchs des Netzes, z.B. infolge des Versagens eines Hochspannungsmastes und dem daraus resultierenden Schaden, mindestens ein weiterer Netzanschluss verfügbar bleiben muss, um die notwendige Notstromversorgung des Kernkraftwerkes gewährleisten zu können.

Bewandtnis für Deutschland:

Anforderungen aus KTA 3701 und KTA 3705:

In allen Anlagen gibt es drei unabhängige Netzanschlüsse, den Hauptnetzanschluss, den Reserve-Netzanschluss und den Notstrom-Netzanschluss. Mindestens eine Verbindung zum Netz, z. B. der Notstrom-Netzanschluss, muss im Nahbereich des Kernkraftwerkes als Kabelverbindung ausgeführt sein. Notstrom-Netzanschlüsse dürfen für mehrere Kernkraftwerksblöcke gemeinsam genutzt werden.

Die Schaltung und die räumliche Anordnung der Netzanschlüsse und der Eigenbedarfsanlage sind so auszuführen, dass durch ein einzelnes versagenauslösendes Ereignis innerhalb des Kernkraftwerkes oder durch ein einzelnes versagenauslösendes Ereignis innerhalb der elektrischen Energieversorgung im Kernkraftwerk oder im Bereich der Netzanschlüsse nicht alle netzseitigen Versorgungsmöglichkeiten längerfristig ausfallen können. Ein solches versagenauslösendes Ereignis und seine mechanischen Folgeschäden, zum Beispiel Mastbruch, Seilbruch, dürfen nicht zum mechanischen Ausfall aller Netzanschlüsse führen.

Es müssen Einrichtungen vorhanden sein, die bei einer Abtrennung des Blockes vom Netz den Block automatisch auf Eigenbedarfsleistung abfahren (Lastabwurf auf Eigenbedarf).

Kann bei Einwirkungen von außen ein gleichzeitiger Ausfall aller Netzanschlüsse nicht ausgeschlossen werden, muss innerhalb von drei Tagen entweder ein Netzanschluss instandgesetzt oder eine anderweitige Versorgungsmöglichkeit erstellt werden können. Über diese Versorgungsmöglichkeit muss mindestens die dann erforderliche elektrische Leistung für die Nachwärmeabfuhr des Kernkraftwerksblockes einschließlich der erforderlichen Informations-, Steuer- und Hilfseinrichtungen bezogen werden können. Bei Mehrblockanlagen muss die entsprechende elektrische Energie für jeden Kernkraftwerksblock bezogen werden können.

4.2.4.3 Sicherheitssignifikanz

Die Sicherheitssignifikanz wurde im Rahmen der Bearbeitung von der ursprünglichen Signifikanz-Einstufung **Keine/Gelöst** aufgrund neuerer Erkenntnisse und Einschätzungen und der möglichen Auswirkungen dieser Fragestellung auf die Anlagen auf **Hoch** heraufgestuft.

4.2.4.4 Weitere notwendige Untersuchungen

OECD/NEA Task Group DIDELSYS:

Aufgrund des Ereignisses im Kernkraftwerk Forsmark 1 vom 25.07.2006 „Nichtzuschalten von zwei Notstromdieseln nach Ausfall der 400-kV-Netzanbindung“ wurde durch die OECD/NEA die Task Group „DIDELSYS“ (Defence in Depth of Electrical Systems and Grid Interaction) mit einer internationalen Besetzung einberufen. Die Ergebnisse dieser internationalen Zusammenarbeit wurden in einem Abschlussbericht zusammengefasst und im November 2009 als „Final DIDELSYS Task Group Report“ veröffentlicht. Dieser Bericht enthält u. a. Empfehlungen zur Stärkung der Robustheit und des Leistungsvermögens des gestaffelten Schutzkonzeptes der kernkraftwerksinternen elektrischen Systeme. Ebenfalls wird in dem Bericht auf die Wichtigkeit der Schnittstelle zwischen dem Netzbetreiber und der Anlage hingewiesen.

In der Folgegruppe „DIDELSYS-2“ sollen die Reaktionen auf den DIDELSYS-Report ausgewertet werden, wodurch zum einen mögliche, anzuwendende Analysemethoden (Simulationswerkzeuge) zusammengetragen werden sollen. Zum anderen sollen aus der Betriebserfahrung der einzelnen Länder abdeckende Spannungs-

/Frequenztransienten (externe/interne) extrahiert und die kraftwerksspezifischen Einrichtungen zum Schutz gegen solche Transienten zusammengetragen werden.

4.2.5 ES 6 Zuverlässigkeit der Gleichstromversorgung (IAEO-TECDOC-1044 – Fragestellung)

4.2.5.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Die kraftwerksinterne Stromversorgung eines KKW besteht, um die zahlreichen Verbraucher mit sehr unterschiedlichen Anschlussleistungen und Funktionen versorgen zu können, aus mehreren Eigenbedarfsschienen auf unterschiedlichen Spannungsniveaus.

So versorgt die Gleichstromversorgung in den Kernkraftwerken die Regelung bzw. Steuerung und die Antriebe vieler Komponenten und Systeme (darunter auch die Informationssysteme) in allen Phasen des Anlagenbetriebs einschließlich ungeplanter Stillstände und Störfallsituationen mit elektrischer Energie.

In einem Kraftwerk sind Batterien die letzte Energiequelle, weshalb eine hohe Zuverlässigkeit und die Gewährleistung einer angemessenen Kapazität wesentliche Ziele sind, die für diese Einrichtungen zu erfüllen sind.

In einigen Kernkraftwerken beträgt die auslegungsgemäße Entladungszeit etwa 30 Minuten. Dies entspricht nicht mehr den modernen Anforderungen. International geht der Trend in Richtung einer Erweiterung der Batterie-Entladungszeit, um Situationen des anlageninternen Notfallschutzes (Accident Management) und einen **Totalausfall der batterieunabhängigen Stromversorgung** besser beherrschen zu können.

Im Fall eines Totalausfalls der **batterieunabhängigen** Stromversorgung stellen die *Batterien die einzig verbleibende Stromversorgung* des Kernkraftwerk-Blocks dar. Mit einer höheren Batteriekapazität könnten wesentliche Leittechniksysteme in Betrieb gehalten und die Beleuchtung der Warte sichergestellt werden. So wäre es weiterhin möglich, wesentliche Anlagenparameter zu überwachen und sicherheitsrelevante motorgetriebene Ventile stünden weiterhin zur Verfügung. Durch eine solche erhöhte Batteriekapazität könnte der Reaktor weiterhin geregelt und durch Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (z.B. Druckentlastung) in einem sicheren Zustand gehalten

werden. Eine verlängerte Batterie-Entladezeit führte außerdem zu einem größeren Zeitfenster, das der Wartemannschaft ermöglicht, weitere Notfallmaßnahmen einzuleiten. Bei einer fehlenden Batteriestromkreisüberwachung werden mögliche galvanische Unterbrechungen im Batteriestromkreis nicht automatisch erkannt, solange die Ladegeräte in Betrieb sind. Hinzu kommt, dass die Batterien teilweise unzureichend vom Betonboden isoliert sind und seismischen Belastungen nicht standhalten. Ein Erdbeben könnte zu einem Ausfall der Batterien und demzufolge zu einem Ausfall der unterbrechungslosen Stromversorgung führen.

Batterien sind zur unterstützenden Stromversorgung ausgelegt und erhöhen die Zuverlässigkeit der Gleichstromversorgung. Werden sie überbeansprucht, kann die Gleichstromspannung sehr stark absinken, was zu Störungen der Regelung und zu Fehlanzeigen oder falschen Befehlen führen kann.

4.2.5.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Als Ergebnis der umfangreichen Sicherheitsüberprüfungen, die zwischen 1986 und 1988 für alle deutschen Anlagen durchgeführt wurden, sind die Anforderungen an die Kapazität der Gleichstromversorgung erhöht worden. Um im Fall eines Totalausfalls der batterieunabhängigen Stromversorgung Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes gewährleisten zu können, muss die Kapazität des Batteriesystems dazu ausreichen, die Gleichstromversorgung für mindestens **2 Stunden** aufrecht zu erhalten anstatt der ursprünglich geforderten 0,5 Stunden. Aus diesem Grund sind in den letzten Jahren die vorhandenen Batteriesysteme in Deutschland erweitert worden.

4.2.5.3 Sicherheitssignifikanz

Eine unzureichende Energieversorgung durch die Batterien kann zum Verlust der Sicherheitsfunktionen bzw. Sicherheitssysteme unter Stör- oder Unfallbedingungen führen. Die Sicherheitssignifikanz wurde mit **Mittel** eingeschätzt. Es ist jedoch zukünftig zu prüfen, ob vor dem Hintergrund des Fukushima-Ereignisses weitergehende Anforderungen bezüglich der Standzeit der Batterien zu fordern sind.

4.2.5.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Aufgrund verschiedener Aspekte ist zukünftig für Deutschland eine Reduzierung der Netzstabilität zu erwarten. Gründe hierfür sind, dass die Kernkraftwerksbetreiber und die Netzbetreiber zu unterschiedlichen Unternehmen gehören bzw. gehören werden. Weiterhin ist durch den hohen Anteil der Windenergie bereits heute zu erkennen, dass das Netz starken Schwankungen ausgesetzt ist. Aus diesen Gründen sollte untersucht werden, ob eine Erhöhung der Sicherheit von Kernkraftwerken durch eine Erhöhung der Batteriekapazität erreicht werden kann. Hierzu würde sich insbesondere anbieten, im Rahmen einer PSA Langzeitnotstromfälle mit anschließendem Ausfall der Notstromdiesel zu untersuchen.

Weiterhin sollte der Stand von W&T hinsichtlich des Monitorings des Zustands der Batterien verfolgt werden. Die zurzeit in den Kernkraftwerken üblichen Methoden zur Feststellung des Batteriezustands decken nicht alle Alterungsmechanismen von Batterien ab.

4.2.6 MA 3 Vorhaltung von ausreichendem Personal (IAEO-TECDOC-1044 – Fragestellung)

4.2.6.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Der Betreiber einer kerntechnischen Anlage ist dafür verantwortlich sicherzustellen, dass der Schichtmannschaft ausreichende personelle und administrative Ressourcen zur Verfügung stehen, um im Normalbetrieb und der Anfangsphase beim Auftreten von unerwarteten Ereignissen alle notwendigen Handlungen durchführen zu können. Zusätzliches Personal steht zwar auf Abruf bereit, aber bis zum Eintreffen dieser Bereitschaft kann eine nicht ausreichende Besetzung der Schichtmannschaft zu unzureichenden Reaktionen und zu einer Notstandssituation der Anlage führen.

Die internationale Betriebserfahrung und Prüfungen der IAEA im Rahmen der OSART haben gezeigt, dass in einigen Fällen die Schichtbelegschaft nicht ausreichte, um im Falle unerwarteter Ereignisse alle notwendigen Handlungen durchzuführen, bevor zusätzliches Personal verfügbar gemacht werden kann.

Die Personalanforderungen nach unerwarteten Ereignissen, bevor externes Personal auf der Anlage anwesend ist, sind nicht unerheblich. Das Schichtpersonal muss unter anderem folgende Maßnahmen durchführen:

- Benachrichtigung der Bereitschaft des Kraftwerks bzw. des Betreibers
- Benachrichtigung der regionalen und nationalen Behörden
- Brandbekämpfung (insbesondere, wenn die Anlage keine Betriebsfeuerwehr in Bereitschaft unterhält)
- Durchführung der Notfallmaßnahmen
- Rettung und Erste Hilfe für verletztes Personal

Des Weiteren stellen Transienten, die mehrere Blöcke einer Anlage beeinflussen, sowohl für die Systeme als auch für die Betriebsmannschaft eine ungewohnte Herausforderung dar. Insbesondere wenn beide Blöcke auf Grund von elektrischen Störungen vom Netz gehen, sind viele betriebliche und sicherheitsrelevante Systeme nachteilig beeinflusst worden, wodurch besonders herausfordernde Szenarien entstehen, die nicht immer in Auslegung und Prüfprogrammen berücksichtigt wurden.

4.2.6.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

KTA 1402 definiert in Absatz 5.1.10, dass die Mindestbesetzung der Warte in Personalbestand und –qualifikation ausreichen muss, um die notwendigen Tätigkeiten in allen Betriebszuständen, insbesondere auch bei der Bewältigung von Notfällen, durchführen zu können. KTA 1201 legt in Abschnitt 6.3 fest, dass die Zusammensetzung der Mindestbesetzung in der Warten- und Schichtordnung des Betriebshandbuchs hinterlegt sein muss. Die durchzuführenden Handlungen im Falle von unerwarteten Ereignissen sind in deutschen Kernkraftwerken im Notfallhandbuch hinterlegt. Teil 1 des Notfallhandbuchs hat gemäß KTA 1203 Kapitel 6 die Aufgabenverteilung, Zuständigkeiten und Verantwortlichkeiten der Schichtmannschaft im Notfall ebenso darzustellen wie die Verfahren und die Zuständigkeiten bei der Kommunikation mit externen Stellen. Externe Stellen umfassen hier Personal von Betreiber und Hersteller, Behörden, den kern-technischen Hilfsdienst, sowie Medien und die Öffentlichkeit. Die durchzuführenden Notfallmaßnahmen selbst sind nach KTA 1203 Kapitel 7 im Teil 2 des Notfallhandbuchs darzustellen, wobei auch der Personalbedarf spezifiziert sein muss.

In Doppelblockanlagen hat jeder Block genug Personal vorzuhalten, um im Falle eines Notstandes seine Notfallmaßnahmen alleine abzuwickeln.

4.2.6.3 Sicherheitssignifikanz

Die genannten Probleme spielen für deutsche Anlagen keine Rolle, da die Anforderungen des deutschen Regelwerks sicherstellen, dass im Betrieb eine für alle Ereignisse ausreichende Besetzung der Schichtmannschaft vorhanden ist. Es besteht weder Untersuchungsbedarf noch eine besondere sicherheitstechnische Signifikanz (Sicherheitssignifikanz: **Keine/Gelöst**).

4.2.6.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Es besteht kein weiterer Untersuchungsbedarf.

4.2.7 MA 9 Effektive Qualitätssicherungsprogramme (IAEO-TECDOC-1044 – Fragestellung)

4.2.7.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Effektive Qualitätssicherungsprogramme sind für alle Aktivitäten notwendig, die die Sicherheit eines Kernkraftwerks beeinflussen, um zu garantieren, dass alle zu verrichtenden Arbeiten und Instandsetzungen entsprechend den spezifizierten Anforderungen durchgeführt werden.

In einigen aufgetretenen Fällen war das Qualitätssicherungsprogramm, welches die formalen Genehmigungsverfahren für ingenieurstechnische und betriebliche Aktivitäten überwacht, nicht wirkungsvoll genug, um Ereignisse zu verhindern beziehungsweise um sicherzustellen, dass Sicherheitssysteme ihre Sicherheitsfunktionen im Anforderungsfall erreichen oder behalten. Zudem wurden die formalen Abläufe des Qualitätssicherungsprogramms im Laufe der Zeit in einem Maße ineffizient und umständlich, dass sie vom Anlagenpersonal nicht uneingeschränkt umgesetzt wurden.

Viele Anlagenbetreiber überarbeiten ihre administrativen, betrieblichen und ingenieurtechnischen Abläufe, um einen effizienteren Produktionsablauf zu erreichen. Dies ist manchmal durch ökonomischen Druck motiviert.

Um sicherzustellen, dass alle sicherheitsrelevanten Arbeiten mit hoher Zuverlässigkeit gemäß den Vorgaben ausgeführt werden, müssen entsprechende Qualitätssicherungsprogramme für alle Arbeiten implementiert werden. Diese QS-Programme sind mehr und mehr darauf ausgerichtet, eine Selbstbeurteilung der Effektivität der Sicherheitsprozeduren durch Prüfungen der Qualität der Arbeitsprodukte durch die Linienorganisation zu betonen. Materiell-rechtlichen Beurteilungen kommt dabei, im Gegensatz zu Prozessbeurteilungen durch eine Qualitätssicherungsorganisation oder die Aufsichtsbehörde, eine besondere Bedeutung zu.

4.2.7.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Deutsche Anlagen sind gemäß KTA 1401 Kapitel 13 verpflichtet, ihre Qualitätssicherungssysteme regelmäßig auf Wirksamkeit und Anwendung in der Praxis zu überprüfen. Erkannte Schwachstellen sind unverzüglich zu beseitigen, die Prüfung selbst ist dann zu wiederholen. Von dieser Maßnahme ausgenommen sind Unternehmen, bei denen die Wirksamkeit der Qualitätssicherung durch produktbezogene Maßnahmen nachgewiesen ist. Besondere Anforderungen an die Dokumentationssysteme in Kernkraftwerken in Bezug auf die Qualitätssicherung sind in KTA 1404 Kapitel 3 und 9 dargestellt.

Die momentan in Bearbeitung befindliche KTA 1402-Regel wird weitergehende Anforderungen an Managementsysteme und die Qualitätssicherung enthalten. KTA 1402 Kapitel 3 fordert, dass alle betriebsrelevanten Tätigkeiten systematisch in Prozessen zu organisieren sind und einem PDCA (Plan-Do-Check-Act)-Zyklus zu unterwerfen sind. Für jeden Prozess sind gemäß Kapitel 6 Indikatoren zur Prozessbewertung zu definieren, an Hand derer die Einhaltung der Vorgaben und die Zielerfüllung durch den Prozess selbst beurteilt werden kann und unerwünschte Abweichungen durch Trendanalysen frühzeitig erkannt werden können. Eventuell daraus abzuleitende Verbesserungen müssen analog auf Wirksamkeit überprüft werden. Regelmäßige Audits und Reviews sind durchzuführen. Einmal pro Jahr muss laut Abschnitt 4.5 ein Managementreview unter Verwendung der Audits und Reviews der einzelnen Prozesse die An-

lagenziele/Politik bewerten und ggf. anpassen. Alle genannten Vorgänge sind zu dokumentieren.

4.2.7.3 Sicherheitssignifikanz

Diese Fragestellung wird von den bestehenden KTA-Regeln abgedeckt, daher wird keine besondere Relevanz für deutsche Anlagen gesehen (Sicherheitssignifikanz: **Keine/Gelöst**).

4.2.7.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Es besteht kein weiterer Untersuchungsbedarf.

4.2.8 Verstopfung der Sumpfsiebe GSI-191 (NUREG -0933) (amerikanische Fragestellung) siehe auch G 4, SS 1

4.2.8.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Position 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 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" 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 Hochdrucksicherheitseinspeisung nicht abgeschlossen waren. In dem NRC Bulletin 2003-01 vom 9. Juni 2003 werden die amerikanischen Betreiber von Druckwasserreaktoren aufgefordert, innerhalb von 60 Tagen zu versichern, dass sie die anwendbaren regulatorischen 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 Akzeptanzkriterien 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.

4.2.8.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Siehe Issue G 4

4.2.8.3 Sicherheitssignifikanz

Hoch, Siehe Issue G 4

4.2.8.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Siehe Issue G 4

4.2.9 F 16 Zuverlässigkeit der KKW- Elektrizitätsversorgung (französische Fragestellung)

4.2.9.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Im Nachgang zum Forsmark-Ereignis im Juli 2006, bei dem durch einen Kurzschluss, der sich außerhalb des Kraftwerks im öffentlichen Versorgungsnetz ereignete, eine Spannungstransiente im Kraftwerk auftrat, wurde auch in Deutschland über Netzeinflüsse auf Kernkraftwerke mit Folgen auf die Eigenbedarfsversorgung diskutiert.

4.2.9.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Die beiden Themengebiete "Robustheit von elektrotechnisch wichtigen Systemen innerhalb des Kraftwerks (Eigenbedarfsversorgung und Notstromversorgung)" und "Schnittstelle zum Verbundnetz" haben auch für Deutschland eine sicherheitstechnische Relevanz. Dies haben auch die jüngsten Ereignisse im Kernkraftwerk Krümmel (1. Brand eines Maschinentransformators mit nachfolgender RESA, 2. Schutzauslösung an einem Eigenbedarfstransformators, 3. Kurzschluss eines weiteren Maschinentransformators mit nachfolgender RESA) und Emsland (Ansprechen einer Schutzeinrichtung mit nachfolgender RESA) gezeigt.

4.2.9.3 Sicherheitssignifikanz

Abhängig von der Netzstörung können bei netzseitigen Einflüssen die erste Barriere (Sicherheitsebene 1: Ausfall der Versorgung des Eigenbedarfs über den Maschinentransformator aus dem Hauptnetz) und die zweite Barriere (Ausfall der Versorgung des Eigenbedarfs über den Maschinentransformator aus dem Hauptnetz [Sicherheitsebene 1] mit zusätzlichem Ausfall der Fremdnetzversorgung [Sicherheitsebene 2]) betroffen sein.

Bei Ausfällen in der Notstromversorgung können je nach Ablauf der Störung mehrere Redundanzen betroffen sein.

Bei den Ausfällen in der Notstromversorgung handelt es sich um Auslegungsstörfälle.

Nach Vorliegen des Abschlussberichts "Untersuchungsprogramm zum Einfluss von Spannungstransienten auf das Notstromsystem" des VGB ist eine Bewertung darüber durchzuführen, ob weiterer Untersuchungsbedarf besteht. Weiterhin laufen bei der GRS im Auftrag des BMWI Voruntersuchungen, inwieweit Einflüsse von netzseitigen Überspannungstransienten auf die Eigenbedarfsversorgung in der PSA berücksichtigt werden können. Derzeit ist noch keine Lösung erfolgt, da die Untersuchungen noch andauern. Die Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen wurde mit **Mittel** eingeschätzt.

4.2.9.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Im Zuge des Forsmark-Ereignisses wurden vom VGB und von der WANO Arbeitsgruppen gebildet. Die VGB-Arbeitsgruppe "Forsmark" erstellt zurzeit einen anlagenspezifischen Bericht zum "Untersuchungsprogramm zum Einfluss von Spannungstransienten auf das Notstromsystem". Die WANO hat Significant Operating Experience Reports (SOERs) zur Schnittstelle Kraftwerksbetreiber/Netzbetreiber (WANO SOER 99-1 und 2004 Addendum) erstellt. Die wesentlichen Anforderungen sind folgende Punkte:

- Bindende Vereinbarung zur Kommunikation und Koordination geplanter Aktivitäten zwischen Kraftwerksbetreiber und Netzbetreiber.
- Gemeinsame Planung und Koordination von Prüfungs- und Instandhaltungstätigkeiten.

- Frühzeitige gegenseitige Information zwischen Netz- und Kraftwerksbetreiber bei Problemen.
- Prozeduren des Netzbetreibers müssen der Netzanbindung (insbes. Reservenetz) von Kernkraftwerken Priorität einräumen.
 - Vermeidung von Netzabschaltungen
 - höchste Priorität beim Wiederaufbau des elektrischen Netzes

Es wird ein Untersuchungsprogramm vorgeschlagen, um Kriterien für die Robustheit der elektrischen Systeme in Kernkraftwerken zu ermitteln. Diese Kriterien sollten folgende Aspekte berücksichtigen:

- Identifikation möglicher Transienten zwischen Nenn- und Blitzspannung.
- Berücksichtigung ungünstiger Ausfallkombinationen (z.B. LAW-EB und gleichzeitig Fehler Generatorerregung).
- Überprüfung der eingesetzten elektrischen Betriebsmittel auf ihre Robustheit gegen elektrische Transienten.
- Besondere Beachtung von Betriebsmitteln mit Halbleitern, die im Zuge von Modernisierungen eingebaut wurden, z.B.:
 - Unterbrechungslose Stromversorgung (Wechselrichter)
 - Gleichrichter
 - sonstige Ladegeräte
 - Spannungsversorgung der Leittechnikschränke
- Besondere Beachtung von softwarebasierten Betriebsmitteln, insbesondere von Schutzeinrichtungen für Schalter, Gleichrichter, Wechselrichter.

Die GRS hat erste Voruntersuchungen im Rahmen des BMWI-Forschungsvorhabens zur Berücksichtigung von Überspannungstransienten in der PSA durchgeführt. Die Arbeiten hierzu werden in den nächsten Jahren fortgesetzt.

4.2.10 F 35 Alterung von Primärkreislauf-Bauteilen aus Inconel (französische Fragestellung)

4.2.10.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

In aus "Inconel" (Metalllegierung) hergestellten Bauteilen sind in Frankreich in den letzten Jahren verstärkt Alterungsprobleme (hauptsächlich Risse) aufgetreten. Zum Beispiel musste der französische KKW-Betreiber alle seine Dampferzeuger, deren Heizröhren aus Inconel hergestellt waren, und alle seine RDB-Deckel austauschen. Derzeit laufen Untersuchungen für andere Teile des Primärkreislaufs, die ebenfalls die Metalllegierung Inconel enthalten.

4.2.10.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Für deutsche Anlagen ist der mögliche Effekt der Alterung von Nickellegierungen aufgrund ihres geringen Einsatzes in Kernkraftwerken weitgehend auf Mischschweißnähte beschränkt. Über das vorhandene Prüfprogramm hinaus werden keine weiteren Maßnahmen durchgeführt.

4.2.10.3 Sicherheitssignifikanz

Für deutsche Anlagen wurde diese Problematik mit der Sicherheitssignifikanz **Gering** eingeschätzt.

4.2.10.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Detaillierte Untersuchungen in Deutschland werden aufgrund des geringen Einsatzes in deutschen Anlagen nicht durchgeführt, jedoch werden die Untersuchungen im Ausland verfolgt.

4.2.11 F 75 Brandschutzklappen (französische Fragestellung)

4.2.11.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

In französischen Anlagen sind in diversen Anlagen Probleme an Brandschutzklappen, z.B. Funktionsstörung in der Mechanik der Schmelzauslösung der Klappen, darunter auch solche mit Dichtigkeitsproblemen, aufgetreten. Im Brandfall kann dies durch die gegebenenfalls nicht mehr gewährleistete Abschottung der Brandabschnitte zu sicherheitstechnischen Problemen führen.

4.2.11.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Ähnlich wie in Frankreich traten in der Vergangenheit diverse Probleme mit Brandschutzklappen in deutschen Anlagen auf. Eine Funktionsstörung in der Mechanik der Schmelzauslösung einer Brandschutzklappe in einer deutschen Anlage Anfang der neunziger Jahre war Anlass einer Überprüfung der Brandschutzklappen in allen deutschen Anlagen. Die Überprüfung zeigte eine Funktionsstörung in der Schmelzlotauslösung bei einer größeren Zahl von Brandschutzklappen. Die Ursachen für die Funktionsstörungen waren unterschiedlich, so z.B. Fertigungsungenauigkeiten, Montagefehler und Korrosion. In einem späteren Ereignis waren der thermische und der elektrische Auslöseteil der Brandschutzklappen betroffen. Die Ursache war ein systematischer Bedienungsfehler bei der Rückstellung der Klappen nach einer Auslösung vor der Abnahmeprüfung. Durch den Fehler wurde eine Auslöseklinke nicht in die korrekte Stellung gebracht. Dies führte dazu, dass zwar die Klappe in der Offenstellung arretierte, die elektrische Auslösung aber nicht wirksam werden konnte. Die Auswertung der Betriebserfahrung führte zu Änderungen bei den wiederkehrenden Prüfungen und den Wartungsstrategien der Brandschutzklappen, sowie zur Ertüchtigung der Klappen durch konstruktive Änderungen, die die Zuverlässigkeit der Brandschutzklappen verbessert haben. Die Auswertung der Betriebserfahrung in den deutschen Anlagen der letzten Jahre zeigt, dass durch die getroffenen Maßnahmen den Problemen der Brandschutzklappen erfolgreich begegnet werden konnte.

4.2.11.3 Sicherheitssignifikanz

Aufgrund der Nachrüstungen und der danach durchgeführten Auswertung der Betriebserfahrungen kann diese Fragestellung für deutsche Anlagen als gelöst angesehen werden. (Sicherheitssignifikanz: Keine/Gelöst).

4.2.11.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Es besteht kein Bedarf an weiteren Untersuchungen.

4.2.12 G 3 Einwirkungen von außen infolge Flugzeugabsturz (deutsche Fragestellung)

4.2.12.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

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/Flutwellen
- 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 wurden z. B. zunächst aufgrund der geringen Eintrittswahrscheinlichkeit von unfallbedingten Abstürzen von Verkehrs- bzw. Militärflugzeugen auf ein KKW, der Absturz von Flugzeugen auf die KKW nicht zugrunde gelegt. In den letzten Jahren erfolgte die Nachweisführung, dass die älteren Anlagen Abstürzen von sehr leichten Flugzeugen in der Lande- oder Startphase (Cessna 210 bzw. Lear Jet 23 mit 1,5 t bzw. 5,7 t; Geschwindigkeit: 100m/s) widerstehen können. Die neueren Anlagen (N 4 -

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 einem sehr geringen Anteil 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 z.Z. 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 sind seit dem Oktober 2007 (Singapur Airlines) im täglichen Flugbetrieb.

Bei dem derzeit im Bau befindlichen neuen KKW von Typ EPR in Olkiluoto in Finnland (Baubeginn 2006) wurden für die Auslegung zwei unterschiedliche Lastannahmen zugrunde gelegt: 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 US-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 oder wie die Auswirkungen begrenzt werden können.

4.2.12.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

In den Anfangsjahren der Kerntechnikentwicklung in Deutschland basierte die den Konstruktionen zugrunde liegende Sicherheitsphilosophie größtenteils 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 meteorologischen, hydrologischen, geologischen, seismischen und ökologischen 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 beherr-

schen 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, KKW, GKN-1, KKI-1. Die Wandstärke der äußeren Betonhülle erhöhte sich aufgrund dieser Anforderungen bei einer DWR-Anlage auf bis zu 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 bis 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 ist 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 induzierten 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. Septembers 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 sog. STEAG-Konzept wird an den sechs norddeutschen Standorten realisiert (Brokdorf, Brunsbüttel, Grohnde, Krümmel, Lingen, Unterweser/Esenshamm).
- Das sog. 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 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.

4.2.12.3 Sicherheitssignifikanz

Für die älteren Anlagen erfolgten hinsichtlich des zufälligen unfallbedingten Flugzeugabsturzes nachträgliche Untersuchungen zur Abtragbarkeit von Belastungen in Verbindung 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. Die Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen wurde mit **Hoch** eingeschätzt.

4.2.12.4 Weitere notwendige 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.

4.2.13 G 4 Notkühlwirksamkeit bei KMV bei Ablagerung von Isoliermaterial und anderen Stoffen auf den Sumpfsieben (deutsche Fragestellung), siehe auch SS 1, U 56

4.2.13.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Beim Bruch einer Kühlmittel-Leitung strömt heißes Wasser oder Dampf mit großer Geschwindigkeit aus der Leckstelle. An der gebrochenen Leitung oder benachbarten Leitungen können dadurch Isoliermaterial und Beschichtungen (z.B. Farbanstriche) getroffen werden. Durch die Strahlkräfte wird das getroffene Isoliermaterial fragmentiert.

Dieses fragmentierte Isoliermaterial wird dann durch das aus dem Leck austretende Wasser innerhalb des Sicherheitsbehälters in Richtung Sumpf (DWR) bzw. Kondensationskammer und Sumpf (SWR) transportiert.

Auf dem Transportweg innerhalb des Sicherheitsbehälters wird ein Teil des freigesetzten Isoliermaterials zurückgehalten, z.B. an Wänden, Bodenschwellen oder Trittgittern. Andererseits können durch das Wasser Verunreinigungen (Rost, Staub, Schmutz) und abgelöste Materialien (Kabelbinder, Plastiketiketten) in Richtung Sumpf gespült werden.

Ein Teil der freigesetzten und mobilisierten Isoliermaterialien und Verunreinigungen gelangt beim DWR in den Sumpf und beim SWR in den Sumpf und die Kondensationskammer. Beim Ansaugen von Wasser aus dem Sumpf kann dieses Material an die Sumpfsiebe gespült werden.

Die Sumpfsiebe sollen nachgelagerte Komponenten, wie Pumpen, Ventile, Kühler und Brennelemente vor Verunreinigungen schützen. Dadurch soll die langfristige Kernkühlung nach einem Kühlmittelverluststörfall gesichert werden.

Ablagerungen an den Sumpfsieben können aufgrund der entstehenden hohen Druckdifferenzen aber auch zur Kavitation der Nachkühlpumpen führen. Diese Kavitation würde dann ebenfalls die Kernkühlung gefährden, da nicht genügend Wasser in den Reaktor transportiert werden könnte.

Für die einzelnen Komponenten ist nachzuweisen, dass keine Gefährdung der Funktionsfähigkeit auftritt. Die Sumpfsiebe müssen beispielsweise stabil genug sein, um

auch bei höheren Druckdifferenzen durch die Ablagerung von Isoliermaterial nicht zu versagen. Diese Siebe sollen aber auch genügend Isoliermaterial zurückhalten, um Ablagerungen an nachgelagerten Komponenten zu minimieren. Die Maschenweite der Siebe muss also klein genug sein, um genügend Material zurückzuhalten. Andererseits steigt mit zunehmenden Ablagerungen der Differenzdruck über diese Siebe und damit die mechanische Belastung. Die Auslegungsgrenze der Siebe darf durch die Ablagerungen nicht überschritten werden.

Wird viel Material an den Sieben zurückgehalten, dann ist an den nachgelagerten Komponenten eine relativ geringe Ansammlung von Isoliermaterial und anderen Verunreinigungen zu erwarten. Bildet sich aber keine geschlossene Siebbelegung aus, so wird mehr Material zu den nachgelagerten Komponenten gelangen. Eine große Menge Isoliermaterial am Sumpfsieb kann also wegen der Feinfilterfunktion die nachgelagerten Komponenten schützen.

Zum Nachweis der Störfallbeherrschung sind verschiedene, teilweise konkurrierende Prozesse zu bewerten. Beispiele sind:

- Menge an freigesetztem Isoliermaterial und weiteren Verunreinigungen
- Transport im Sicherheitsbehälter
- Transport im Sumpf
- Ablagerung an den Sumpfsieben
- Penetration durch die Sumpfsiebe
- Effekte an nachgelagerten Komponenten (Downstream-Effekte)
- Ablagerungen an Brennelementen
- Kernkühlung
- Langzeiteffekte/chemische Effekte

4.2.13.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Die sicherheitstechnische Bedeutung ergibt sich aus einer möglichen Nichtbeherrschung auslegungsgemäßer Kühlmittelverlust-Störfälle innerhalb des Sicherheitsbehälters wegen einer Beeinträchtigung der Kernkühlung im Sumpfbetrieb.

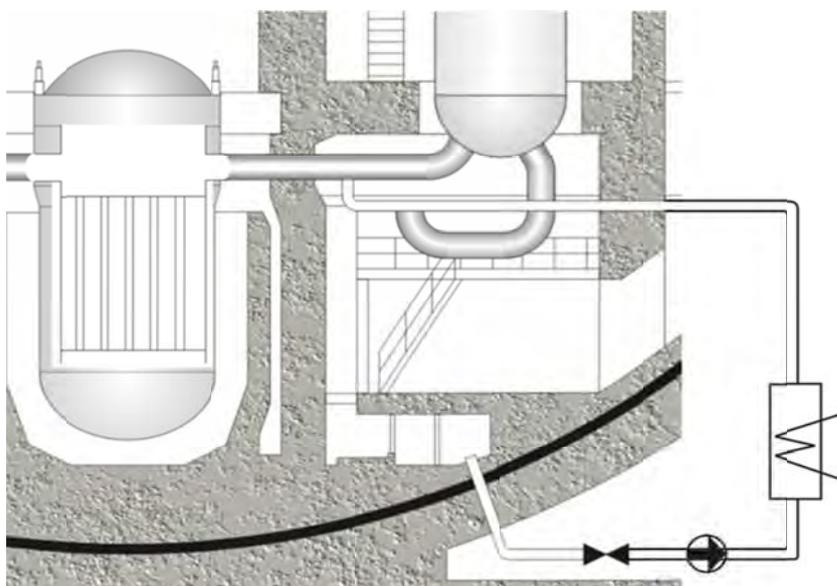
Freigesetztes Isoliermaterial kann sich an den Rückhalteeinrichtungen vor den Not- und Nachkühlpumpen ablagern. Durch den daraus resultierenden Druckverlust können die Ansaugpumpen des Not- und Nachkühlsystems in Kavitation geraten und beschädigt werden. Wird der Kühlmitteldurchsatz durch die Kavitation der Pumpen zu gering, so ist die Kernkühlung nicht mehr sichergestellt.

Bei Versagen der Rückhaltesiebe bzw. bei Penetration von Isoliermaterial durch die Rückhaltesiebe kann die Funktionsfähigkeit von mehrstufigen Pumpen, Ventilen und Wärmetauschern in den Not- und Nachkühlleitungen beeinträchtigt werden. Ablagerungen von Isoliermaterial und anderen Verunreinigungen in den Brennelementen können den Kühlmitteldurchsatz reduzieren und damit die Kernkühlung gefährden.

Aufgrund der Konstruktion ergeben sich teilweise unterschiedliche Anforderungen für DWR- und SWR-Anlagen.

Bei DWR-Anlagen gelangt das freigesetzte Isoliermaterial mit dem aus dem Leck ausströmenden Kühlmittel in den Reaktorgebäudesumpf. Dabei kann Material z.B. an Wänden oder auf Trittgittern abgelagert werden. Ein Teil des in den Sumpf transportierten Isoliermaterials sedimentiert dort. Das verbleibende Material wird durch das Ansaugen des Sumpfwassers durch die Notkühlpumpen zu den Sumpfsieben transportiert und dort abgelagert oder penetriert durch die Sumpfsiebe in Richtung nachgelagerter Komponenten und Brennelemente. Die Transportwege sind in Abb. 4.2.13-1 schematisch dargestellt.

Abb. 4.2.13-1 Transportwege bei DWR-Anlagen



Bei SWR-Anlagen wird ein Teil des Isoliermaterials mit dem Dampf über das Druckabbausystem in die Kondensationskammer transportiert. Außerdem gelangt Isoliermaterial mit Wasser aus der Leckstelle direkt in den Reaktor Gebäudesumpf.

Bei SWR 69-Anlagen (Abb.4.2.13-2) wird Wasser aus dem Reaktor Gebäudesumpf mit Pumpen in die Kondensationskammer gefördert. Bei SWR72-Anlagen (Abb.4.2.13-3) gelangt das Wasser aus dem Reaktor Gebäudesumpf über eine Überlaufleitung in die Kondensationskammer.

Abb. 4.2.13-2 Transportwege bei SWR 69

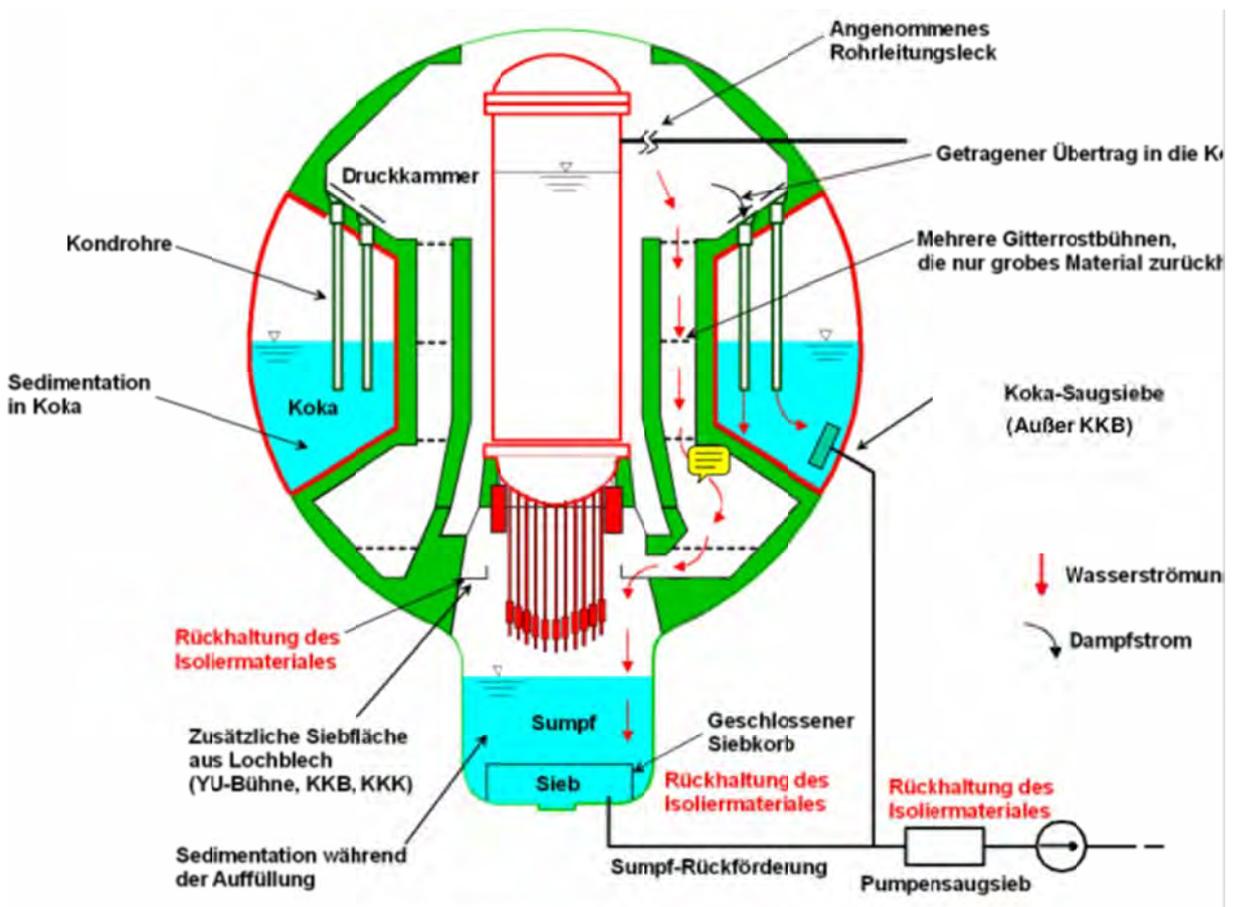
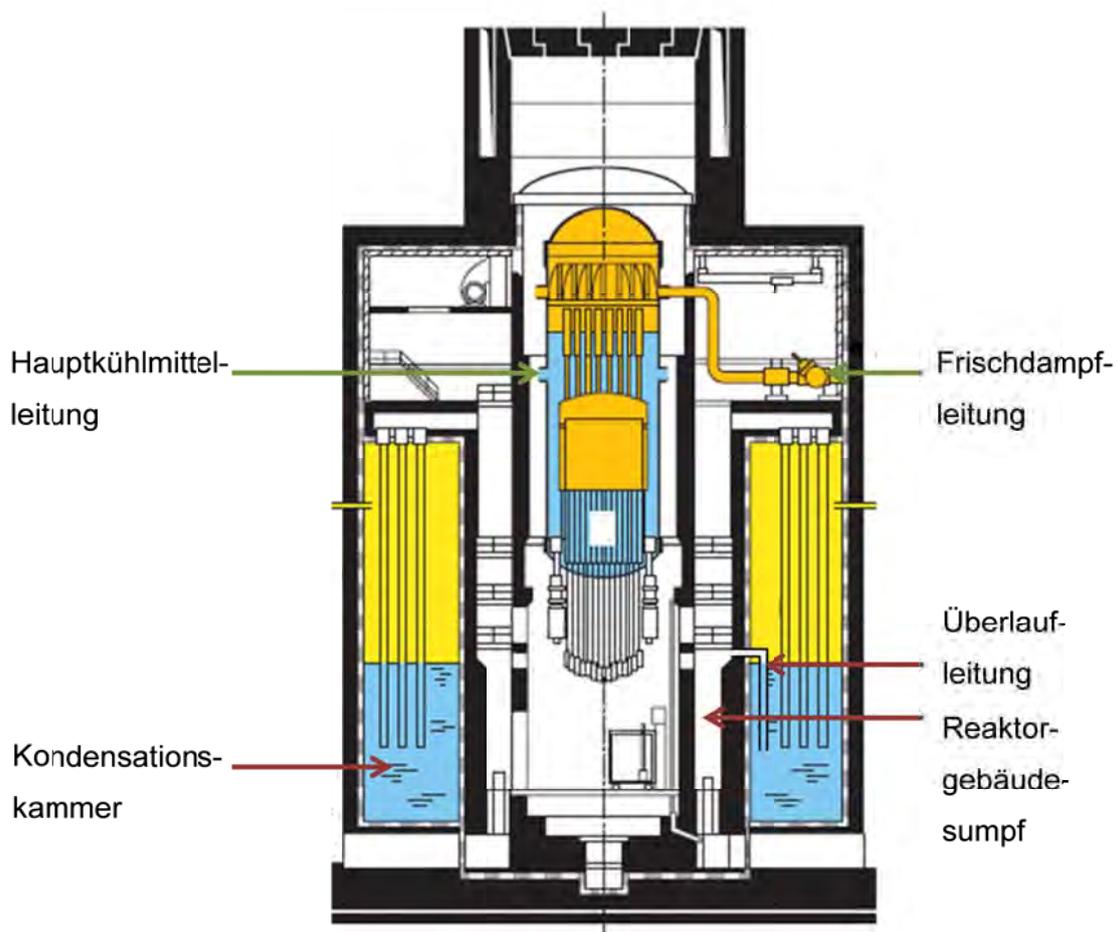


Abb. 4.2.13-3 Transportwege bei SWR 72-Anlagen



Für den gesamten Transportweg müssen die Möglichkeiten zur Ablagerung und zum Weitertransport bewertet werden. Bei Ablagerungen an Komponenten des Not- und Nachkühlsystems sind die Einflüsse auf deren Funktionsfähigkeit und die Auswirkungen auf die Kernkühlung zu betrachten. Von großer Bedeutung ist dabei, dass konkurrierende Auswirkungen auftreten und deshalb nicht von einem worst-case-Szenario ausgegangen werden kann.

Beispielsweise haben engmaschige Sumpfsiebe eine gute Rückhaltefunktion und minimieren den Eintrag von Isoliermaterial in den Kern. Die bei großen Freisetzungsmengen auftretenden hohen Siebbelegungen führen aber zu größeren Druckverlusten an den Sieben und damit auch zur Reduktion des Kühlmitteldurchsatzes, weshalb größere Siebe erforderlich werden, um einen ausreichenden Kühlmitteldurchsatz durch den Reaktorkern gewährleisten zu können. Diese größeren Siebe haben dann aber eine schlechtere Rückhaltefunktion, weil mehr Isoliermaterial insbesondere vor Ausbildung

eines geschlossenen Filterkuchens durch das Sieb penetriert. Außerdem kann bei zu großen Druckverlusten eine Reinigung der Siebe erforderlich sei.

Zu beachten ist, dass in deutschen Anlagen überwiegend Mineralwolle in Kassetten zur Isolierung der Rohrleitungen eingesetzt wird. Bei Hauptkühlmittelleitungen mit Bruchausschluss wird in Deutschland von einem 0.1F-Leck ausgegangen. Durch die Beschichtung der Oberflächen mit qualifizierten Anstrichen sind in deutschen Anlagen geringe Mengen an Staub und durch den Leckstrahl gelöste Farbpartikel anzunehmen. In Beprobungen wurden sehr geringe Mengen an latenten Verschmutzungen im Sicherheitsbehälter (< 5 kg bei SWR und < 2 kg bei DWR) nachgewiesen. Durch diese Maßnahmen werden die Freisetzungsmengen an Isoliermaterial und anderen Verunreinigungen reduziert, die Gefahr einer Verstopfung der Sumpfsiebe oder der Brennelemente wird damit aber nicht vollständig beseitigt.

Bei der Nachweisführung wird in Deutschland ein gemischter Ansatz aus Postulaten und experimentellen Ergebnissen verfolgt. Beispielsweise wurden durch die Firma Käfer Versuche im Maßstab 1:1 zur Freisetzung von Isoliermaterial aus Kassetten durchgeführt. Versuche zur Stabilität von Isoliermaterialkassetten fanden auch bei AREVA/Framatom statt. Kassetten direkt im Bereich des Leckstrahls wurden dabei deformiert oder auch zerstört (Abb. 4.2.13-4).

Abb. 4.2.13-4 Isoliermaterialkassetten nach Fragmentierungsversuchen, aus Framatom – Technischer Bericht NGES1/2002/de/0210, 06.11.2003



Die Sedimentationsrate von Isoliermaterial im Sumpf von DWR-Anlagen wurde ebenfalls experimentell bestimmt. Umfangreiche Experimente zu Druckverlusten an Sumpfsieben mit abgelagertem Isoliermaterial wurden an der Erlanger Wanne bei AREVA durchgeführt. Die Ergebnisse zeigten, dass zahlreiche Faktoren Einfluss auf die resultierenden Druckverluste haben. Die Druckverluste sind deshalb nicht einfach vorhersehbar, sondern es werden umfangreiche Versuchsreihen benötigen. In Abb. 4.2.13-5 ist dargestellt, wie ein Filterkuchen aus faserförmigem Isoliermaterial nach Abschalten der nachgelagerten Ansaugpumpe vom Sieb abfällt.

Abb. 4.2.13-5 Ablösen der Siebeläge durch Abschalten der Pumpe direkt nach Abschalten der Pumpe, nach 50 s und nach 50 min



Da das Abfallen des Filterkuchens nicht in jedem Fall gewährleistet ist, wurde bei DWRs das Reinigen der Siebe durch Rückspülen als Maßnahme zur Begrenzung/Reduzierung der Druckverluste eingeführt. Hierzu wird beispielsweise Wasser aus dem Brennelement-Lagerbecken oder aus Flutbehältern entgegen der Ansaugrichtung auf die Siebe geleitet und der Filterkuchen vom Sieb gelöst.

Einen Überblick über das Thema gibt der Vortrag von Herrn Albrecht vom 26.03.2010 im Rahmen eines BMU-Kolloquiums zur Sumpfsiebproblematik (2010_03_26_BMU_Albrecht)

4.2.13.3 Sicherheitssignifikanz

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 durch die Ablagerung von Isoliermaterial im Kern die Kernkühlung nicht gefährdet wird, dass die Sumpfsiebe und deren Haltestrukturen den mechanischen Belastungen standhalten, die durch Druckdifferenzen über den Filterkuchen (abgelagerte Isoliermaterialien und andere Verunreinigungen) erzeugt werden und dass in den Nachkühlpumpen keine unzulässige Durchsatzminderung auftritt.

Mit den Stellungnahmen der 374. und der 406. Sitzung der RSK wurden Empfehlungen für die Nachweisführung zu Störfallbeherrschung bei Kühlmittelverluststörfällen mit Isoliermaterialfreisetzung gegeben.

Für alle DWR-Anlagen mit überwiegend faserförmigem Isoliermaterial wurden 2*2mm-Sumpfansaugsiebe installiert. Außerdem wurden in diesen Anlagen die von der RSK empfohlenen, störfallfesten Differenzdrucküberwachungen der Sumpfsiebe installiert.

Eine DWR-Anlage mit vorwiegend mikroporösem Material verfügt über 3*3mm-Siebe. Da sich aber bei mikroporösem Material kein geschlossener Filterkuchen ausbilden sollte, sind bei den derzeit angenommenen Anteilen an freigesetztem faserförmigem Isoliermaterial die Siebintegrität und die Kavitationsfreiheit der Nachkühlpumpen gewährleistet. Das Nachweisverfahren ist noch offen, da eventuell auf ein anderes mikroporöses Isoliermaterial umgerüstet werden soll (Minileit ist nicht mehr verfügbar).

Für eine DWR-Anlage erfolgte eine Beprobung, um die Staubeintragsmenge in den Sumpf zu ermitteln. Die dabei ermittelte Menge von 2 kg Staub ist im internationalen Vergleich sehr gering, dort wird eher von mindestens 90 kg Verschmutzungen ausgegangen. Nachweise zu latenten Verschmutzungen liegen für andere deutsche DWRs nicht vor.

Die mit der Stellungnahme der 406. Sitzung empfohlene Aufnahme der Prozeduren zur Begrenzung/Reduzierung der Druckverluste an den Sumpfsieben ins BHB wurde nicht von allen deutschen DWR-Anlagen vollständig umgesetzt:

- teilweise befinden sich die gesamten Maßnahmen einschließlich des Rückspülens im BHB

- teilweise ist die Differenzdrucküberwachung der Sumpfsiebe im BHB geregelt, die Maßnahmen zum Rückspülen selbst aber im NHB.

Es existieren DWR-Anlagen mit 2 Rückspülwegen, bei denen zur Erfüllung des Einzelfehlerkriteriums Reparaturzeitbegrenzungen festgelegt wurden. Andere Anlagen verfügen über 3 oder 4 Rückspülmöglichkeiten.

Für die DWR-Anlagen besteht innerhalb des RSK-AST Konsens, dass die Umsetzung der Stellungnahmen der 374. und 406. Sitzung erfolgen muss. Diese Umsetzung soll durch die zuständigen Landesbehörden erfolgen.

Für die SWR-Anlagen ist mit Stand Dezember 2010 der generische Nachweis der Störfallbeherrschung in der Bewertung.

Für eine SWR-Anlage erfolgte eine Beprobung, um die Staubeintragsmenge in den Sumpf zu bestimmen. Dabei wurde eine Menge von 5,1 kg mobilisierbarem Staub ermittelt.

Die Betreiber gehen davon aus, dass die Störfallbeherrschung mit den eingeleiteten Maßnahmen nachgewiesen werden kann. Entscheidend innerhalb der Nachweisführung scheinen 2 Punkte zu sein:

- Nachweis einer großen Sedimentationsrate im Sumpf mit CFD-Rechnungen
- Einbau von Sandwichsieben in den Ansaugleitungen der Nachkühlpumpen bei einigen SWR69-Anlagen

Die Fragestellung wurde mit der Sicherheitssignifikanz **Hoch** für deutsche Anlagen eingeschätzt.

4.2.13.4 Weitere notwendige 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 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 sind in ein umfassendes Analysekonzept zur Nachweisführung einer ausreichenden Kernkühlung bei Kühlmittelverluststörfällen mit Freisetzung von Isoliermaterial zu integrieren.

4.2.14 G 8 Thermische Leistungserhöhung (deutsche Fragestellung)

4.2.14.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Sowohl in deutschen als auch in ausländischen Druck- und Siedewasserreaktoren wurden in den letzten Jahren thermische Leistungserhöhungen vorgenommen. Diese sind zu unterscheiden von Leistungserhöhungen, die ausschließlich durch wirkungsgradverbessernde Maßnahmen im Turbinenbereich vorgenommen werden (konventionell). Thermische Leistungserhöhungen sind möglich, weil vorhandene Auslegungsreserven in einem weiten Bereich betrieblicher und sicherheitstechnisch wichtiger Systeme genutzt werden können. Die Auslegungsreserven rühren teilweise von stark konservativen Annahmen zur Kompensation rechnerischer Unsicherheiten und Modellunsicherheiten her und wurden später durch die Verwendung fortschrittlicher Analysewerkzeuge, die Systeme und Prozesse besser abbilden, quantifiziert.

Die in deutschen Anlagen bisher vorgenommenen thermischen Leistungserhöhungen betragen jeweils einige Prozent (bis ca. 5%). In ausländischen Anlagen gab es Leistungserhöhungen bis zu 20 %. Technisch sind kleinere thermische Leistungserhöhungen mit geringem Aufwand durchzuführen. In der Regel reichen geringfügige leittechnische Veränderungen in den Regelungen und Begrenzungen. Bei größeren Leistungserhöhungen kann der Austausch einzelner Komponenten wie Dampferzeuger oder Speisewasserpumpen notwendig werden.

Druckwasserreaktoren:

Die Leistungserhöhung geht bei diesem Reaktortyp einher mit einer Erhöhung der mittleren Kühlmitteltemperatur, der Aufwärmspanne über den Reaktorkern, der Frischdampftemperaturen und -drücke und der Frischdampf- und Speisewasserdurchsätze.

Siedewasseranlagen:

Die Leistung eines Siedewasserreaktors wird durch die Stellung der Steuerstäbe und dem Dampfblasengehalt des Kühlmittels bestimmt. Letzteres wird durch die Umwälzung des Kühlmittels beeinflusst. Die Umwälzung des Kühlmittels ist von der Drehzahl der (internen) Umwälzpumpen abhängig. Zur Brennstoffschonung lässt man die Steuerstäbe unverändert (möglichst weit ausgefahren) und steigert für eine Leistungserhöhung die Drehzahl der stufenlos regelbaren Umwälzpumpen. Mit der Leistungssteige-

nung erhöht sich die Dampfmassenproduktion, der Dampfmassenstrom nimmt zu, ebenso der Speisewasserdurchsatz. Der Reaktordruck kann angehoben werden oder er bleibt unverändert.

Sicherheitstechnische Auswirkungen:

Infolge der thermischen Leistungserhöhung werden einige Sicherheitsmargen, die sich aber in der Bewertung als konservativ erwiesen haben, reduziert. Beispiele sind die Verringerung des DNB-Verhältnisses, die Erhöhung der mittleren Brennstofftemperatur, verringerter Abstand zu Begrenzungswerten und erhöhte Nachzerfallsleistung. Das Aktivitätsinventar im Reaktorkern nimmt zu. Zudem werden betriebliche Werte verändert, die Auswirkungen wie verstärkten Verschleiß verschiedener Komponenten – insbesondere im Wasser-Dampf-Kreislauf - haben können. Beispiele hierfür sind erhöhte Speisewasser- und Frischdampfdurchsätze, die zu verstärkter Erosion oder Erosionskorrosion führen können.

In der Leittechnik müssen die Regelungen und die Begrenzungen an die höhere Reaktorleistung angepasst werden. Die Grenzwerte des Reaktorschutzes bleiben i. A. unverändert.

Durch die Leistungserhöhung führen einige Transienten zu einer höheren Beanspruchung der Anlage. Zum Beispiel führt die Transiente „TUSA und Ausfall Hauptwärmsenke“ zu einem höheren Primärkreisdruck. Transienten laufen zudem nach einer thermischen Leistungserhöhung schneller ab. Dies bedeutet beispielsweise, dass für Handmaßnahmen im Rahmen der Ereignisbeherrschung bei erhöhter Reaktorleistung weniger Zeit verbleibt.

Aufgabe der gutachterlichen Bewertung einer Leistungserhöhung ist es zu prüfen, ob die Anlage auch nach der Leistungserhöhung gemäß dem Stand von Wissenschaft und Technik betrieben werden kann und ob bei Transienten ohne Kühlmittelverlust und Kühlmittelverluststörfällen die Nachweiskriterien (z.B. max. Anzahl von Brennstabschäden, Unterkritikalität) weiterhin eingehalten werden. Die Gutachter führen bei einigen Nachweisen Delta-Betrachtungen durch. Zum Teil werden auch vollständig neue Analysen durchgeführt. Dabei ist der Stand von Wissenschaft und Technik zu berücksichtigen.

In diesem Zusammenhang müssen auch neuere Erkenntnisse aus Betriebserfahrungen oder sonstigen Quellen bewertet werden. Dies sind z.B. Gefahr der Sumpfvorstopfung bei Kühlmittelverluststörfällen oder Ereignisse mit Deborierung des Kühlmittels. Insbesondere der letzte Sachverhalt ist hinsichtlich Eintrittsszenario und Sicherstellung der Unterkritikalität in allen Betriebszuständen noch nicht vollständig gelöst.

Betriebserfahrung:

In Deutschland wurden in der Vergangenheit mehrere thermische und konventionelle Leistungserhöhungen durchgeführt. Probleme infolge dieser Maßnahmen sind – insbesondere von den meldepflichtigen Ereignissen – bislang nicht bekannt geworden.

Aus dem Ausland (USA) gab es Mitteilungen, dass es aufgrund von Leistungserhöhungen zu schweren Schäden in Siedewasserreaktoren gekommen ist. Dies betraf die Dampftrockner, bei denen es aufgrund geänderter Schwingungsverhältnisse zur Rissbildung kam. Die Leistungserhöhung war hier allerdings bedeutend höher als die in deutschen Anlagen bisher durchgeführten bzw. geplanten Leistungserhöhungen.

4.2.14.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Die vereinzelt durchgeführten thermischen Leistungserhöhungen in deutschen Kernkraftwerken haben bisher nicht zu negativer Betriebserfahrung geführt.

Allerdings wurden in der Vergangenheit für zwei Anlagen keine Genehmigungen für eine Leistungserhöhung erteilt. Im Jahre 1994 hatte die damalige Betreiberin Preussen Elektra eine Leistungserhöhung für das Kernkraftwerk Brokdorf beantragt. Der Antrag wurde von der zuständigen Aufsichtsbehörde abgelehnt, mit der Begründung, dass die Anlage wegen der Vielzahl der betroffenen Bereiche hierfür einer umfangreichen Sicherheitsüberprüfung unterzogen werden müsse. Im Jahr 2007 wurde doch noch die Reaktorleistung 3765 auf 3900 MW erhöht. Außer Brokdorf hat auch das Kernkraftwerk Grafenrheinfeld (KKG) eine thermische Leistungserhöhung beantragt. Die Untersuchungen der GRS zu KKG im Auftrag des BMU kamen unter anderem zu dem Schluss, dass nach einer Leistungserhöhung bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen die Transienten so schnell ablaufen, dass die verbleibende Zeit des Personals für Notfallmaßnahmen keinerlei Reserven aufweist.

Die Leistungserhöhung KKG wurde in der RSK beraten. Die RSK sah Defizite

- in der Nachweisführung bei Bypass-Sequenzen
- bei der Ermittlung des Spektralkoeffizienten
- in der Karenzzeit bei Notfallmaßnahmen
- beim Nachweis, dass bei ATWS-Ereignissen der 1,2fache Auslegungsdruck nicht überschritten wird.

Die RSK sah in ihrer 365. Sitzung am 18.09.2003 Beratungsbedarf hinsichtlich der verwendeten Berechnungsverfahren und Modellannahmen in der angewandten Nachweispraxis.

Derzeit läuft das Genehmigungsverfahren für das Kernkraftwerk Emsland (Okt. 2010). Die GRS überprüft das Gutachten des TÜV-Nord im Auftrag des BMU auf Vollständigkeit und hinsichtlich ausreichender Untersuchung verschiedener Ereignisse.

4.2.14.3 Sicherheitssignifikanz

Eine thermische Leistungserhöhung hat eine höhere mechanische und thermische Belastung einer großen Anzahl von betrieblichen und sicherheitsrelevanten Systemen und Komponenten einschließlich des Reaktorkerns zur Folge.

Ein erhöhter Neutronenfluss im Reaktorkern und verringerte Wasserdichte führen zu einer erhöhten Neutronenbestrahlung der RDB-Einbauten und der RDB-Wand mit der Folge einer Änderung der Zähigkeitseigenschaften.

Das Aktivitätsinventar im Kern nimmt zu. Bei Störfällen kann dies zu höheren radiologischen Belastungen der Bevölkerung führen. Die abzuführende Nachzerfallsleistung erhöht sich.

Durch die Temperaturerhöhung in den Brennstäben kann die Hüllrohrkorrosion zunehmen.

Bei erhöhter Reaktorleistung laufen bestimmte Transienten schneller ab. Das Personal hat bereits bei geringen Leistungserhöhungen beträchtlich weniger Zeit für Handmaßnahmen in Notfällen, beispielsweise für die sekundäre und primäre Druckentlastung.

Bei ATWS-Ereignissen nimmt der Druckanstieg im Reaktorkühlkreis zu. Die Sicherheitssignifikanz wurde mit **Mittel** eingeschätzt.

4.2.14.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Untersuchungen zur thermischen Leistungserhöhung sind üblicherweise anlagenspezifisch durchzuführen. Fragen zu einer ausreichenden Unterkritikalität beim Reflux-Condenser-Betrieb spielen auch bei einer thermischen Leistungserhöhung eine Rolle und sind noch nicht abschließend geklärt.

4.2.15 G 12 Alterungsmanagement (deutsche Fragestellung)

4.2.15.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Das Alterungsmanagement in Kernkraftwerken umfasst die Gesamtheit aller Maßnahmen zur Beherrschung von Alterungsphänomenen, die die Sicherheit eines Kernkraftwerkes beeinträchtigen können. Für die Konzipierung solcher Maßnahmen ist eine solide Wissensbasis erforderlich, die eine präventive Entscheidungsstrategie wirksam unterstützt. Grundsätzlich ist zwischen Alterung und Veralten zu unterscheiden.

Bei der Alterung handelt es sich um zeitliche Veränderungen der zum Zeitpunkt der Genehmigung vorhandenen Qualität und Auslegungsmerkmale, die während der Betriebszeit der Anlage auftreten können.

Die physikalische Alterung umfasst zeitabhängige oder betriebsbedingte Veränderungen von ursprünglich vorhandenen Eigenschaften. Sie wird durch Schädigungsmechanismen, z. B. Versprödung, Ermüdung, Korrosion, Verschleiß oder deren Kombinationen, bewirkt. Die Ursachen hängen ab vom Zustand des verwendeten Werkstoffs, den auftretenden Einwirkungen (z. B. Belastungen) und den vorhandenen Umgebungsbedingungen. Betriebsbedingte Schädigungsmechanismen sind anlagen-, system- und komponentenspezifischer Natur. Physikalische Alterung umfasst in diesem Zusammenhang auch mechanische, elektrische, chemische und biologische Schädigungsmechanismen.

Neben der physikalischen Alterung technischer Einrichtungen ist auch die Alterung der für die Betriebsführung relevanten Systeme, der Spezifikations- und Dokumentationsunterlagen und des Personals zu berücksichtigen.

Veralten können Anlagenkonzepte und technologische Verfahren sowie administrative Regelungen gegenüber dem Stand von Wissenschaft und Technik..

4.2.15.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

In den deutschen Kernkraftwerken kommen umfangreiche Maßnahmen zum Tragen, um unzulässigen Auswirkungen der Alterung zu begegnen. Diese sind insbesondere

- die Auslegung, Konstruktion, Fertigung und Prüfung der technischen Einrichtungen unter Berücksichtigung des jeweiligen Wissensstandes bezüglich der Alterung,
- die Überwachung der Einrichtungen und Betriebsbedingungen hinsichtlich sicherheitsrelevanter Veränderungen,
- der regelmäßige Austausch von erfahrungsgemäß anfälligen Bauteilen der Einrichtungen im Rahmen der vorbeugenden Instandhaltung,
- die Ertüchtigung oder der Austausch von technischen Einrichtungen im Falle der Feststellung sicherheitstechnisch bedeutsamer Schwachstellen,
- die Optimierung der technischen Einrichtungen und der Betriebsbedingungen,
- die kontinuierliche Auswertung der Betriebserfahrung einschließlich der Umsetzung des Erfahrungsrückflusses und
- der Fachkunderwerb und -erhalt auf ausreichend hohem Niveau.

Ergänzt wird dieses Vorgehen durch weiterführende Forschungs- und Entwicklungsarbeiten.

Die anlagenübergreifende Auswertung der Betriebserfahrung zeigt, dass die oben genannten Maßnahmen bislang weitgehend wirksam waren. Die Anzahl der Ereignisse mit Schäden infolge von Alterungsphänomenen in deutschen Anlagen ist gering. Von alterungsbedingten Ereignissen waren dabei alle Anlagen betroffen, jedoch in unterschiedlichem Maß. Bisher ist keine signifikante Zunahme von alterungsbedingten Ereignissen mit der Betriebszeit erkennbar.

Durch Auswertung der Ergebnisse der wiederkehrenden Prüfungen mit besonderem Augenmerk auf systematische Mängelbefunde wird die rechtzeitige Erkennung von alterungsbedingten Ausfallursachen gewährleistet. Auf Grund der hohen Prüfhäufigkeit der Sicherheitseinrichtungen in deutschen Kernkraftwerken wird in der Regel bereits zu Beginn des Alterungsprozesses das Phänomen erkannt, und es werden Gegenmaßnahmen eingeleitet. Deshalb sind alterungsbedingte Ausfälle, die auf systematische Phänomene zurückzuführen sind, bisher auch nur sehr selten zu beobachten.

Die Überwachung sicherheitstechnischer Komponenten auf betriebsbedingte Veränderungen ist in umfassender Weise Gegenstand des genehmigten und aufsichtlich begleiteten Programms der wiederkehrenden Prüfungen. Darüber hinausgehend haben die Betreiber ein Alterungsmanagement-Konzept erarbeitet, das auch die übrigen, verfügbarkeitsrelevanten Komponenten in ein eigenverantwortliches Überwachungsprogramm mit einbringt. Dieses Konzept wird in den Anlagen mit zunehmendem Detaillierungsgrad umgesetzt und fortgeschrieben. Die Installation des Alterungsmanagementsystems in den Anlagen ist weit fortgeschritten. Die Implementierung wird von den Aufsichtsbehörden intensiv begleitet zu regulatorischen Anforderungen zum Alterungsmanagement.

Zu beachten ist, dass die Restlaufzeiten der Anlagen unter sich verändernden Rahmenbedingungen stattfinden. Insbesondere sind das die Liberalisierung des Energiemarktes, die Diskussion um die Länge der Restlaufzeiten, der Generationswechsel des Personals sowie teilweise nicht mehr zur Verfügung stehende Zulieferer und Hersteller. Auch das Spannungsfeld zwischen dem zunehmenden Alter der Anlagen und der Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik nimmt zu.

4.2.15.3 Sicherheitssignifikanz

Die generische Fragestellung hat Auswirkungen auf die Gesamtanlage allerdings sind in der Regel nur einzelne Redundanzen hiervon betroffen. Alterungseffekte können Auswirkungen auf alle 4 Sicherheitsebenen haben. Derzeit wird kein zusätzlicher Forschungsbedarf auf dem Gebiet der Alterung gesehen. Die Fragestellung wurde in die Sicherheitssignifikanz **Gering** eingestuft.

4.2.15.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Derzeit wird kein zusätzlicher Forschungsbedarf auf dem Gebiet der Alterung gesehen.

4.2.16 G 13 Quantifizierung der Unsicherheiten von best estimate Analysen (deutsche Fragestellung)

4.2.16.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

In Analysen für sicherheitstechnische Nachweisführungen, z.B. im Rahmen von Anträgen wegen wesentlicher Anlagenänderungen, werden aus den oben genannten Gründen aktuell realistische ("best-estimate") Rechenprogramme für die Beschreibung der physikalischen Prozesse verwendet. Diese Rechenprogramme wurden und werden weiterhin verbessert und anhand von umfangreichen Experimentalprogrammen validiert. Gegenüber konservativen Ansätzen in früheren Analysen streben diese Rechenprogramme physikalisch möglichst realistische Ergebnisse an. Trotz Validierung der Rechenprogramme an zahlreichen Experimenten verbleibt ein Unsicherheitsband aufgrund von Vereinfachungen in der Modellierung, Streuungen von Messwerten sowie aufgrund von Variation und ungenauer Kenntnis der Anfangs- und Randbedingungen. In der Praxis werden zur Abdeckung dieser Unsicherheiten konservative Anfangs- und Randbedingungen gewählt. Man ist bisher davon ausgegangen, dass Modellunsicherheiten des Rechenprogramms durch diese konservativen Anfangs- und Randbedingungen abgedeckt sind. Ein solches Vorgehen kann nur als abgesichert gelten, wenn die Unsicherheiten sowohl von den Rechenmodellen als auch von nicht genau bekannten Anfangs- und Randbedingungen quantifiziert werden. Damit kann eine konservative Abdeckung nachgewiesen werden.

Methoden für die Quantifizierung der Unsicherheiten, sowohl von Modellunsicherheiten als auch von Unsicherheiten der Anlagen- und Brennstabparameter existieren, sind in Deutschland von FANP und GRS entwickelt worden und werden eingesetzt.

4.2.16.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Zweck von Störfallanalysen in LWR ist der Nachweis einer ausreichenden Schadensvorsorge für zu unterstellende auslösende Ereignisse bzw. Kombinationen von auslö-

senden Ereignissen. Eine ausreichende Schadensvorsorge gilt als nachgewiesen, wenn die im Regelwerk definierten Nachweiskriterien eingehalten werden.

Bewertungsmaßstäbe für eine best-estimate-Analyse sind die aufgezeigten Unsicherheiten einer solchen Analyse und der Nachweis der Einhaltung der Nachweisziele mit einer hohen Wahrscheinlichkeit. Der Stand von Wissenschaft und Technik wird dabei auch durch die internationale Vorgehensweise, im Wesentlichen in den USA, bestimmt.

4.2.16.3 Sicherheitssignifikanz

Die generische Fragestellung hat Auswirkungen auf die Gesamtanlage. Betroffen von der Fragestellung können Transienten und Auslegungsstörfälle sein. Die Fragestellung wurde in die Sicherheitssignifikanz **Mittel** eingestuft.

4.2.16.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Das Alterungsmanagement ist seit Mitte der 80er Jahre Gegenstand umfangreicher Aktivitäten im In- und Ausland. Die internationale Atomenergiebehörde IAEA hat zahlreiche Dokumente vorgelegt, die hilfreiche Informationen und Anregungen für das Alterungsmanagement von Kernkraftwerken enthalten. Die wesentlichen Erkenntnisse daraus sind in den IAEA Safety Guide NS-G-2.12 „Ageing Management for Nuclear Power Plants“ eingeflossen. Aktuelle Aktivitäten der IAEA betreffen die Erarbeitung eines „International Ageing Lessons Learned“ (IGALL) Berichts im Rahmen eines Extrabudgetary Programme. Vorbild ist dabei die von der US NRC veröffentlichte umfangreiche komponenten-/bauteilspezifische Zusammenstellung alterungsrelevanter Informationen im so genannten „Generic Aging Lessons Learned“- (GALL-)Report. Zielsetzung von IGALL ist es, basierend auf der bisherigen Betriebserfahrung und den Erkenntnissen aus F&E eine Übersicht zu den für sicherheitstechnisch wichtige technische Einrichtungen relevanten alterungsbedingten Schädigungsmechanismen und -effekten zu erstellen, eine Datenbasis zu entwickeln, welche die Mitgliedsstaaten als praktische Anleitung bei der Implementierung, Aufrechterhaltung und Verbesserung wirksamer Alterungsmanagementprogramme heranziehen können und eine gemeinsame, international abgestimmte Basis zu Alterungsmanagementprogrammen für typische technische Einrichtungen, Werkstoffe und Umgebungsbedingungen für Behörden und Betreiber zu erarbeiten, wobei verschiedene Kernkraftwerkstypen betrachtet werden sollen.

Weitere aktuelle Aktivitäten internationaler Organisationen zum Alterungsmanagement betreffen insbesondere die Fortführung/Erweiterung der OECD/CSNI-Projekte zum Alterungsverhalten passiver mechanischer Komponenten (Component Operational Experience, Degradation and Ageing Programme „CODAP“) sowie von Kabeln (Cable Ageing Data and Knowledge „CADAK“) und das von der US NRC ins Leben gerufene International Forum for Reactor Aging Management (IFRAM).

Des Weiteren werden alterungsrelevante Aspekte auch unter dem Thema „Langzeitbetrieb“ diskutiert. Aktuelle Beispiele hierfür sind der Bericht „Challenges in Long Term Operation of Nuclear Power Plants - Implications for Regulatory Bodies“, der derzeit im Rahmen der OECD/CNRA erarbeitet wird, und die Empfehlung der Europäischen Kommission zur Harmonisierung der Bedingungen für den Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken in der Europäischen Union, deren mögliche Elemente derzeit von der Sub-Working Group Nuclear Installation Safety des European Nuclear Energy Forum (ENEF NIS SWG) erarbeitet werden.

Bei der GRS wurden seit Mitte der 90er Jahre im Auftrag des BMU umfangreiche Untersuchungen zu den verschiedenen Aspekten des Alterungsmanagements durchgeführt. Die Ergebnisse dieser Arbeiten sind in den Abschlussberichten zu den Vorhaben SR 2223, SR 2319, SR 2423 und 3608R01314 dokumentiert.

4.2.17 G 24 Kühlmittelrückhaltung bei Kühlmittelverluststörfällen in Totraumvolumina (deutsche Fragestellung)

4.2.17.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Innerhalb des Sicherheitsbehälters kommt es im Verlauf von Kühlmittelverluststörfällen zur Rückhaltung von Kühlmittel. Es bleibt grundsätzlich ein Teil des aus dem Leck austretenden Kühlmittels innerhalb des Sicherheitsbehälters (SHB) als Wasserdampf in der SHB-Atmosphäre, in Form von Wasserfilmen auf den Strukturoberflächen sowie als Ansammlungen auf den Böden zurück. Des Weiteren ist in Abhängigkeit der Lecklage eine zusätzliche Kühlmittelrückhaltung in so genannten Totraumvolumina möglich. Beim Druckwasserreaktor findet z. B. bei einem Leck am RDB-Stutzen ein Kühlmiteleintrag in die Reaktorgrube statt, der dann nicht mehr im Sumpf für die Nachwärmeabfuhr zur Verfügung steht.

Für die gesamte Kühlmittelrückhaltung bedeutet dies, dass im Vergleich zu der aus dem Leck austretenden Kühlmittelmenge eine geringere Menge in den Sicherheitsbehältersumpf zurückströmt und somit das zurückgehaltene Kühlmittel nicht mehr für den Rückförderbetrieb der Notkühlumpen zur Verfügung steht. Zur Sicherstellung der bei Kühlmittelverluststörfällen notwendigen Sumpfansaugung des Not- und Nachkühlsystems ist eine ausreichende Wasserüberdeckung der Ansaugrohre erforderlich. Dabei muss einerseits das Auftreten von Kavitation auf der Saugseite der Notkühlumpen ausgeschlossen werden. Andererseits ist die Luftansaugung aufgrund der Ausbildung eines Hohlwirbels vor dem Eintrittsquerschnitt des Ansaugstutzens zu vermeiden, da ein Lufteintrag in die Notkühlumpen zu einem Fördermengenabfall bzw. zum vollständigen Ausfall der Pumpenförderung führen kann.

Die Mindestüberdeckung der Sumpfansaugstutzen, die zur Vermeidung der Luftansaugung aufgrund einer Hohlwirbelausbildung vor dem Stutzen notwendig ist, wurde bis Anfang der neunziger Jahre mit der so genannten KSB-Formel berechnet. Seit den neunziger Jahren wird als Stand von Wissenschaft und Technik (W&T) die Anwendung der ANSI-Gleichung zur Berechnung der Mindestüberdeckung empfohlen. Bei Anwendung der ANSI-Gleichung werden im Vergleich zur vorab genannten KSB-Formel über den gesamten Fördermengenbereich der Notkühlumpen größere Mindestüberdeckungen der Ansaugrohre gefordert.

Die beschriebene Problematik verdeutlicht die Notwendigkeit einer detaillierten Berücksichtigung der Kühlmittelrückhaltung bei den Analysen zu Kühlmittelverluststörfällen. Dabei ist ferner zu prüfen, ob zusätzliche, vom Leckort abhängige Totraumvolumina einzubeziehen sind. Des Weiteren ist im Rahmen der Notkühlanalysen neben der erfolgreichen Vermeidung von Kavitation auf der Saugseite der Notkühlpumpe auch die Vermeidung der Luftansaugung aufgrund der Ausbildung eines Hohlwirbels nachzuweisen.

4.2.17.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Auf Basis der RSK-Empfehlung der 388. Sitzung vom 10.11.2005 („Beherrschung eines Kühlmittelverluststörfalls bei DWR unter Berücksichtigung von Totvolumina im Reaktorsicherheitsbehälter – naturwissenschaftlich-technische Aspekte) wurde für alle deutschen Kernkraftwerke die Relevanz der Kühlmittelrückhaltung bei Kühlmittelverluststörfällen überprüft. Für die Druckwasserreaktoren wurden unter Berücksichti-

gung der Kühlmittelrückhaltung im Sicherheitsbehälter und in der Reaktorgrube die minimalen Kühlmittelmengen im Sumpf durch Bilanzierung abgeschätzt. Als Folge dieser Bilanzierung mussten für einige DWR-Anlagen zusätzliche detaillierte thermohydraulische Analysen für das RDB-nahe kleine Leck unter zusätzlicher Berücksichtigung der Kühlmittelrückhaltung in der Reaktorgrube durchgeführt werden. Die Analysen dienten der Ermittlung des minimalen Füllstandes im Reaktorsumpf. Die Überprüfungen der SWR-Anlagen zeigten, dass im Gegensatz zu den DWR-Anlagen die Bedeutung der Kühlmittelrückhaltung geringer ist, da z. B. keine Reaktorgrube unterhalb des Reaktor-druckbehälters vorhanden und somit kein zusätzliches Totraumvolumen zu unterstellen ist.

Für eine deutsche DWR-Anlage wurden in der Erlanger Strömungswanne experimentelle Untersuchungen zur Bestimmung des Sumpffüllstandes, der zur Vermeidung einer Luftansaugung infolge von Hohlwirbelbildung mindestens erforderlich ist, durchgeführt. Dabei wurde der Mindestfüllstand in Abhängigkeit der Fördermenge der Nachkühlpumpe experimentell ermittelt. Zusammenfassend zeigten Versuchsergebnisse, dass bei Berücksichtigung des wirbelmindernden Einflusses von Sumpfeinbauten, wie z.B. die Grob- und Feinsiebe der Ansaugkammer, zur sicheren Vermeidung einer Luftansaugung der minimale Sumpffüllstand mindestens an der Unterkante der Sumpfdecke stehen muss. Für den theoretischen Fall, dass keine wirbelmindernden Einbauten berücksichtigt werden, ist die Mindestüberdeckung der Sumpfansaugstutzen mit der ANSI-Gleichung zu berechnen.

4.2.17.3 Sicherheitssignifikanz

Durch die Kühlmittelrückhaltung im Sicherheitsbehälter sowie in zusätzlichen Totraumvolumina gelangt im Verlauf von Kühlmittelverluststörfällen nicht die vollständige, aus dem Leck austretende Kühlmittelmenge in den Sicherheitsbehältersumpf zurück. Durch einen ausreichend hohen Sumpffüllstand ist dort sicherzustellen, dass es einerseits nicht zu Kavitationserscheinungen auf der Saugseite der Notkühlpumpen kommt, wodurch Schädigungen am Laufrad der Notkühlpumpen entstehen, die bis hin zum Ausfall der Pumpen führen können. Andererseits ist zu gewährleisten, dass eine Luftansaugung durch die Ausbildung eines Hohlwirbels vor dem Sumpfansaugstutzen sicher vermieden wird. Ein ausgeprägtes Ansaugen von Luft kann von einer Reduzierung der Fördermenge bis hin zum vollständigen Ausfall der Pumpenförderung führen.

Somit birgt ein unzureichender Sumpffüllstand die Gefahr eines Ausfalls des Sumpfrückförderbetriebes im Falle eines Kühlmittelverluststörfalles.

Auf Basis der in der RSK-Empfehlung (388. Sitzung, 10.11.2005) zu den naturwissenschaftlich-technischen Aspekten dargelegten Anforderungen zur Bilanzierung des Sumpffüllstandes und zur Ermittlung des erforderlichen Sumpffüllstandes wurden in den deutschen Kernkraftwerken umfangreiche Untersuchungen durchgeführt. Im Ergebnis wurde für alle deutschen DWR festgestellt, dass die von der RSK in der Empfehlung festgelegten Anforderungen an Nachweise zur Beherrschung des Kühlmittelverluststörfalles bei DWR unter Berücksichtigung von Totraumvolumina im Sicherheitsbehälter im Rahmen anlagenspezifischer Analysen umgesetzt wurden. Im Einzelnen hat sich gezeigt, dass für alle Anlagen die Nachweise für ausreichende Sumpfinventare zur Vermeidung von Luftansaugung durch Hohlwirbelbildung erbracht wurden und die nachgewiesenen Sumpfinventare in der Regel deutlich oberhalb der mindestens erforderlichen Inventare liegen. Weiterhin wurden für alle Anlagen die Nachweise für ausreichende Sumpfinventare zur Vermeidung von Kavitation der Nachkühlpumpen erbracht.

Die Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen wurde mit **Gering** eingestuft.

4.2.17.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Bezüglich der Beherrschung eines Kühlmittelverluststörfalles bei DWR unter Berücksichtigung von Totraumvolumina im Reaktorsicherheitsbehälter besteht nach derzeitigem Kenntnisstand kein weiterer Untersuchungsbedarf.

4.2.18 G 32 Brand PSA (neue deutsche Fragestellung)

4.2.18.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Brand PSAs spielen eine wichtige sicherheitsrelevante Rolle, deren Ergebnisse das Aufzeigen von Schwachstellen, Hinweise auf Mängel im Brandschutz von Kernkraftwerken und erforderliche Nachrüstungen liefern. Brand PSAs führen somit zu einem ausgewogeneren Sicherheitskonzept. Erkenntnisse im Ausland haben bereits zum Aufdecken und zur Verbesserung von Schwachstellen geführt. Die Bedeutung der Brand PSA ist mittlerweile international anerkannt.

Durch das WENRA Reference Level S wird eine Brandrisikoanalyse (Brand-PSA) explizit gefordert. So ist eine Brandrisikoanalyse als Bestandteil einer PSA zu erstellen und zu dokumentieren. Diese ist im Rahmen der gemäß § 19a AtG geforderte Sicherheitsüberprüfung zu aktualisieren.

Zielsetzung und Umfang sind hierbei Bewertungen von Bränden im Rahmen der PSA der Stufe 1 im Hinblick auf die Zuverlässigkeit von Brandschutzmaßnahmen und die Identifikation von Risiken durch Brände für alle Betriebszustände (Leistungsbetrieb, Nichtleistungsbetrieb, An- und Abfahrvorgänge) sowie für die Anpassung von Nachbetriebsphasen (Stilllegung und den Rückbau).

Die Brand PSAs sind nach dem internationalen wie nach dem nationalen Regelwerk als Bestandteil der PSA der Stufe 1 für Zustände des Leistungs- wie des Nichtleistungsbetriebs (i.A. im Rahmen der (periodischen) Sicherheitsüberprüfungen) durchzuführen.

In Brand PSAs gehen auch Erkenntnisse der Trafobrände ein (siehe zusätzliche Quellen).

Überdies zeigt die internationale Betriebserfahrung in kerntechnischen Einrichtungen eine Reihe zumeist explosionsartig verlaufende Brandereignisse infolge eines hochenergetischen Versagens (High Energy Arcing Faults – HEAF) elektrischer Einrichtungen auf. Beispielhafte probabilistische Untersuchungen in Frankreich ergaben nicht zu vernachlässigende Beiträge solcher Ereignisse zur Kernschadenshäufigkeit. Solche Ereignisse haben zudem das Potential anlageninterne Brände zur Folge zu haben. Dementsprechend sollte den Schadensmechanismen für die HEAF (siehe hierzu auch GeSi Issue G 33) und deren Berücksichtigung in der Brand PSA verstärkt Bedeutung zugemessen werden.

4.2.18.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Ergebnisse von in letzter Zeit durchgeführten Brand PSAs lieferten Hinweise auf Mängel im Brandschutz von Kernkraftwerken. Für die Bewertung des Risikos ist es jedoch wichtig, die potentiellen Defizite zu quantifizieren sowie den menschlichen Einfluss auf die Brandschutzmaßnahmen auszuweisen. Da Brandereignisse einen nicht zu vernachlässigen Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit ausweisen, ist es wichtig, zuverlässig

sige Daten bezüglich der Häufigkeit solcher Ereignisse und deren Einflussgrößen zu besitzen.

4.2.18.3 Sicherheitssignifikanz

Die Ergebnisse von durchgeführten Brand PSAs weisen aus, dass Brand in einem KKW einen nicht zu vernachlässigenden Einfluss auf die Kernschadenshäufigkeit hat. Die Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen wurde mit **Hoch** eingestuft.

4.2.18.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Eine Weiterentwicklung ist für verschiedene Aspekte der Brand-PSA (Kabel-FMEA, Zuverlässigkeit menschlicher Operatorhandlungen, Unsicherheitsanalysen, Veränderungen bei Zuständen des Nichtleistungsbetriebs, etc.) erforderlich. Derzeit erfolgen im Auftrag des BMU weitere Untersuchungen zur Zuverlässigkeit aktiver Brandschutzrichtungen. Die vorgesehenen Entwicklungsziele werden den Stand von Wissenschaft und Technik der Brand-PSA verfeinern und das Werkzeug reichhaltiger machen.

4.2.19 G 33 Hochenergetisches elektrisches Versagen (neue deutsche Fragestellung)

4.2.19.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Wie französische PSA-Ergebnisse zeigen, stellt das hochenergetische Versagen von Bauteilen einen nicht zu vernachlässigbaren Anteil an der Kernschadenshäufigkeit dar. So ergaben probabilistische Untersuchungen durch das IRSN eine Kernschadenshäufigkeit von nahezu $5 \cdot 10^{-4}$ pro Jahr. Für andere solcher international aufgetretenen Ereignisse ergaben sich nach Untersuchungen von IRSN zum Teil noch höhere Kernschadenshäufigkeiten.

Auch die Betriebserfahrung in Anlagen in Kanada, Japan und Schweden zeigt nach Aussage von Vertretern der kanadischen Aufsichtsbehörde CNSC, von JNES (Japan) und seitens der schwedischen Aufsichtsbehörde SKI die sicherheitstechnische Signifikanz von solchen HEAF-Ereignissen.

4.2.19.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Die internationale Betriebserfahrung in kerntechnischen Einrichtungen hat in der jüngeren Vergangenheit eine Reihe von in den meisten Fällen explosionsartig verlaufenden Brandereignissen infolge eines hochenergetischen Versagens elektrischer Einrichtungen aufgezeigt. Beispielhaft wurden in Frankreich durch IRSN probabilistische Untersuchungen für eines dieser Ereignisse durchgeführt: Diese Untersuchungen ergaben eine nicht zu vernachlässigende Kernschadenshäufigkeit von nahezu $5 \text{ E-}04$ pro Jahr. Für andere solcher international aufgetretenen Ereignisse ergaben sich nach Untersuchungen von IRSN zum Teil noch höhere Kernschadenshäufigkeiten.

Diskussionen von Fachleuten auf Seiten der Aufsichtsbehörden, der Gutachter und seitens der Betreiber haben die Notwendigkeit aufgezeigt, diese Art von Ereignissen vertieft zu untersuchen und insbesondere im Hinblick auf die Auswirkungen auf sicherheitstechnisch relevante Komponenten und Systeme sowie brandschutztechnische Einrichtungen zu betrachten.

Auch besteht international ein zunehmendes Interesse an vertieften Untersuchungen zur Problematik des hochenergetischen elektrischen Komponentenversagens, seinen Ursachen und den zugrunde liegenden physikalischen Phänomenen. Nach ersten französischen Auswertungen relevanter Ereignisse dieses Typs in kerntechnischen Einrichtungen im In- und Ausland scheint deren Anteil an der Kernschadenshäufigkeit nicht vernachlässigbar zu sein. Dementsprechend sollte den Schadensmechanismen für die "High Energy Arcing Faults (HEAF)" verstärkt Bedeutung zugemessen werden. Auch die Betriebserfahrung in Anlagen in Kanada, Japan und Schweden zeigt nach Aussage von Vertretern der kanadischen Aufsichtsbehörde CNSC, von JNES (Japan) und seitens der schwedischen Aufsichtsbehörde SKI die Signifikanz von HEAF-Ereignissen.

4.2.19.3 Sicherheitssignifikanz

Wie PSAs zeigen, liefert das Hochenergieversagen von Bauteilen einen nicht zu vernachlässigenden Anteil an der Kernschadenshäufigkeit. Die Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen wurde mit **Hoch** eingeschätzt.

4.2.19.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Es wird ein Bedarf an vertieften Untersuchungen gesehen.

Voraussetzung für die Durchführung der vertieften Untersuchungen ist zunächst die Erfassung der für die Thematik des hochenergetischen Versagens elektrischer Komponenten relevante nationale wie internationale Stand von Wissenschaft und Technik durch die GRS und zusammen mit anderen Institutionen, insbesondere der U.S.-amerikanischen NRC, der schwedischen Behörde SSM, des französischen IRSN und der belgischen Gutachterorganisation BEL V, die Aufbereitung dieser Ergebnisse.

Mit Hilfe der Beantwortung eines derzeit hierzu durch die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke zu erstellenden Fragenkatalogs, bei der die anlagenspezifische Betriebserfahrung ausgewertet und dargestellt wird, soll ausgelotet werden, ob es weitere Hinweise zu zusätzlichen Fragestellungen zu diesem Themenfeld gibt. Auf der Basis dieser Erkenntnisse erfolgt eine gesamtheitliche Auswertung des Rückflusses aus der deutschen Betriebserfahrung zu HEAF-Ereignissen in Kernkraftwerken, die national wie international im Rahmen eines Projektes der OECD "OECD HEAF" als mögliche Basis für weitere vertiefte wissenschaftliche Untersuchungen diskutiert werden soll. Einbezogen in diese Bewertung werden auch Erkenntnisse aus ausländischen Anlagen, die im Rahmen eines internationalen Informationsaustausches gewonnen werden. Dazu dient u.a. die Mitwirkung an der o.g. internationalen Task der OECD/NEA zu HEAF. Diese beinhaltet zum einen eine klare internationale Definition solcher HEAF-Ereignisse sowie zum anderen einen Austausch auf internationaler Basis von Informationen zu Erkenntnissen aus der jeweiligen nationalen Betriebserfahrung mit derartigen Vorkommnissen, aber auch aus Forschung und Entwicklung zu dieser Thematik sowie aus aufsichtlichen Erkenntnissen. Des Weiteren sollen im Rahmen dieser internationalen Aktivität die physikalischen und chemischen Phänomene untersucht und als dynamische Vorgänge charakterisiert werden. Als ein mögliches Ergebnis der internationalen Arbeitsgruppen sollen zum einen einfache Modelle bzw. deterministische Korrelationen für eine Vorhersage möglicher Schadensbereiche entwickelt und ggf. die Notwendigkeit weiterführender Versuche und Forschungsarbeiten zu diesem Themenbereich aufgezeigt werden. Insgesamt soll die Mitwirkung an diesen Arbeitsgruppen der Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik dienen.

Aufbauend auf den Ergebnissen der nationalen und internationalen Auswertung zu HEAF soll es ermöglicht werden, ein Instrumentarium zur Bewertung des hochenerge-

tischen Komponentenversagens und seiner Folgewirkungen zu entwickeln. Aus den dann zur Verfügung stehenden wissenschaftlichen Erkenntnissen lassen sich ggf. auch Empfehlungen ableiten, mit denen Vorsorge gegen solche Ereignisse mit hochenergetischem elektrischem Komponentenversagen getroffen werden können.

Die USNRC wird unter internationaler Beteiligung ab ca. Ende 2011 eine Versuchsreihe an entsprechenden Komponenten wie insbesondere elektrische Schaltanlagen und ggf. Transformatoren durchführen.

4.2.20 G 37 Methoden zur Durchführung einer dynamischen PSA (neue deutsche Fragestellung)

4.2.20.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Die probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) hat sich weltweit zu einem zentralen Instrument entwickelt, mit dem Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden wie auch Gutachter und Betreiber die Sicherheit von Kernkraftwerken und eventuell erforderliche weitere Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit beurteilen können. Mit ihr werden mögliche Ereignis- sowie Unfallabläufe untersucht und deren Konsequenzen bewertet. Wichtige PSA-Ergebnisse sind die Eintrittshäufigkeiten von Gefährdungs-, Kernschadens- sowie Anlagenschadenzuständen.

Die Durchführung einer PSA erfordert, dass Informationen über Störfall- und Unfallsimulationen, Systemauslegung, Betriebsweisen, Betriebserfahrung, Komponenten- und Systemzuverlässigkeit sowie über das sicherheitsgerichtete menschliche Handeln realistisch zu einer Gesamtbetrachtung des Anlagenverhaltens zusammengeführt werden. Wenn das Anlagenverhalten durch starke Wechselwirkungen zwischen Prozess- und Systemdynamik, Personalhandlungen sowie zufälligen Einflussfaktoren (wie z.B. Komponenten- und Systemausfälle, menschliche Fehler oder die Dauer von Personalhandlungen) bestimmt wird, müssen diese ebenfalls in Betracht gezogen werden. Allerdings ist eine realistische Berücksichtigung dieser Wechselwirkungen mit den konventionellen Methoden der PSA nicht möglich, weil sie weitgehend statischer Natur - d.h. ohne Zeitachse - sind und nur getrennt voneinander eingesetzt werden können. Das hat zur Folge, dass Vereinfachungen und grobe Abschätzungen durchgeführt werden müssen, deren Auswirkungen auf die Sicherheitsbewertung bisher nicht beurteilt werden können.

Entwicklungen fortschrittlicher PSA-Methoden (häufig als probabilistische Dynamikmethoden bezeichnet) versuchen, eine adäquate Modellierung der komplexen Zusammenhänge von Störfall- und Unfallabläufen zu ermöglichen. Ihr Ziel ist die Durchführung einer sogenannten dynamischen PSA, die zu einer fundierteren Sicherheitsbewertung eines Kernkraftwerks führen soll. Probabilistische Dynamikmethoden können Unfallabläufe aufzeigen, die bei dem konventionellen Vorgehen zwangsläufig unerkannt bleiben aber u. U. risikorelevant sein können. Außerdem haben sie das Potential, bisher unbekannte Kippeffekte zu identifizieren, die zu Gefährdungs- bzw. Schadenszuständen führen. Durch die Kenntnis solcher Kippeffekte können Maßnahmen eingeleitet werden, die zur Verbesserung des Sicherheitsniveaus führen.

In der GRS wurde im Rahmen von Forschungs- und Entwicklungsarbeiten damit begonnen, Methoden für eine dynamische PSA zu entwickeln. Eine wesentliche Entwicklung ist die Methode MCDET (**M**onte **C**arlo **D**ynamik **E**vent **T**ree) - eine Kombination aus diskreter dynamischer Ereignisbaum-Methode und Monte Carlo Simulation. Das Rechenwerkzeug zu dieser Methode ist das Probabilistik-Modul MCDET, das bisher als Prototyp Version vorliegt. Durch die Kombination dieses Moduls mit einem deterministischen Rechencode (wie z.B. ATHLET, ASTEC oder MELCOR) können Wechselwirkungen zwischen der Prozess- und Systemdynamik, wie sie im Rechencode modelliert ist, und zufälligen Ereignissen, wie sie in MCDET modelliert sind, in ihrer zeitlichen Entwicklung vollständig und ohne wesentliche Vereinfachungen berücksichtigt werden.

So kann z.B. die Information von MCDET über den Ausfall einer Komponente zu einem zufälligen Zeitpunkt direkt in die Berechnung der Prozess- und Systemdynamik einfließen. D.h. die Auswirkungen von zufälligen Ereignissen auf die Prozess- und Systemdynamik können unmittelbar berücksichtigt werden. Umgekehrt ermöglicht die Kombination aus MCDET und deterministischem Rechencode, den Einfluss der Prozess- und Systemdynamik auf das Zufallsgeschehen zu berücksichtigen. So können durch ungünstige Prozessbedingungen (wie z.B. hohe Temperaturen) die Ausfallwahrscheinlichkeiten bzw. Ausfallraten von Komponenten erhöht werden mit der Folge, dass Komponenten (z.B. unter hohen Temperaturbedingungen) eher ausfallen.

Eine weitere Entwicklung der GRS ist das sogenannte „Crew-Modul“ zur Modellierung der Abläufe von Personalhandlungen. Es liegt genau wie das Probabilistik-Modul MCDET in einer Prototyp-Version vor. Die Kombination des Crew-Moduls mit dem Modul MCDET und einem geeigneten deterministischen Rechencode ermöglicht die integ-

rale Modellierung des Anlagenverhaltens, bei dem physikalischer Prozess, technische Systeme, Personalhandlungen und zufällige Ereignisse zusammenwirken.

Anders als mit den konventionellen PSA-Methoden, bei denen der Experte die Reihenfolge der Ereignisse ohne Zeitpunkte und ohne zeitliche Abstände fest vorgibt, entwickeln sich mit der MCDET-Methode die Ereignisabläufe automatisch entlang der Zeitachse. Durch die Berücksichtigung unterschiedlicher Eintrittszeitpunkte für Ereignisse und des daraus resultierenden Einflusses auf die weitere Entwicklung z.B. des physikalischen Prozesses kann mit MCDET eine bestimmte Reihenfolge von Ereignissen zu unterschiedlichen Konsequenzen (z.B. Schadenszuständen) führen. Im Vergleich dazu führt die gleiche Reihenfolge von Ereignissen mit den konventionellen Methoden immer nur zu derselben Konsequenz. Generell kann mit MCDET das gesamte Spektrum der Ereignisabläufe und ihrer Konsequenzen repräsentativ und detaillierter erfasst werden, wodurch schließlich eine fundiertere Sicherheitsbewertung des Anlagenverhaltens gegenüber den konventionellen Methoden möglich ist.

4.2.20.2 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. Sie haben zu zahlreichen Erkenntnissen und Systemmodifikationen geführt. Ihre Methoden und Daten werden im behördlichen PSA-Leitfaden und ergänzenden Dokumenten beschrieben und ständig weiterentwickelt.

Probabilistische Dynamikmethoden für eine dynamische PSA sind gegenwärtig noch nicht Bestandteil des behördlichen Leitfadens und seiner ergänzenden Dokumente. Ihre Rechenwerkzeuge befinden sich auf einer mehr oder weniger fortgeschrittenen Entwicklungsstufe. Langfristiges Ziel ist es aber, sie für eine dynamische PSA einsetzen zu können. Momentan sollte sich ihr Einsatz auf diejenigen Teilbereiche einer PSA konzentrieren, die mit den herkömmlichen Methoden nur mit großen Vereinfachungen und groben Abschätzungen modelliert werden können.

Zum Beispiel wurde die in der GRS entwickelte Methode MCDET exemplarisch eingesetzt, um die in einem deutschen Kernkraftwerk für den Fall des Ausfalls der Dampferzeuger-Bespeisung vorgesehene Notfallmaßnahme „Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen“ zu analysieren. Ziel der Analyse war die Bewertung der Notfallmaßnahme aufgrund einer realitätsnahen Modellierung des Anlagenverhaltens während der

Durchführung der Maßnahme. Als Analyseergebnis ist die relativ hohe Wahrscheinlichkeit hervorzuheben, mit der eine wesentliche Aufgabe - nämlich die Speisewasserbehälter-Druckaufladung - nicht ausgeführt werden kann und somit das Inventar des Speisewasserbehälters für die Dampferzeuger-Bespeisung nicht zur Verfügung steht. Für dieses Ergebnis waren in erster Linie zeitliche Effekte verantwortlich, die aus den Wechselwirkungen zwischen System- und Prozessdynamik, Personalhandlungen und zufälligen Ereignissen resultierten.

4.2.20.3 Sicherheitssignifikanz

In einer PSA wird das Sicherheitskonzept einer Anlage überprüft und probabilistisch bewertet. Damit kann sie wertvolle Hinweise für notwendige Verbesserungen im Hinblick auf das Anlagenverhalten liefern. So haben die probabilistischen Analysen in vielen Fällen zu Nachrüstungen mit sicherheitstechnischer Relevanz geführt, die aus der deterministischen Betrachtungsweise nicht abgeleitet werden konnten.

Bei der Durchführung einer PSA sollen alle wichtigen Informationen über Systemauslegung, Störfall- und Unfallsimulationen, Betriebsweisen, Betriebserfahrung, Komponenten- und Systemzuverlässigkeit sowie über das sicherheitsgerichtete menschliche Handeln soweit wie möglich realistisch zu einer Gesamtbetrachtung des Anlagenverhaltens zusammengeführt werden. Allerdings wenn das Anlagenverhalten durch komplexe zeitabhängige Wechselwirkungen zwischen Prozess- und Systemdynamik, Personalhandlungen sowie zufälligen Ereignissen bestimmt wird, ist eine realistische Modellierung mit den konventionellen Methoden der PSA nicht mehr möglich. In diesem Fall erlauben die probabilistischen Dynamikmethoden eine adäquate Berücksichtigung der komplexen Zusammenhänge und ermöglichen damit eine fundiertere Überprüfung und Bewertung des Sicherheitskonzepts einer Anlage.

Probabilistische Dynamikmethoden können zudem (epistemische) Unsicherheiten sowohl hinsichtlich der Eingangsdaten einer PSA – bestehend aus den Zuverlässigkeitskenngrößen von technischen Komponenten und Systemen sowie den Wahrscheinlichkeiten für fehlerhaft durchgeführte Personalhandlungen - als auch hinsichtlich der (z.B. für Störfall- und Unfallsimulation) eingesetzten Modelle berücksichtigen. Das bedeutet, dass für die Quantifizierung der Unsicherheit der PSA-Ergebnisse alle potentiell wichtigen Unsicherheitsbeiträge betrachtet werden können.

Damit sind die probabilistischen Dynamikmethoden von **Mittlerer** Sicherheitsrelevanz.

4.2.20.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Die Rechenwerkzeuge der probabilistischen Dynamikmethoden für eine dynamische PSA befinden sich gegenwärtig auf einer mehr oder weniger fortgeschrittenen Entwicklungsstufe. Langfristiges Ziel ist es, sie für eine dynamische PSA einsetzen zu können.

Die Entwicklungsarbeiten und exemplarischen Untersuchungen zur probabilistischen Dynamikanalyse sind im Rahmen von verschiedenen BMWI-Vorhaben durchgeführt worden (z. B. RS1111, RS1148, RS1180 und RS1198). Um die Arbeiten weiter zu vertiefen wurden bereits diverse Projektskizzen zum UFO-Plan 2010, 2011 und 2012 eingereicht (Themen: „Vergleich der konventionellen PSA Methodik mit neu entwickelten Methoden zur dynamischen PSA“; „Validierung von Notfallmaßnahmen unter Verwendung einer probabilistischen Dynamikmethode“; „Analyse von Notfallmaßnahmen mit fortschrittlichen Simulationsmethoden unter Berücksichtigung von Unsicherheiten“). Bisher wurde keines dieser Vorhaben berücksichtigt.

Anwendung in anderen Staaten: In den USA werden zum Thema „Dynamische PSA“ ebenfalls intensive Entwicklungsarbeiten durchgeführt. Die wichtigsten Arbeiten hierzu finden an der University of Maryland unter Prof. Ali Mosleh (Entwicklung des Rechenwerkzeugs ADS-IDAC) und an der Ohio State University unter Prof. Tunc Aldemir (Entwicklung des Rechenwerkzeugs ADAPT-MELCOR) statt. Das USNRC fördert z.Z. ein Projekt zur Anwendung von probabilistischen Dynamikanalysen in den Stufen 2/3 einer PSA. Dabei sollen sowohl ADAPT-MELCOR als auch ADS-IDAC zur Anwendung kommen. Mitarbeiter der GRS sind in diesem Zusammenhang gebeten worden, ein Peer-Review zu den geplanten Entwicklungsarbeiten zu erstellen.

Neben den oben genannten Universitäten in den USA ist die GRS mit ihrem Rechenwerkzeug MCDET am weitesten mit den Entwicklungsarbeiten zu „Probabilistischen Dynamikanalysen“ fortgeschritten. Weitere Entwicklungsarbeiten finden in Spanien (J.M. Izquierdo, spanische Aufsichtsbehörde CSN), Belgien (Prof. P.E. Labbeau, Freie Universität Brüssel) und Schweden (Prof. P. Kudinov, Royal Institute of Technology, Schweden) statt.

Ein weiteres wichtiges Anwendungsgebiet der „Probabilistischen Dynamikmethoden“ ist im Zusammenhang mit „Risk Informed Decision Making“ zu sehen. Dabei werden die fortschrittlichen Methoden in Verbindung mit deterministischen Rechencodes eingesetzt, um alle wesentlichen (epistemischen und aleatorischen) Unsicherheiten zu berücksichtigen und schließlich eine risikoorientierte Quantifizierung von „Safety Margins“ zu erhalten. Dazu wird z.Z. im Idaho National Laboratory der sog. „Next-generation Systems Analysis Code“ (allgemein als R7 bekannt) entwickelt.

Methoden der Probabilistischen Dynamikanalyse sind in den letzten Jahren für die Reaktorsicherheitsforschung zunehmend interessant geworden. Das zeigen die Konferenzen und Workshops, die zu diesem Thema bereits stattfanden (z. B. PSA 2011 in Wilmington, USA, ESREL 2011 in Troyes, Frankreich, oder Workshop Deterministic / Probabilistic Safety Analysis in Finnland, Oktober 2011). Im Rahmen einer PSA ermöglichen sie eine realistische Modellierung von Unfallabläufen entlang der Zeitachse, während die klassischen Ereignisbaum/Fehlerbaum-Modelle nur eine statische Ursache-Wirkung-Analyse erlauben.

Die in der GRS entwickelten Module zur MCDET-Methode liegen jeweils in einer Prototyp-Version vor. Um ihre Anwendung zu erleichtern und damit weiter voranzutreiben, ist eine komfortable Benutzeroberfläche erforderlich. Sie würde zur Nachvollziehbarkeit der Analyseschritte und -ergebnisse und damit zur Qualitätssicherung beitragen. Entwicklungsbedarf ist außerdem im Hinblick auf die Reduzierung des Rechenaufwands zu sehen. Zwar wurde durch die Einführung gewisser Techniken die Rechenzeit schon erheblich reduziert. Jedoch ist angesichts des verbleibenden Rechenaufwands für bestimmte Anwendungen eine weitere Reduktion erforderlich.

Weitere Untersuchungen zielen auf die Modellierungsmöglichkeiten der MCDET-Methode und die Aussagekraft ihrer Ergebnisse ab. Sie soll deshalb auf Teilaspekte einer PSA angewendet werden, die mit den herkömmlichen Methoden nur mit großen Vereinfachungen und groben Abschätzungen modelliert werden können. Solche Teilaspekte sind z.B. das Anlagenverhalten bei der Durchführung von Notfall- und anderen Handmaßnahmen (wie z.B. Brandbekämpfungsmaßnahmen) oder bestimmte Zeitfenster von Unfallabläufen bei einer Kernzerstörung, in denen mehrere eng miteinander wechselwirkende Vorgänge gleichzeitig oder kurz hintereinander ablaufen (wie z.B. Kernaufheizung, Aufheizen und ggfs. Versagen von Kühlmittleitungen, Druckentlastungsmaßnahmen, Kernbespeisung).

4.2.21 G 38 Schäden infolge chloridinduzierter transkristalliner Spannungsrissskorrosion an druckführenden Komponenten (neue deutsche Fragestellung)

4.2.21.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

In den letzten 15 Jahren sind in deutschen Kernkraftwerken in zunehmendem Maße Rissbildungen an druckführenden Komponenten bekannt geworden, die aus austenitischen Chrom-Nickel-Stählen gefertigt sind. Die Schadensfälle wurden auf chloridinduzierte transkristalline Spannungsrissskorrosion (TSpRK) zurückgeführt. In geringerem Umfang sind entsprechende Schadensfälle auch aus ausländischen Anlagen bekannt geworden.

Die einzelnen deutschen Anlagen waren in unterschiedlichem Maß betroffen. Detektiert wurden die Schäden insbesondere infolge des Auftretens von Leckagen und durch gezielte zerstörungsfreie Prüfungen nach Übertragbarkeitsbetrachtungen. In der Mehrzahl der Fälle gingen die Rissbildungen von den Innenoberflächen der Komponenten aus. Darüber hinaus sind auch Schädigungen von den Außenoberflächen her bekannt geworden. Betroffen waren insbesondere verschiedene Rohrleitungen und Armaturengehäuse, teilweise auch von Sicherheitssystemen.

Die Schäden wurden durch Chloride unterschiedlicher Herkunft ausgelöst. Als Chloridquellen wurden insbesondere chloridhaltige Montagehilfsmittel und Dichtungen identifiziert. Dem Eintrag von Chloriden wird vor allem durch administrative Maßnahmen begegnet. Für einen großen Teil der Schadensfälle, insbesondere von der Innenoberfläche her, konnte die Chloridquelle nicht eindeutig identifiziert werden, was die Einleitung gezielter Gegenmaßnahmen erschwert.

4.2.21.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Die GRS hat zu den Ereignissen an sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten infolge chloridinduzierter TSpRK mehrere Weiterleitungsnachrichten mit entsprechenden Empfehlungen erstellt. Diese betrafen im Einzelnen:

Schäden in deutschen Anlagen von den Innenoberflächen ausgehend:

- Weiterleitungsnachricht WLN 1987/06 befasst sich mit Schäden an Vorsteuerleitungen von Sicherheits- und Entlastungsventilen im Kernkraftwerk Krümmel. Diese Schäden waren teilweise wanddurchdringend.
- Weiterleitungsnachricht WLN 2001/04 befasst sich mit Rissbefunden im Bereich des Nachkühlstranges zwischen der Erst- und Zweitabsperrramatur im Kernkraftwerk Stade. Gefunden wurden zwei ca. 750 mm lange Rissfelder im unteren Bereich entlang der 5:00-Uhr und 7:00-Uhr-Position, deren maximale Tiefe etwa ein Drittel der Wanddicke betrug.
- Weiterleitungsnachricht WLN 2005/14 befasst sich mit Rissanzeigen an Komponenten des Notspeisesystems im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld und weitere Schäden in anderen Anlagen infolge chloridinduzierter TSpRK.
- Weiterleitungsnachricht WLN 2008/03 befasst sich mit Rissen in Armaturengehäusen mit selbstdichtenden Gehäuseverschlüssen (sogenannten Bredt-schneider-Verschlüssen) im Kernkraftwerk Krümmel. Betroffen war eine Vielzahl von Armaturengehäusen, teilweise mit sicherheitstechnischer Bedeutung.

Schäden in deutschen Anlagen von den Außenoberflächen ausgehend:

- Weiterleitungsnachricht WLN 1998/01 befasst sich mit Schäden an Rohrleitungen infolge der Einwirkung von chloridhaltigen Stoffen wie Abwasser, Klebebänder und Klebstoff in drei deutschen Anlagen. In einem Fall trat eine Leckage in einem vom Reaktordruckbehälter nichtabsperzbaren Bereich auf.

Schäden in ausländischen Anlagen:

- Die Weiterleitungsnachrichten WLN 1982/12, 1983/10 und 2009/02 befassen sich mit entsprechenden Ereignissen in ausländischen Kernkraftwerken, bei denen eine mögliche Übertragbarkeit auf deutsche Kernkraftwerke gegeben war.

4.2.21.3 Sicherheitssignifikanz

Die Anfälligkeit austenitischer Chrom-Nickel-Stähle für chloridinduzierte TSpRK ist seit langem bekannt. Zum Schädigungsmechanismus und seinen Randbedingungen sind ausreichende Informationen verfügbar. Über die Betriebserfahrung und den Stand von

Wissenschaft und Technik wurde von der GRS in ausführlich berichtet. Aus Sicht der GRS besteht kein weiterer Forschungsbedarf.

Die transkristallinen Rissbildungen zeigen sich meist in verästelter Form in Rissfeldern. Die Risstiefen waren unterschiedlich, vereinzelt traten auch wanddurchdringende Risse auf. Ein großflächiges Versagen wurde bislang nicht beobachtet. In keinem Fall musste die betroffene Anlage abgefahren werden oder war die Anforderung von Sicherheitssystemen erforderlich. Die Schäden traten vor allem an Rohrleitungen kleiner Nennweite auf. Nur wenige davon wurden in vom Reaktordruckbehälter nicht absperrbaren Bereichen festgestellt. Wanddurchdringende Schädigungen waren teilweise mit kleinen Leckagen verbunden. Schäden an Armaturengehäusen und Behältern lagen in Bereichen, die auslegungsgemäß robuster ausgeführt waren.

Die potenzielle Bedeutung der Ereignisse besteht darin, dass nicht rechtzeitig erkannt aktives Risswachstum zum Versagen des betroffenen Bauteils führen kann.

Die Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen wurde für diese Fragestellung mit **Gering** eingeschätzt.

4.2.21.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Es besteht für diese Fragestellung kein weiterer Forschungsbedarf.

4.3 Nationaler und internationaler Erfahrungsaustausch

Ein westlicher Aspekt in dem Vorhaben war und ist der internationale Erfahrungsaustausch. Der amerikanischen Aufsichtsbehörde USNRC wurde der Zugang zur Tochterdatenbank **GeSi-International** (siehe Abb. 4.3-1) ermöglicht. Dies führte in der Nachfolge zu zusätzlichen Informationswünschen von Seite der NRC z.B. zur Sumpfansaugungsproblematik und zur Hohlwirbelbildung, die durch die GRS erfüllt wurden.

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

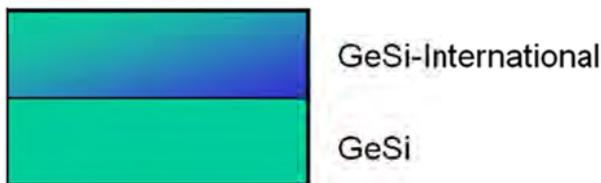


Abb. 4.3-1: Interne Struktur der Datenbank GeSi und GeSi International

Zentraler Punkt in diesem Arbeitspunkt war jedoch die Unterstützung der IAEA beim Aufbau des Nuclear Safety and Security Networks (GNSSN) und des Regulatory Networks (RegNet) und hier speziell für das Generic Safety Issues Network.

Im Rahmen des Vorhabens erfolgte am 22.-23. März 2011 die Teilnahme am Coordination Meeting in Wien zwischen dem BMU/GRS und der IAEA/BON11/.

Ziel des Meetings war es, die Arbeiten der Beteiligten zum Aufbau des GNSSN bzw. RegNet abzustimmen, das GNSSN Steering Committee Meeting vorzubereiten und eine Strategie sowie die zukünftige Erweiterung des GNSSN zu erarbeiten.

Hierzu wurde von GRS-Seite u.a. die **GeSi-** bzw. **GeSi-International**-Datenbank vorgestellt. Im Rahmen der Tagung wurden auch die Vor- und Nachteile einer Software-Umstellung der Datenbank GeSi von Lotus Notes auf Share Point diskutiert, da zukünftig bei der IAEA nur noch Share Point für GNSSN Seiten verwendet werden soll.

Von der IAEA wurde lobend die deutsche Vorgehensweise bei der Behandlung von generischen Fragestellungen hervorgehoben. Man kam zum Schluss, dass ein solcher Aufwand nur von einigen größeren Ländern zu bewältigen sei, wie z.B. den USA, Spanien, Kanada, Frankreich und Deutschland. Die internationale GSI-Seite sollte deshalb vor allem von diesen Ländern bestückt werden. Damit wäre gewährleistet, dass die anderen Länder von der Erfahrung dieser Länder profitieren könnten.

Die GRS wurde ausdrücklich gebeten, die IAEO bei der Umsetzung der GSI-Seiten in der RegNet-Plattform zu unterstützen.

4.4 Auswertung der Nuklearen Sicherheitskonvention

Die Informationen aus der im April 2011 abgeschlossenen 5. Überprüfungskonferenz zu Nuklearen Sicherheit wurden, soweit sie bei der Durchführung des Screenings bzw. bei der vertieften Auswertung schon vorlagen, mit berücksichtigt. Eine generelle Auswertung der 5. Überprüfungskonferenz erfolgt im Nachfolgevorhaben.

4.5 Bewertung generischer Sicherheitsfragen

Im Rahmen der Pflege der Datenbank erfolgte neben der Überprüfung der aktuellen Abbildung des Standes von W&T auch die kontinuierliche Überprüfung bezüglich der korrekten Einschätzung der Sicherheitssignifikanz der generischen Fragestellungen für deutsche Anlagen. Wie die Tabelle 4.5-1 zeigt traten innerhalb des Vorhabenszeitraumes insgesamt 11 Änderungen in der Signifikanzeinschätzung auf, zwei (bzw. 4, wenn man die beiden Fragestellungen die im Vorgängervorhaben begonnen und in dem laufenden Vorhaben abgeschlossen wurden, hinzurechnet) Fragestellungen kamen neu hinzu.

Tab: 4.5-1 Änderungstendenz der Sicherheitsignifikanz in der Datenbank GeSi im Vorhabenszeitraum Dez. 2009 bis Juni 2011.

Sicherheitsignifikanz	Issue	Änderung
<u>Hoch</u>	ES 1	aus <u>Keine/Gelöst</u>
	G 32	aus <u>Mittel</u> (<u>Neu</u> : Anfangseinschätzung)
	G 33	aus <u>Mittel</u> (<u>Neu</u> : Anfangseinschätzung)
<u>Mittel</u>	ES 6	aus <u>Keine/Gelöst</u>
	F 16	aus <u>Keine/Gelöst</u>
	G 13	aus <u>Gering</u>
	G 37	<u>Neu</u>
<u>Gering</u>	F 35	aus <u>Keine/Gelöst</u>
	G 38	<u>Neu</u>
<u>Keine/Gelöst</u>	PC 1	aus <u>Gering</u>
	PC 7	aus <u>Gering</u>
	MA 3	aus <u>Mittel</u>
	MA 9	aus <u>Mittel</u>
	F 75	aus <u>Gering</u>

Zwei Fragestellungen wurden aufgrund neuerer Erkenntnisse aus der Signifikanzstufe **Keine/Gelöst** (ES 1, Zuverlässigkeit der Netzversorgung) bzw. der Signifikanzstufe **Mittel** (G 32, Brand PSA) auf die Stufe **Hoch** heraufgestuft. Die beiden letzten Fragestellungen waren anfänglich im Screening vorläufig auf **Mittel** eingestuft worden und

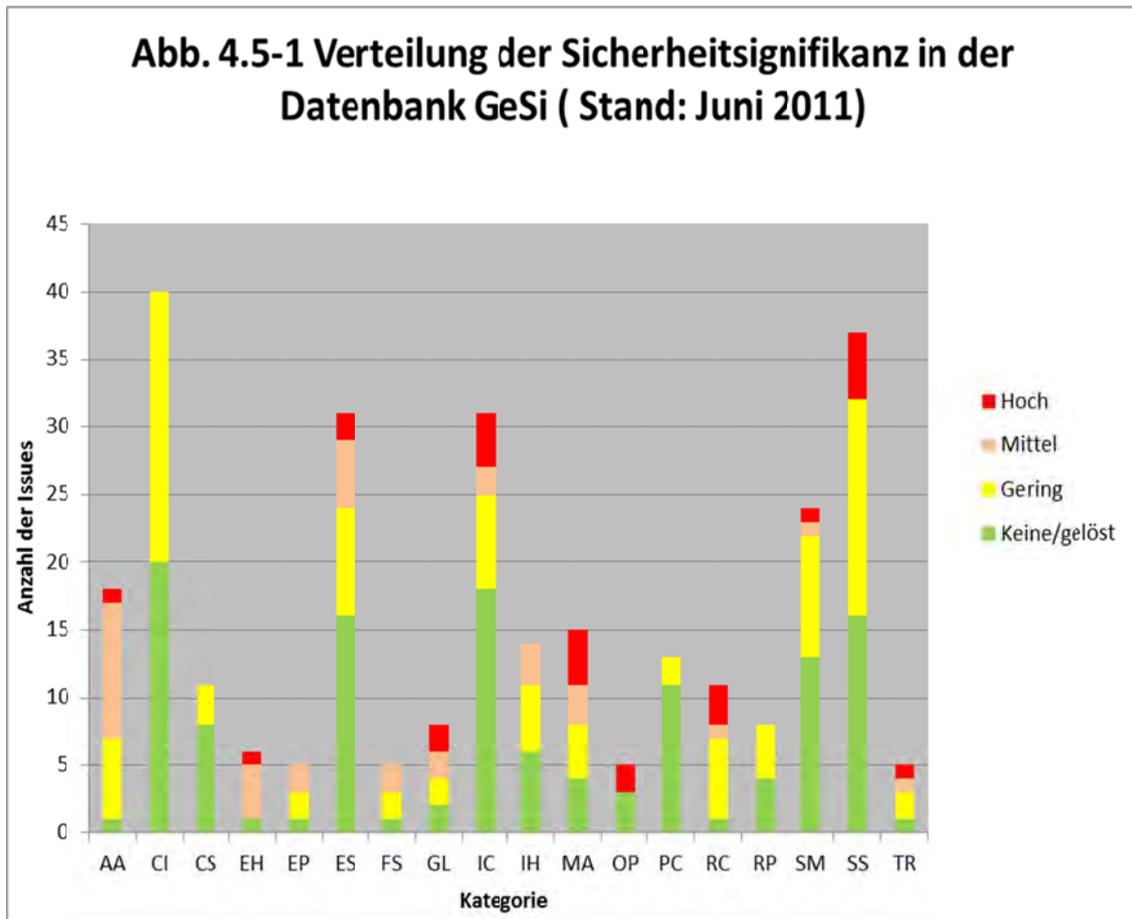
sind aufgrund der in der vertieften Untersuchung gewonnen Erkenntnissen hochgestuft worden.

In die Sicherheitssignifikanzstufe **Mittel** wurden 2 Fragestellungen aus der Stufe **Keine/Gelöst** (ES 6, Zuverlässigkeit der Gleichstromversorgung, F 16, Zuverlässigkeit der KKW-Elektrizitätsversorgung), eine Fragestellung aus der Stufe **Gering** (G 13, Quantifizierung der Unsicherheiten von best estimate Analysen) hochgestuft. Eine Fragestellung (G 37, Methoden zur Durchführung einer dynamischen PSA) wurde neu in diese Gruppe eingefügt.

In die Sicherheitssignifikanzstufe **Gering** wurde neu eine Fragestellung aus der Stufe **Keine/Gelöst** hochgruppiert (F 35, Alterung von Primärkreislauf-Bauteilen aus Inconel) und eine ist neu hinzugekommen (G 38, Schäden infolge chloridinduzierter transkristalliner Spannungsrisskorrosion an druckführenden Komponenten).

Bei fünf Fragestellungen konnte aufgrund neuerer Erkenntnisse die Signifikanzstufe auf **Keine** bzw. **Gelöst** geändert werden (aus **Gering**: PC 1, Überdruckabsicherung für den Primärkreis und daran angeschlossene Systeme, PC 7, Wasserschlag in der Speisewasserleitung, F 75, Brandschutzklappen; aus **Mittel**: MA 3, Vorhaltung von ausreichendem Personal, MA 9, Effektive Qualitätssicherungsprogramme).

Die Abbildung 4.5-1 zeigt die Sicherheitssignifikanz-Verteilung der Datenbank **GeSi** mit dem Stand Juni 2011 (Ende des Vorhabens). Im Vergleich zum Vorgängervorhaben sind nur unwesentliche Verschiebungen in Bezug zu den Kategorien wie z.B. Sicherheitssysteme (SS), Reaktorkern (RC) usw. zur Anzahl der darin eingruppierten Fragestellungen, sortiert nach Sicherheitssignifikanz, feststellbar.



4.5.1 Generische Fragestellungen mit der Sicherheitssignifikanz Hoch

Im Rahmen der Pflege erfolgte kontinuierlich (AP 1 bzw. AP 2) die Überprüfung der Fragestellungen nach der Abdeckung des Standes von W&T. In diesem Zusammenhang wurde ebenfalls überprüft, ob die Sicherheitssignifikanzeinschätzung für deutsche Anlagen noch korrekt ist. Gegebenenfalls wurde sie aufgrund neuerer Erkenntnisse angepasst.

Wie Anhang 2 zeigt werden derzeit 27 generische Fragestellungen in der Datenbank mit der Sicherheitssignifikanz **Hoch** eingeschätzt, das sind 3 Fragestellungen mehr als

am Vorhabensende des Vorgängervorhabens. Zwei dieser drei neuen Fragestellungen sind neue hinzugekommene Fragestellungen (G 32 und G 33).

5 Zusammenfassung

Die GRS als eine unabhängige wissenschaftliche, gemeinnützige Sachverständigen-Organisation 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.

Die Behandlung und Dokumentation von generischen Fragestellungen im Rahmen der Datenbank **GeSi** hat sich gut bewährt, wie die Resonanz sowohl von internationaler wie nationaler Seite zeigt. Im Rahmen des Vorhabens wurden die Informationen und die deutschen Einschätzungen von generischen Fragestellungen dem internationalen Fachpublikum zugänglich gemacht (Tochter-Datenbank: **GeSi International**) und so ein wichtiger Beitrag zum Aufbau des Globalen Nuklearen Sicherheits- und Sicherungsnetzwerkes (GNSSN) geleistet.

In diesem Zusammenhang erfolgte auf Einladung der IAEO die Teilnahme am Coordination Meeting zwischen der IAEA und dem BMU/GRS am 22.-23. März 2011 in Wien.

Ziel des Meetings war es, die Arbeiten der Beteiligten zum Aufbau des GNSSN bzw. RegNet abzustimmen, das GNSSN Steering Committee Meeting vorzubereiten und eine Strategie sowie die zukünftige Erweiterung des GNSSN zu erarbeiten. Die GRS wurde hierbei ausdrücklich von der IAEO gebeten, sie bei der Umsetzung der GSI-Seiten in der GNSSN- bzw. RegNet-Plattform zu unterstützen.

Ein wesentlicher Aspekt in dem Vorhaben war der internationale Erfahrungsaustausch. Der amerikanischen Aufsichtsbehörde USNRC wurde durch den Zugang zur Tochterdatenbank **GeSi-International** ermöglicht, ihre Einschätzung von generischen Fragestellungen mit unserer zu vergleichen. Dies führte zu Informationswünschen von Seiten der NRC z.B. zur Sumpfansaugungsproblematik und zur Hohlwirbelbildung, die durch die GRS erfüllt wurden und stellt demnach ein klassisches Beispiel für eine gute und vertrauensvolle Partnerschaft auf dem Nuklearsektor dar (Forderung des Gipfels in Heiligendamm).

Im Vorhaben erfolgte im Rahmen des Arbeitspunktes „Pflege des Datenbestandes“ in einem ersten Schritt eine grobe Überprüfung der Aktualität bzw. des Anpassungsbedarfes aller Fragestellungen in der Datenbank (derzeit ca. 290) in Bezug auf die korrekte Abbildung des Standes von Wissenschaft und Technik (Screening).

Aufgrund der im Vorhaben nur begrenzt zur Verfügung stehenden Mittel musste ein Ranking bezüglich der Überarbeitungsnotwendigkeit der Fragestellungen eingeführt werden. Hierzu wurde eine dreistufige Dringlichkeitsskala eingeführt. Kategorie 1 enthält alle Fragestellungen, die als dringend überarbeitungsbedürftig gelten. In Kategorie 2 werden alle Fragestellungen eingruppiert, die mittelfristig überarbeitungsbedürftig sind. In die letzte Kategorie 3 wurden alle langfristig überarbeitungsbedürftigen Fragestellungen eingruppiert.

Von den 94 Fragestellungen, die im Screening als überarbeitungsbedürftig herausgefiltert wurden, sind 19 als dringend überarbeitungsbedürftig, 46 als mittelfristig überarbeitungsbedürftig und der Rest als langfristig überarbeitungsbedürftig eingeschätzt worden.

Die 19 dringend überarbeitungsbedürftigen Fragestellungen wurden im Vorhaben einer vertieften Untersuchung und Bearbeitung unterworfen und so an den Stand von W&T angepasst.

An neu aufkommenden sicherheitstechnisch wichtigen generischen Fragestellungen wurden 7 Fragestellungen identifiziert. Zwei Fragestellungen, Issue G 37, Methoden zur Durchführung einer dynamischen PSA und Issue G 38, Schäden infolge chloridinduzierter transkristalliner Spannungsrisskorrosion an druckführenden Komponenten sowie zwei bereits im Vorgängervorhaben begonnene (G 32, Brand PSA, G 33 Hoch-

energetisches elektrisches Versagen) und im laufenden Vorhaben abgeschlossene Fragestellungen sind in die Datenbank **GeSi** neu aufgenommen worden.

Fünf neue als wichtig identifizierte Fragestellungen zum Themenfeld „Einwirkungen von Außen und PSA“ sind aufgrund der Fukushima–Ereignisse und ihrem Bezug hierzu vorläufig zurückgestellt worden, um ggf. weiter Erkenntnisse einbeziehen zu können. Sie sollen im Nachfolgevorhaben, nachdem detailliertere Informationen aus Japan vorliegen, abgeschlossen werden.

In der Datenbank sind in Bezug auf ihre sicherheitstechnische Signifikanz im Vorbereitungszeitraum 10 Fragestellungen neu eingruppiert und 4 Fragestellungen neu hinzugekommen.

Mit Stand Juni 2011 enthält die Sicherheitssignifikanz-Kategorie **Hoch** 27 Fragestellungen. Dies sind drei Fragestellungen mehr als im Vorgängervorhaben. Die Kategorie **Hoch** enthält vor allem die Fragestellungen, für die die Kenntnisunsicherheit sehr hoch ist und noch keine ausreichende Lösung vorhanden ist, d.h. großer Forschungs- und Umsetzungsbedarf besteht.

Für das Nachfolgeprojekt ist eine kontinuierliche Überprüfung aller Fragestellungen bezüglich der Aktualität der Aussagen und gegebenenfalls Anpassungen speziell in Bezug auf die neuesten Erkenntnisse aus dem Erdbebenereignis vom 11. März 2011 in Japan notwendig.

Da die Informationen aus der Datenbank **GeSi-International** über das Global Nuclear and Security Network für die Mitgliederländer der IAEO einsehbar sind, ist die Aktualität der Informationen in der **GeSi** bzw. **GeSi-International** für die Zukunft zwingend notwendig. Wie das laufende Vorhaben zeigt besteht hierzu ein Nachholbedarf.

6 Literatur

- /ALB08/ E. Albstadt
Fluid-structure interaction during artificially induced water hammers in a tube with a bend – experiments and analyses, Multiphase Science and Technology, Vol. 20, 2008

- /ATG 08/ Atger, Arnauld
 Overview of the Operational Feedback Experience System in France
 IRSN, 2. – 4. September 2008, Wien
- /BON11/ Bönigke, Günther
 Reisebericht Coordination Meeting BMU/GRS – IAEA
 Wien, April 2011
- /EPR 92/ EPRI
 Water Hammer Prevention, Mitigation, and Accommodation
 EPRI NP-6766. 1992
- /EPR96a/ EPRI
 Water Hammer Prevention, Mitigation, and Accommodation: Volume 1
 Plant Water Hammer Experience, 1996
- /EPR96b/ EPRI
 Water Hammer Prevention, Mitigation, and Accommodation: Volume 2
 Root Cause Analysis for Plant Water Hammer Experience, 1996
- Siehe auch EPRI Home
 Page:<http://my.epri.com/portal/server.pt?space=CommunityPage&cached=true&parentname=ObjMgr&parentid=2&control=SetCommunity&CommunityID=221&PageIDqueryComId=0>
- /GIO 00/ M. Giot
 Two-Phase Flow water hammer transients and load on materials and structures of npps, 2000, FIKS-CT-2000-00106
- /IAE 07/ IAEA
 Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants with Pressurized Heavy Water Reactors and Measures for their Resolution, IAEA-TECDOC-1554, Vienna 2007

- /IAE 11/ IAEA
Home Page IAEA GNSSN
[http://gnssn.iaea.org/sites/auth/RegNet/CCA/GER/WebPartPages/Generic%20Safety%20Issues%20\(GSI\).aspx](http://gnssn.iaea.org/sites/auth/RegNet/CCA/GER/WebPartPages/Generic%20Safety%20Issues%20(GSI).aspx)
- /IAE 98/ IAEA
Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants with Light Water Reactors and Measures taken for their Resolution,
IAEA-TECDOC-1044, Vienna 1998
- /NUR11/ NRC
Resolution of Generic Safety Issues
(Formerly entitled: „A Prioritization of Generic Safety Issues“)
NUREG-0933, (Status: Aktualisierung fortlaufend)
- /NUR11b/ NRC Homepage: Generic Safety Issue Program
<http://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/gen-issues.html>
- /NUR97/ NRC
Individual Plant Examination Program:
Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance
NUREG-1560, December 1997
- /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

7 Anhänge

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

Design Safety Issues/ Sicherheitsfragen Auslegung

General/ Allgemein (GL)

- GL 1 ↓ Klassifizierung von Reaktorkomponenten
- GL 2 ↓ Qualifizierung von Einrichtungen und Strukturen unter Berücksichtigung der Alterungseffekte
- 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 ⊗ Federbelastete Sicherheits- und Entlastungsventil-Zuverlässigkeit
- 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
- SS 10 ⊗ Funktion der FD-Sicherheitsventile bei niedrigen Drücken

Code	Titel
SS 11	↓ Thermoschock oder Ermüdung aufgrund von Einspeisung von kaltem Notspeisewasser in die Dampferzeuger
SS 12	⊗ Emergency feedwater system reliability
SS 13	↓ Bedarf an H2 Controlmaßnahmen bei Auslegungsstörfällen (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
Electrical and other support systems / Elektrische und andere unterstützende Systeme (ES)	
ES 1	↑ Zuverlässigkeit der Netzversorgung
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	← Zuverlässigkeit der Gleichstromversorgung
ES 7	← Control room habitability (In Bearbeitung)
ES 8	⊗ Reliability of instrument air systems
ES 9	↓ Solenoid valve reliability
Instrumentation and control (incl. protection systems)/ Instrumentierung und Regelung (IC)	
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	⊗ Zuverlässigkeit der Leittechnik
IC 5	⊗ Fehlen der On-line Prüfbarkeit des Reaktorschutzsystems
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
Internal hazards/ Anlageninterne Einwirkungen (IH)	
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
External hazards/ Einwirkungen von außen (EH)	
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
EH 4	← Bewertung von anlagenspezifischen zivilisationsbedingten äußeren Einwirkungen
Accident analysis/ Unfallanalyse (AA)	
AA 1	← Angemessenheit von Umfang und Methodik der Analyse der Auslegungsstörfälle

Code	Titel
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)
Containment and other structures/ Containment und andere Strukturen (CS)	
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
Operational Safety Issues/ Sicherheitsfragen Betrieb Management/ Management (MA)	
MA 1	← Austausch von Teilen sowie deren Beschaffung und Qualitätssicherung (siehe auch G 18)
MA 2	⊗ Fitness for duty
MA 3	⊗ Vorhaltung von ausreichendem Personal
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	⊗ Effektive Qualitätssicherungsprogramme
MA 10	← Angemessenheit von Betriebsanweisungen und ihre Benutzung
MA 11	↓ Angemessenheit von Störfallprozeduren und Notfallprozeduren
MA 12	↓ Effectiveness of maintenance programmes
Operations/ Betrieb (OP)	
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)
Surveillance and maintenance/ Überwachung und Wartung ,Instandsetzung (SM)	
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	↓ Unzureichende Überprüfung der Auslösesysteme für aktive Sicherheitseinrichtungen
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)
Training/ Training (TR)	
TR 1	⊗ Angemessenes Training der Feuerwehr
TR 2	↓ Einsatz von anlagenspezifischen (Full Scope) Simulatoren
TR 3	↑ Training von Accident Management Maßnahmen
Emergency preparedness (incl. physical protection)/ Notfallvorbereitung (EP)	
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
Radiation protection/ Strahlenschutz (RP)	
RP 1	↓ Belastung durch "Heisse Teilchen"
RP 2	⊗ Strahlung aus Durchführungen im biologischen Schild

Code	Titel
RP 3	↓ Maßnahmen zur Einhaltung von Dosisgrenzwerten, um internationale Empfehlungen zu befolgen
Fuel storage/ BE-Lagerung (FS)	
FS 1	↓ Alterung von Absorbermaterialien in Brennelement-Lagerbecken
FS 2	↓ Möglichkeit eines Kühlmittelverlustes aus dem Brennelementlagerbecken
FS 3	← Brennelementbeschädigung während der Handhabung
IAEA Countries/ IAEA Länder	
US/ Amerikanische Fragestellungen (U)	
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 Limitorque
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)
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 Sicherheitsbereich bei TMI 1 in den USA (US-GSI 177)
U 66	⊗ Überprüfung des Spikingfaktors für Jod durch die NRC (US GSI 197)
France/ Französische Fragestellungen (F)	
F 1	↓ Verbesserung u. Entwicklung der Ingenieure für die Ausbildung, die den Betrieb und die Sicherheit betrifft

Code	Titel
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
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

Code	Titel
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)
Germany/ Deutsche Fragestellungen (G)	
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

Code	Titel
G 11	↘ Zuverlässigkeit zerstörungsfreier Prüfungen
G 12	↘ Alterungsmanagement
G 13	↔ Quantifizierung der Unsicherheiten von 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
G 37	↔ Methoden zur Durchführung einer dynamischen PSA
G 38	↘ Schäden infolge chloridinduzierter transkristalliner Spannungsrissskorrosion an druckführenden Komponenten
Sweden/ Schwedische Fragestellungen (S)	
S 1	↘ Ereignis in der Anlage Forsmark-1 vom 25.07.2006

Code	Titel
Hohe	
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	↑Verstopfung der Sumpfsiebe bei einem Kühlmittelverluststörfall (siehe auch G 4, U 56)
SS7	↑Auskristallisation von Borsäure und Borverdünnung im Kern bei Kühlmittelverluststörfällen
ES1	↑Zuverlässigkeit der Netzversorgung
IC6	↑Zuverlässigkeit und Sicherheitsfragen bei der Umstellung auf digitale Leittechnik
IC14	↑Füllstandinstrumentierung des Reaktordruckbehälters in SWRs
AA4	↑Notwendigkeit von Analysen für den Nichtvolllastbetrieb
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 F 46)
TR3	↑Training von Accident Management Maßnahmen
U56	↑Verstopfung der Sumpfsiebe GSI-191(NUREG -0933) siehe auch G 4 , SS 1
F22	↑Entborierung des Primärkühlmittels
F46	↑Prozeduren für Zustände, in denen sich das Kühlmittelniveau auf Mittelloopbetrieb befindet (siehe auch
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 Sumpfsie SS 1, U 56)
G5	↑Hochabbrand von Brennelementen (siehe auch RC5,U26)
G14	↑Sicherheitskultur / Sicherheitsmanagement
G19	↑Menschliche Einflussfaktoren
G20	↑Bewertung von menschlichen Fehlern
G30	↑Zuverlässigkeit von software-basierten Schutzeinrichtungen
G31	↑Zuverlässigkeit von software-basierten Meßtechnik
G32	↑Brand PSA
G33	↑Hochenergetisches elektrisches Versagen
Mittlere	
GL3	←Unzulänglichkeit von Zuverlässigkeitskenngrößen
RC3	←Stabilitätsverhalten in SWR
ES6	←Zuverlässigkeit der Gleichstromversorgung
ES7	←Control room habitability (In Bearbeitung)
IC7	←Zuverlässige Belüftung der Warte (siehe auch F 70, ES 7) (in Bearbeitung)
IH1	←Notwendigkeit einer systematischen Brandgefahrenanalyse und Bewertung
IH2	←Maßnahmen zur Verhinderung von Bränden / bautechnische Brandschutzmaßnahmen
IH4	←Vermeidung von nachteiligen Auswirkungen der Brandschutzsysteme auf die Anlagensicherheit
EH1	←Überprüfung der seismischen Auslegung
EH2	←Seismische Wechselwirkung von Bauwerken oder Betriebsmitteln mit sicherheitstechnisch wichtigen S
EH3	←Bewertung von anlagenspezifischen naturbedingten äußeren Einwirkungen
EH4	←Bewertung von anlagenspezifischen zivilisationsbedingten äußeren Einwirkungen
AA1	←Angemessenheit von Umfang und Methodik der Analyse der Auslegungsstörfälle
AA5	←Notwendigkeit von Analysen für auslegungsüberschreitende Störfälle
AA6	←Notwendigkeit der Analyse von ATWS
MA1	←Austausch von Teilen sowie deren Beschaffung und Qualitätssicherung (siehe auch G 18)
MA7	←Analyse von Ereignissen: die Identifizierung des menschlichen Faktors und der Organisation als mögli
MA10	←Angemessenheit von Betriebsanweisungen und ihre Benutzung
EP3	←Notwendigkeit für ein Technisches Support Centre
FS3	←Brennelementbeschädigung während der Handhabung
F16	←Zuverlässigkeit der KKW-Elektrizitätsversorgung
F70	←Schutz der Warte gegen Eindringen von giftigen Gasen (siehe IC 7) (in Bearbeitung)
G1	←Know-how-Erhalt bei Betreibern u. Gutachtern in ausstiegsorientierten Ländern
G6	←ATWS (siehe auch AA6)
G8	←Thermische Leistungserhöhung
G10	←Zirkoniumbrand
G13	←Quantifizierung der Unsicherheiten von best estimate Analysen
G15	←H2-Problematik bei schweren Störfällen
G16	←Phänomene des Kernzerstörungsunfalls

Code	Titel
G18	← Austausch gleichartiger Bauteile (Siehe auch MA 1)
G21	← Kühlung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter
G22	← Kühlung der Schmelze ausserhalb des RDB's
G23	← Whiskerbildung an leittechnischen Baugruppen in deutschen Anlagen
G28	← Notwendigkeit des Einsatzes von schnellen Störfall- bzw. Unfalldiagnose- bzw. Prognoseprogramme
G29	← Alterung Elektrischer Einrichtungen
G37	← Methoden zur Durchführung einer dynamischen PSA
Geringe	
GL1	↕ Klassifizierung von Reaktorkomponenten
GL2	↕ Qualifizierung von Einrichtungen und Strukturen unter Berücksichtigung der Alterungseffekte
RC2	↕ Zuverlässigkeit der Verfahrbarkeit von Steuerstäben in DWR und SWR
RC4	↕ Verringerung der Abstände zwischen Brennelementkästen durch Kastenverbiegung beim SWR
RC6	↕ Abrieb- und Korrosion an Brennstabhüllrohren im DWR
CI1	↕ Reactor pressure vessel integrity
CI2	↕ Asymmetric blowdown loads on RPV supports and internals
CI3	↕ BWR core internals cracking
CI8	↕ Pipe cracks and feedwater nozzle cracking in BWRs
CI9	↕ Schwächung oder Versagen von Verschraubungen im Primärkreis
CI12	↕ Im Originaldesign nicht spezifizierte Belastungen
CI15	↕ Steam generator internals damage and plate cracking
PC2	↕ Angemessene Absicherung der Schnittstelle zwischen HD- und ND-Systemen
PC8	↕ Überfüllung der Dampferzeuger infolge einer Fehlfunktion des Regelsystems oder sekundärseitigem A
SS8	↕ Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen
SS9	↕ Containment or confinement leakage from engineered safety features systems during an accident
SS11	↕ Thermoschock oder Ermüdung aufgrund von Einspeisung von kaltem Notspeisewasser in die Dampfer
SS13	↕ Bedarf an H2 Controlmaßnahmen bei Auslegungsstörfällen (DBA)
SS14	↕ Überspeisung der Frischdampfleitungen
SS15	↕ Durchdringungsabschluß von Rohrleitungen mit hochaktiven Flüssigkeiten
SS19	↕ Sicherstellung der Wärmeabfuhr
ES2	↕ Zuverlässigkeit der Notstromdiesel
ES5	↕ Vulnerability of swingbus configurations
ES9	↕ Solenoid valve reliability
IC3	↕ Elektromagnetische Interferenzen in der Leittechnik
IC8	↕ Human engineering of control rooms
IC9	↕ Need for a safety parameter display system
IC16	↕ Establishment and surveillance of setpoints in instrumentation
IH3	↕ Branderkennung und Brandbekämpfung
IH5	↕ Systematische Analyse von inneren Überflutungen
IH6	↕ Need for systematic assessment of high energy line break effects
IH8	↕ Undichte Beckenauskleidung
AA2	↕ Qualität der Anlagendaten für Störfallanalysen
AA3	↕ Validierung von Computer-Rechenprogrammen und des Anlagen-Eingabedatensatzes
AA7	↕ Notwendigkeit der Analyse des totalen Ausfalls der Wechselstromversorgung (station blackout)
CS3	↕ Integrität des Containments bzw. des Sicherheitseinschlusses im Falle von auslegungsüberschreitend
MA6	↕ Management von Änderungen und vorübergehenden Änderungen
MA11	↕ Angemessenheit von Störfallprozeduren und Notfallprozeduren
MA12	↕ Effectiveness of maintenance programmes
SM1	↕ Eignung von zerstörungsfreien Prüfungen
SM3	↕ Use of freeze seals
SM4	↕ Use of pressure injection of compounds to seal leaks
SM5	↕ Unzureichende Überprüfung der Auslösesysteme für aktive Sicherheitseinrichtungen
TR2	↕ Einsatz von anlagenspezifischen (Full Scope) Simulatoren
EP1	↕ Gewährleistung einer effektiven Kommunikation zwischen Kraftwerk und externen Stellen während ein Unfalles
EP2	↕ Contingency planning for physical security
RP1	↕ Belastung durch "Heisse Teilchen"
RP3	↕ Maßnahmen zur Einhaltung von Dosisgrenzwerten, um internationale Empfehlungen zu befolgen
FS1	↕ Alterung von Absorbermaterialien in Brennelement-Lagerbecken
FS2	↕ Möglichkeit eines Kühlmittelverlustes aus dem Brennelementlagerbecken

Code	Titel
U5	↯ Ungenügende Störungserkennung an Erdungen von Gleichstromanlagen
U12	↯ Ausfall eines Drehmomentschalters an einer Armatur
U14	↯ Einschaltversagen von Leistungsschaltern
U18	↯ Mögliche Fehler in der Vorausberechnung von Stellmoment-Anforderungen und Leistungsabgaben von Absperrklappen
U26	↯ Reaktivitätstransienten und Schwellenwerte für Hüllrohrschäden für hoch abgebrannte Brennelemente
U33	↯ Periodischer Nachweis des auslegungsgemäßen Verhaltens von sicherheitstechnisch wichtigen motor Armaturen
U42	↯ Untersuchung über die Zuverlässigkeit des Nachspeisesystems
U45	↯ Unzureichende Zulaufhöhe von Pumpen aufgrund von Druckverlusten über die Ansaugsiebe
U47	↯ Ausfall von Elektromotoren für Antriebe in Kernnotkühlsystemen
U51	↯ Korrosion an Linern aus Stahlblech von Beton-Containments
U57	↯ Unzureichende Zulaufhöhe der Notkühl- und Nachkühlpumpen bei Störfallbedingungen
U59	↯ Potentielle Stickstoff-Ansammlungen durch Rückwärtsleckage aus den Druckspeichern
U60	↯ Rissbefunde im KKW Wolf Creek
U63	↯ Mehrfacher Dampferzeuger Heizrohrbruch (US GSI 163)
F1	↯ Verbesserung u. Entwicklung der Ingenieure für die Ausbildung, die den Betrieb und die Sicherheit betr
F7	↯ Schließ- und Öffnungsprobleme bei Absperrschiebern der Sumpfansaugung des Gebäudesprühsyster
F13	↯ Zuverlässigkeit der RDB-Füllstandsmessung unter Störfallbedingungen
F17	↯ Jod-131- Problem während der Instandhaltung
F25	↯ Analyse des Ereignisses in Cattenom 2 am 13.1 1997 mit mehreren simultanen Ausfällen
F26	↯ Probleme bei der RDB-Niveaumessung und der Durchflussmessung des Primärkreises bei Heissabsc
F27	↯ Risiken während der Rückführungsphasen (im Sumpfbetrieb) des Containmentprühsystems und des Sicherheitseinspeisesystems (unter KMW-Bedingungen)
F28	↯ Lecks an den Abzweigen der Rohrleitungen des Not- und Nachkühlsystems
F30	↯ Temperaturschichtungen an der gemeinsamen Rohrleitung des Normal- und des Hilfseinspeisesystem Dampferzeuger
F34	↯ Leck im Nachkühlsystem von Civaux 1
F35	↯ Alterung von Primärkreislauf-Bauteilen aus Inconel
F37	↯ Korrosionserscheinungen an der Phasengrenze Gas/Wasser bei Leitungen die nicht ständig durchströ
F38	↯ Risse in den Flanschen der thermischen Barriere der Hauptkühlmittelpumpen
F43	↯ Alterung von martensitischen Stählen
F48	↯ Analyse des Ablaufs des Ereignisses in Civaux 1 (siehe F34) am 12.05.98
F52	↯ Beschädigung der BE-Zentrierstifte in Nogent 1
F54	↯ Risse in Regelstab-Antriebsgehäusen
F56	↯ Verformungen der Brennelemente
F60	↯ Alterung der Dichtungen von Sicherheitsbehälter-Durchführungen
F63	↯ Erwartete Sicherheitsbehälterlebensdauer
F68	↯ Amöben in der Nebenkühlwasserleitung
F73	↯ Alterungserscheinungen am Träger der Schaltungschassis
F76	↯ Korrosion an Leitungen, die durch die Dichtungspaste an den Durchführungen verursacht wurden
F78	↯ Fehler an der Ausrüstung des Systems RIC/APE (Incore-Instrumentierung für Bedingungen in Abhäng Betriebszustand)
F79	↯ Entwicklung und Erhaltung der Kompetenzen für die Analyse des Risikos (Know-how-Erhalt, Ausbildur
G9	↯ Radiolysegasreaktionen
G11	↯ Zuverlässigkeit zerstörungsfreier Prüfungen
G12	↯ Alterungsmanagement
G17	↯ Fehler bei der Handhabung von Lasten in DWR- und SWR-Anlagen
G24	↯ Kühlmittelrückhaltung bei Kühlmittelverluststörfällen in Totraumvolumina
G25	↯ Montagefehler bei HILTI-Dübeln für Rohrleitungshalterungen
G27	↯ Schäden an Rohrleitungen in Nebenkühlwassersystemen für sicherheitstechnisch wichtige Kühlstellen
G36	↯ Ruthenium
G38	↯ Schäden infolge chloridinduzierter transkristalliner Spannungsrisskorrosion an druckführenden Kompo
S1	↯ Ereignis in der Anlage Forsmark-1 vom 25.07.2006
Keine	
CI4	⊗ Thimble tube thinning
CI5	⊗ Inconel-600 cracking
CI6	⊗ Steam generator collector integrity
CI7	⊗ Dampferzeuger-Heizrohrintegrität

Code	Titel
CI10	⊗ Heavy components support stability
CI11	⊗ Cast stainless steel cracking
CI13	⊗ Boron corrosion on reactor coolant pressure boundary
CI14	⊗ Beeinträchtigung der Integrität von Frischdampf- und Speisewasserleitungen
PC1	⊗ Überdruckabsicherung für den Primärkreis und daran angeschlossene Systeme
PC3	⊗ Reactor coolant pump seal failures
PC4	⊗ Safety, relief and block valve reliability - primary system
PC5	⊗ Safety, relief and block valve reliability - secondary system
PC6	⊗ Federbelastete Sicherheits- und Entlastungsventil-Zuverlässigkeit
PC7	⊗ Wasserschlag in der Speisewasserleitung
SS2	⊗ ECCS water storage tank and suction line integrity
SS3	⊗ ECCS heat exchanger integrity
SS4	⊗ Mögliche Beschädigung der Notkühl- oder Gebäudesprühumpen nach der Umschaltung von Einspeisumpfbetrieb
SS5	⊗ Diversion of recirculation water (holdups in containment)
SS6	⊗ Borkristallisation
SS10	⊗ Funktion der FD-Sicherheitsventile bei niedrigen Drücken
SS12	⊗ Emergency feedwater system reliability
SS16	⊗ Zuverlässigkeit von motorangetriebenen Armaturen in Sicherheitssystemen
SS17	⊗ Reliability and mechanical failure of safety related check valves
SS18	⊗ Potential failure of the scram system due to loss of discharge volume
ES3	⊗ Scope of systems supplied by emergency on-site power
ES4	⊗ Abgestufte Schutzfunktion der Schalter
ES8	⊗ Reliability of instrument air systems
IC1	⊗ Physikalische Trennung der Impulsleitungen für das Reaktorschutzsystem
IC2	⊗ Unzureichende elektrische Entkopplung von sicherheitstechnisch wichtigen und nicht wichtigen Einricht
IC4	⊗ Zuverlässigkeit der Leittechnik
IC5	⊗ Fehlen der On-line Prüfbarkeit des Reaktorschutzsystems
IC10	⊗ Nichtausreichen des Diagnosesystems (WWER)
IC11	⊗ Reactor vessel head leak monitoring system
IC12	⊗ Availability and adequacy of accident monitoring instrumentation
IC13	⊗ Water chemistry control and monitoring equipment (primary and secondary)
IC15	⊗ Verbesserung der primärseitigen und sekundärseitigen Leckagefeststellung
IH7	⊗ Bewertung des Risiko's durch den Absturz schwerer Lasten (siehe auch U 64)
IH9	⊗ Need for assessment of turbine missile hazard
CS1	⊗ Bewertung der dynamischen Lasten von WWER-440/213 Containments
CS2	⊗ Einschätzung eines SWR-Containments unter dynamischen Belastungen
MA2	⊗ Fitness for duty
MA3	⊗ Vorhaltung von ausreichendem Personal
MA5	⊗ Nicht bestimmungsgemäßen Betriebsbedingungen und Ermittlung der Funktionsfähigkeit von Sicherhe
MA9	⊗ Effektive Qualitätssicherungsprogramme
OP1	⊗ Freischaltung von Schutzsystemen
OP2	⊗ Response to loss of control room annunciators
OP3	⊗ Versehentlicher Eintrag von Chemikalien in Sicherheitssystemen
SM2	⊗ Vorbeugende Instandhaltung während des Betriebes
SM6	⊗ Fehlende Richtlinie zu Fremdkörpern in Systemen und Komponenten
SM7	⊗ Control of temporary installations
SM8	⊗ Clear identification of components and system trains
SM9	⊗ Response to low level equipment defects (plant material condition)
TR1	⊗ Angemessenes Training der Feuerwehr
RP2	⊗ Strahlung aus Durchführungen im biologischen Schild
U2	⊗ Versagen von HD-Förderpumpenwellen
U8	⊗ Fehler in Überstromschutzrelais des Typs CR124 (GE)
U9	⊗ Ermittlung der Leckrate zwischen Primär- und Sekundärkreislauf in Dampferzeugern
U22	⊗ Fehlerhafte Daten zur Brandschutzisolierung von Kabeln
U24	⊗ Potential für Überdrücken des Frischdampfsystems
U27	⊗ Überdrehzahl an turbinengetriebenen Pumpen, verursacht durch Spindelklemmen von Regelventilen
U31	⊗ Rißbefunde in vertikalen Schweißnähten von Kernmänteln und Reparaturschäden
U36	⊗ Nichtverfügbarkeit der zusätzlichen Stromversorgung bei Ereignissen mit Station-Blackout

Code	Titel
U39	⊗ Leistungsschalter in Positionen ohne seismische Qualifikation
U40	⊗ Mangel bei der Qualifikation einer störfallfesten Dosisleistungmeßstelle
U41	⊗ Unterdimensionierung von Ölkühlern an Notstrom-Diesel-Generatoren
U48	⊗ Falsche Einbauteile in einem Stellantrieb der Firma Limatorque
U49	⊗ Precursor für Ereignisse mit Kernschäden 1995, Statusbericht
U50	⊗ Precursor für Ereignisse mit Kernschäden 1982-83, Statusbericht
U52	⊗ Zementauswaschung in der Sauberkeitsschicht von KKW-Containments
U61	⊗ Davis Besse Ereignis
U62	⊗ Folgeschäden von Rohrleitungsbrüchen (US GSI 156.61)
U64	⊗ Absturz von schweren Lasten in Kernkraftwerken, Risiken und Konsequenzen (US GSI 186) - siehe au
U65	⊗ Eindringen eines Fahrzeugs in den äußeren Sicherungsbereich bei TMI 1 in den USA (US-GSI 177)
U66	⊗ Überprüfung des Spikingfaktors für Jod durch die NRC (US GSI 197)
F2	⊗ Fehler bei der Entlüftung von Leitungen des Gebäudesprühsystems und des Notkühlsystems in der Ri
F3	⊗ Schwingungen in den Frischdampfleitungen
F4	⊗ Leckage an einem Anschluss des Notkühlsystems
F5	⊗ Verschlechterung der Beschichtung der Sümpfe des Gebäudesprühsystems und des Notkühlsystems
F6	⊗ Koordination der Steuerung der Dieselaggregate
F8	⊗ Innerer Anstrich der Reaktorgebäude
F9	⊗ Probleme mit der Lüftung der Hilfs- und Nebenanlagengebäude
F10	⊗ Dichtungsprobleme bei Absperrventilen des Containments
F11	⊗ Risse an den Stützen der Steuerstabantrieb im RDB
F12	⊗ Alterungserscheinungen an Frischdampfleitungen der 6 ältesten französischen 900 Mwe Anlagen
F14	⊗ Alterungserscheinungen an den Wärmetauschern des Reaktorgebäudesprühsystems an den 6 älteste 900 MWe-Anlagen
F15	⊗ Kein Rückbau von (Bau-)Filtern an dem Beckenlager- und Flutbehältersystem nach der Erstellung in S
F18	⊗ Zuverlässigkeit des zusätzlichen Eigenbedarfs-Stromversorgungssystems LLS
F19	⊗ Innere Struktur der Dampferzeuger
F20	⊗ Funktionsanomalien des 1300 MW Anlagen-Steuerungssystems "Controbloc"
F21	⊗ Instandhaltung der Brandschutzmaterialien
F23	⊗ Überempfindlichkeit von betrieblichen Regelsystemen
F24	⊗ Neutronenflusslanzen
F29	⊗ Zuverlässigkeit der Pumpenaggregate des Sicherheitseinspeisesystems der französischen 900 MWe-
F31	⊗ Undichtigkeiten von Klappen am Nachkühlssystem, die zur Vermeidung des "Dampfkochtopfeffektes" z Armaturen installiert wurden
F32	⊗ Funktionsstörung des Nachkühlsystems (900 MWe)
F33	⊗ Leckagen an der Dichtungsebene des Spiralgehäuses der Hauptkühlmittelpumpen der franz. 900 MW
F36	⊗ Zuverlässigkeit der Strahlungs-Messstellen KRT
F39	⊗ Schäden an den Erdbebenschutzanschlüssen in der Reaktorgrube der franz. 900 MWe- Baulinie
F40	⊗ Betriebsverhalten der Reaktordruckbehälter
F41	⊗ Vorspannung der Verankerungsgewindestäbe von Rohrleitungs- und Geräteträgern
F42	⊗ Alterungserscheinungen von gegossenen Komponenten des Primärkreislaufes
F44	⊗ Ausfälle des Körperschall- Überwachungsgerätes
F45	⊗ Unzureichende Reinigung der Druckhalter- und Volumenausgleichsleitung
F47	⊗ Nachwärmeleistung der Brennelemente nach Entladung in das BE-Becken
F49	⊗ Spannungsabfall der Nickel-Cadmium-Batterien SAFT, KPM Type
F50	⊗ Ausfälle der Hauptschalter der Reaktor Schnellabschaltung
F51	⊗ Ereignisse an Transformatoren
F53	⊗ Überprüfung der Vollständigkeit der bisherigen Betrachtungsweise der Störfallkategorie: "Beherrschun mittels der Regelstäbe"
F55	⊗ Probleme mit dem Getriebe des Antriebs der Regelstäbe
F57	⊗ Nicht auslegungsgemässe Bauausführung des Nebenkühlwassersystem
F58	⊗ Nicht auslegungsgemässe Bauausführung der Trägerverankerung von Rohrleitungen des Zwischenkü
F59	⊗ Risse an der Betonröhre des Nebenkühlwassersystems
F61	⊗ Vorspannung der Träger-Verankerung der Frischdampfleitungen
F62	⊗ Einstellung der neutralen Position der pneumatischen Hauptventile für den Containmentabschluss
F64	⊗ Überwachung der Abdichtung zwischen unterschiedlichen Gebäudeteilen in französischen KKW nach Cruas 2 am 21.8.1990
F65	⊗ Probleme mit dem Beton der Anlage Dampiere
F66	⊗ Jahr 2000-Problem für die industrielle Rechentechnik

Code	Titel
F67	⊗ Jahr 2000-Problem für die Informatik
F69	⊗ Risiken der Grundwasserverschmutzung
F71	⊗ Explosion eines Entgasers der Generator-Dichtölwanne
F72	⊗ Autonomie Druckluftnetz
F74	⊗ Verfall des Verankerungsbetons des Krans SETRI in Tricastin 2
F75	⊗ Brandschutzklappen
F77	⊗ Instandhaltungsdoktrin der bautechnischen Teile, Absacken der Gebäude, Anweisungen für vorbeugende
G7	⊗ Borsäurekorrosion
G26	⊗ Ausfälle von Drehstromschützen in den Kernkraftwerken Isar 1 und Brunsbüttel
G34	⊗ Unkontrollierte Aktivitätsfreisetzung in die Umwelt
G35	⊗ Potentielle Aktivitätsfreisetzung in die Anlage in einem KKW infolge einer systematischen Schädigung Impulsleitungen

Verteiler

Druckexemplare:

Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

Referat RS I 5 5 x

GRS

Bibliothek	(hog)	1 x
Autor	(bon)	2 x
Abteilungsleiter	(sit)	1 x

Gesamt 9 x

PDF-Version:

Extern: Dr. Volland (Bfs) 1 x

GRS

Geschäftsführer	(wfp, stj)	je 1 x
Bereichsleiter	(erv, paa, prg, rot, stc, ver, zir)	je 1 x
Projektcontrolling	(brs)	1 x
Abteilung 6130	(sit)	1 x
TECDO	(rop)	1 x

Gesamt 13 x

**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH**

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Telefon +49 221 2068-0
Telefax +49 221 2068-888

Forschungszentrum
85748 Garching b. München
Telefon +49 89 32004-0
Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200
10719 Berlin
Telefon +49 30 88589-0
Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4
38122 Braunschweig
Telefon +49 531 8012-0
Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de