

Auswertung von Berichten,
Untersuchungen, Studien und
Gutachten anderer Staaten
- Generische Sicherheits-
fragen -
- Nukleare Sicherheits-
konvention -

(Nachfolgevorhaben INT 9113)

G. Bönigke
Dr. B. Pütter

September 2006

Auftrags-Nr.: 800200

Anmerkung:

Das diesem Bericht zu Grunde liegende FE-Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit finanziert. Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Autor.

Kurzfassung

Die im Vorgängervorhaben entwickelte Datenbank wurde in diesem Vorhaben weiterentwickelt. So wurde u. a. die Verlinkung zu den Originaldokumenten im Reiter *Regulatorischer Bezug* vorgenommen. Neu in die Datenbank aufgenommen wurden Informationen zur nuklearen Sicherheitskonvention (Vor- und Nachbereitung der Überprüfungskonferenz), eine automatische Rankingprozedur zur Dynamisierung der Signifikanzeinschätzung, die Integration von Dossiers und Weiterleitungsnachrichten zur Vertiefung des in der generischen Fragestellung aufgeworfenen Problemfeldes und zur Unterstützung der behördlichen Arbeit. Zur Verbesserung der Handhabbarkeit wurden eine Druckprozedur in die Datenbank eingebaut und die fachlichen Ansprechpartner für die jeweiligen Fragestellungen benannt.

Die Verwendung der automatischen Rankingprozedur führte teilweise zur Anpassung der Sicherheitssignifikanz in der Datenbank, da die Prozedur die Bewertungsmaßstäbe konsequenter umsetzt als bei einer „händigen“ Expertenbewertung. Dieses System sollte jedoch kontinuierlich weiterentwickelt werden, um eine weitere Objektivierung der Sicherheitsfragen zu erreichen. Nach Möglichkeit ist eine international abgestimmte Vorgehensweise zu wählen. Die Kategorisierung in die Kategorien *hoch*, *mittel*, *gering* und *keine* hat sich bewährt.

Derzeit befinden sich 25 Fragestellungen in der Datenbank, die mit der Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen *Hoch* eingeschätzt werden. Durch die Verwendung der dynamisierten Signifikanzeinschätzung ändert sich dies abhängig vom Kenntnisstand kontinuierlich.

Die Datenbank wurde während des Vorhabenszeitraums sowohl redaktionell als auch fachlich gepflegt. Dies ist auch zukünftig zur Erhaltung des Standes von Wissenschaft und Technik notwendig.

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

Bei einer Zulassung eines erweiterten Nutzerkreises zur generischen Datenbank GESI ist ein geeignetes gestaffeltes Zugangsberechtigungssystem zu entwickeln.

Insgesamt hat sich die Datenbank GESI voll bewährt.

Abstract

The database created in the predecessor project was developed further in this follow-up project. For example, hyperlinks to the original documents were added under the *Regulatory Basis* flag. The following was newly included in the database: information relating to the Convention on Nuclear Safety (preparation and evaluation of the Review Conference), an automatic ranking procedure for dynamic significance assessment, integration of dossiers and Information Notices for in-depth information about the problem area raised in connection with the generic issue and to support the work of the regulatory authority. To improve handling, a print procedure was installed in the database, and expert contacts were named for the different technical issues.

The use of the automatic ranking procedure led in some areas to a modification of the order of safety significance in the database as this procedure applies the ranking criteria in a more stringent manner than the experts doing it "by hand". This system should, however, be further developed in order to achieve an even more objective approach to the safety issues. If possible, an internationally agreed method should be chosen. Using the categories *high*, *medium*, *low* and *none* has proven successful.

At present, there are 25 issues in the database that are ranked as being *highly* safety significant to German plants. However, due to the dynamic assessment of significance, this is subject to constant change whenever there is new knowledge.

During the term of this project the database has been maintained as regards both layout and content. This will also be necessary in the future to keep up with the state of the art in science and technology.

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

If an extended circle of users is to be given access to the generic GESI database, a suitable, staggered system of authorised access has to be developed.

In all, the GESI database has proved its worth to the full.

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung und Aufgabenstellung.....	1
2	Informationsbasis und Bewertungsmaßstab.....	3
2.1	Informationsbasis	3
2.2	Bewertungsmaßstab.....	4
3	Durchgeführte Arbeiten	9
3.1	Datenbank GESI.....	9
3.1.1	Erweiterungen und Modifikationen.....	11
3.2	Generische Sicherheitsfragen mit der Sicherheitssignifikanz <i>Hoch</i>	20
3.2.1	Issue G 5 - Hochabbrand von Brennelementen	20
3.2.2	Issue G 14 - Sicherheitskultur/Sicherheitsmanagement.....	22
3.2.3	Issue G 19 - Menschliche Einflussfaktoren	24
3.2.4	Issue G 20 – Bewertung von menschlichen Fehlern	30
3.2.5	Issue G 23 – Whiskerbildung an leittechnischen Baugruppen in deutschen Anlagen.....	36
3.3	Vertiefte Untersuchungen einzelner Sicherheitsfragen	37
3.3.1	Entwicklungen auf dem Gebiet ‘Sump Clogging’ seit dem ‘Workshop on Debris Impact on Emergency Coolant Recirculation’	37
3.3.2	Vertiefte Untersuchungen zu Ereignissen mit Entborierung des Kühlmittels.....	43
4	Entwicklungspotential der Datenbank	47
5	Literatur.....	49
	Anhang 1 Thematische bzw. technische Zuordnung.....	55

1 Einleitung und Aufgabenstellung

Die im Vorgängervorhaben INT 9113 entwickelte Datenbank „Generische Sicherheitsfragen“ (GESI) zu generischen Sicherheitsfragen wurde im Vorhaben INT 9152 (/BUA 03/ kontinuierlich gepflegt und weiterentwickelt. Diese Datenbank dient dazu national und international diskutierte generische Sicherheitsfragen einer näheren Analyse zu unterziehen und hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Relevanz für deutsche Verhältnisse zu überprüfen und Fragestellungen, die für die deutsche Sicherheitspraxis von besonderer Bedeutung sind, vertieft nachzugehen. Die Fragestellungen werden in der Datenbank so kompakt dargestellt, dass sie auch als schneller Einstieg in die jeweilige Problematik nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik im Rahmen des Wissensmanagement dienen können. Neben dem nationalen Interesse, der Sicherstellung neuerer Erkenntnisse von sicherheitstechnischen Fragestellungen, dient die Datenbank auch als Basis für die Vorbereitung der Überprüfungskonferenz zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit. Ausgangspunkt und Referenz der Datenbank war der maßgebend auf deutschen Einfluss erarbeitete IAEA-Bericht „Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants with Light Water Reactors and Measures taken for their Resolution“ /IAE 98B/ aus dem Jahre 1998.

Die Grundstruktur dieses Berichts wurde aus Gründen des vereinfachten Informationsaustauschs für die Datenbank GESI übernommen.

Neben den Unterlagen der IAEA wurden noch weitere Quellen, z. B. aus den USA (NUREG-0933), Frankreich und Schweden sowie Vorkommnisse und Erkenntnisse aus deutschen Anlagen, Weiterleitungsnachrichten usw. ausgewertet.

Im Rahmen des Vorhabens erfolgten auch eine Auswertung der Länderberichte und der Fragen und Antworten der jeweiligen Länder im Bezug auf wichtige generische Sicherheitsfragen, die in die Datenbank integriert wurden.

Ein wichtiger Schritt im Vorhaben war die Automatisierung des Klassifizierungssystems bezüglich der Sicherheitssignifikanz.

Der vorliegende Abschlussbericht enthält in Kapitel 2.1 die Darstellung, welche Informationsquellen der Datenbank zugrunde gelegt wurden.

In Kapitel 2.2 ist die im Vorhaben entwickelte automatische Rankingprozedur der Sicherheitsfragen dargestellt.

Im Kapitel 3.1 erfolgt eine allgemeine Beschreibung der neuen Struktur der Datenbank GESI. Im Kapitel 3.2 werden die generischen Sicherheitsfragen, die mit der Sicherheitssignifikanz „hoch“ eingeschätzt werden und im Vorhabenszeitraum neu hinzugekommen sind, kurz dargestellt.

Generische Sicherheitsfragen, die vertieft untersucht wurden, sind im Kapitel 3.3 detaillierter dargestellt.

In den Kapiteln 4 und 5 erfolgen eine kurze Darstellung des Entwicklungspotentials der Datenbank sowie eine Zusammenfassung der durchgeführten Arbeiten.

2 Informationsbasis und Bewertungsmaßstab

2.1 Informationsbasis

In den USA, als einer der führenden Kernenergie betreibenden Nationen, wurde bereits 1976 auf Anforderung des Kongresses bei der NRC ein Programm zur Verfolgung und Lösung von anlagenübergreifenden Sicherheitsfragen eingeführt, das nach dem TMI-Ereignis einen weiteren Anstoß und Modifikationen erfuhr. Die Vorgehensweise und die generischen Sicherheitsfragen wurden in dem NUREG-Bericht 933 dokumentiert. Dieser Bericht ist als „Living document“ angelegt. Das Programm bzw. der Bericht beschreibt die Identifikation und Dokumentation von generischen Fragestellungen, die Zuweisung der notwendigen Priorität, die Entwicklung von detaillierten Aktionsplänen sowie die Projektion der dabei auftretenden Kosten. 1993 erfolgte eine Anpassung der Grenzwerte in der Methodik aufgrund der bis dahin gemachten Erfahrungen. In der Zwischenzeit sind weitere Modifikationen bei der Behandlung von generischen Sicherheitsfragen vorgenommen worden. In NUREG-933 sind mehr als 800 generische Sicherheitsfragen aufgelistet.

In der Nachfolge des Unfalls in der US-Reaktoranlage Three Mile Island Unit 2 (TMI-2) wurde vor allem auch auf Initiative von Deutschland die verstärkte internationale Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit gefördert. Ein Ergebnis dieser Anstrengungen war u. a. der von der IAEA 1998 herausgegebene Bericht „Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants with Light Water Reactors and Measures taken for their Resolution“, IAEA-TECDOC-1044 /IAE 98B/ in dem länderübergreifend wichtige generische Sicherheitsfragen erfasst und ihre jeweiligen länderspezifischen Lösungsansätze beschrieben werden.

Weitere Informationen z. B. aus französischen Anlagen konnten aufgrund von Kontakten zu der GRS-Partnerorganisation IRSN herangezogen und ausgewertet werden. So wurden aus den „Affaire und Analyse Parc“-Berichten insgesamt 79 in Frankreich diskutierte generische Sicherheitsfragen zur Analyse und Bewertung ausgewählt.

Zur Informationsbasis der Datenbank GESI wurden auch Meldungen des Incident Reporting Systems (IRS), die einen generischen Bezug aufweisen, Informationen aus der Teilnahme an Konferenzen zur nuklearen Sicherheitskonvention und anderen Fachtagungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit herangezogen.

Weitere Hinweise bzw. Informationsquellen ergaben sich aus bilateralen Kontakten z. B. mit SKI in Schweden usw. Berücksichtigt bzw. eingebunden wurden auch Informationen, die sich aufgrund der Länderberichte bzw. den Fragen und Antworten der jeweiligen Vertragsstaaten bei den Überprüfungskonferenzen ergeben haben. Neu eingeführt wurde auch die konsequente Berücksichtigung von Weiterleitungsnachrichten soweit sie einen generischen Bezug haben.

Als Basis der Datenbank, auch in der Struktur, diente der IAEA-TECDOC-1044 /IAE 98B/. Die in dem NRC-Bericht NUREG-0933 aufgeführten generischen Fragestellungen (ca. 840) sind in vielen Fällen nicht auf deutsche Verhältnisse übertragbar oder sind bereits in den IAEA-TECDOC-1044 enthalten. Es wurden deshalb aus dem NUREG-Bericht nur solche Fragestellungen ausgewählt, die bisher noch nicht gelöst wurden, z. B. die Sumpfansaugungsproblematik, bzw. die die eine hohe Priorität auswiesen. Mit eingeflossen sind allerdings auch Informationen aus persönlichen Kontakten mit der NRC. Derzeit enthält die Datenbank 268 generische Fragestellungen.

2.2 Bewertungsmaßstab

Die auf der Basis der oben aufgeführten Informationsquellen ausgewählten generischen Fragestellungen sind in einem weiteren Schritt hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Relevanz bzw. Signifikanz für deutsche Anlagen zu bewerten. Als Klassifizierungsmaßstab werden die bereits im Vorgängervorhaben INT 9113 entwickelten Kategorien *hoch*, *mittel*, *gering* und *keine* benutzt. Dieser Maßstab entspricht damit weitgehend der amerikanischen Vorgehensweise in NUREG-0933, jedoch nicht bei der Zuweisung in die jeweiligen Kategorien.

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 probabi-

listischer Sicht ist die Häufigkeit für einen Kernschaden infolge der sicherheitstechnischen Fragestellung grundsätzlich vergleichsweise hoch.

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

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

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

Die Einstufung der generischen Sicherheitsfragen nach der Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen weist sicher einen subjektiven Anteil auf. Zweifellos wäre eine objektivere Einschätzung bei reiner Nutzung der 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 bzw. in einigen Fällen auch sehr aufwendig. Außerdem müsste z. B. eine aktuelle anlagenspezifische PSA vorliegen. Im Vorgängervorhaben und zu Beginn des Vorhabens erfolgte die Einschätzung der Sicherheitssignifikanz einzig auf der Basis einer ingenieurtechnischen Einschätzung der jeweiligen Experten (Expertenbewertung). Es zeigte sich jedoch, dass diese Vorgehensweise in weiten Bereichen sehr subjektiv und die Aussagen der jeweiligen Experten untereinander auch nicht immer vollständig konsistent waren. Außerdem war eine Dynamisierung der Einschätzung kaum möglich. Es wurde deshalb auf der Basis des vorhandenen Bewertungsmaßstabs ein modifiziertes System entwickelt, das den subjektiven Anteil durch eine stärkere Zerlegung in Teilschritte und eine deduktive Vorgehensweise einschränkt. Als Basis für diese Vorgehensweise diente ein Ergebnisbaum mit 5 Ebenen und insgesamt 144 Endverzweigungen. Aufgrund der bei 5 Ebenen bereits sehr großen Anzahl von Zweigen war eine wünschenswerte weitere Zerlegung in Teilschritte nicht mehr möglich ohne den Abbildungsaufwand zu sprengen.

Bewertungsmaßstab:

Ebene A: Ist mehr als eine Barriere betroffen?

- Ja
- Nein

Ebene B: Ist mehr als eine Redundanz betroffen?

- Ja
- Nein

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

- Nein
- Störung
- Auslegungsstörfall
- Auslegungsüberschreitender Störfall

Ebene D: Besteht Untersuchungsbedarf?

- Dringend
- Langfristig
- Nein

Ebene E: Ist eine Lösung erfolgt?

- Ja
- Nein
- Nahezu

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

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

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

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

In Ebene D wird abgefragt, ob dringender langfristiger oder kein Untersuchungsbedarf besteht. D. h. diese Ebene beschreibt den derzeitigen Kenntnisstand. In Ebene E erfolgt die Beschreibung, ob eine Lösung der Fragestellung erfolgt ist bzw. nahezu erfolgt ist. Diese beiden letzten Ebenen steuern dominierend die Auf- oder Abgruppierung als Funktion des Kenntnisstands und der Lösungsfindung und -umsetzung. So ergibt sich z. B. für eine Fragestellung, bei der mehr als eine Barriere und Redundanz betroffen ist und die die Sicherheitsebene 3 (Auslegungsstörfälle) betrifft, für die dringender Forschungsbedarf (geringer Kenntnisstand) besteht und für die bisher keine Lösung existiert, die Sicherheitssignifikanz *Hoch*. Ist der Kenntnisstand bezüglich dieser Fragestellung ausreichend, existiert jedoch bisher keine Lösung bzw. mögliche Lösung wurde noch nicht umgesetzt, so erniedrigt sich die Sicherheitssignifikanz auf *Niedrig*. Ist auch die Lösung zur Behebung der in der generischen Sicherheitsfrage aufgeworfenen Problematik umgesetzt, wird die Signifikanz automatisch auf *Keine* gesetzt. Die möglichen weiteren Kombinationen der Rankingprozedur sind in Tabelle 2.2-1 zu finden.

Tabelle 2.2-1 Weitere Kombinationen der Rankingprozedur

1	1	1	0	2	1	0	49	1	0	1	1	1	1	97	0	1	2	0	1	3
2	1	1	0	2	2	0	50	1	0	1	1	2	1	98	0	1	2	0	2	2
3	1	1	0	2	0	0	51	1	0	1	1	0	0	99	0	1	2	0	0	0
4	1	1	0	1	1	0	52	1	0	1	0	1	1	100	0	1	3	2	1	2
5	1	1	0	1	2	0	53	1	0	1	0	2	0	101	0	1	3	2	2	1
6	1	1	0	1	0	0	54	1	0	1	0	0	0	102	0	1	3	2	0	0
7	1	1	0	0	1	2	55	1	0	2	2	1	2	103	0	1	3	1	1	1
8	1	1	0	0	2	1	56	1	0	2	2	2	1	104	0	1	3	1	2	1
9	1	1	0	0	0	0	57	1	0	2	2	0	0	105	0	1	3	1	0	0
10	1	1	1	2	1	0	58	1	0	2	1	1	1	106	0	1	3	0	1	3
11	1	1	1	2	2	0	59	1	0	2	1	2	1	107	0	1	3	0	2	1
12	1	1	1	2	0	0	60	1	0	2	1	0	0	108	0	1	3	0	0	1
13	1	1	1	1	1	1	61	1	0	2	0	1	2	109	0	0	0	2	1	0
14	1	1	1	1	2	0	62	1	0	2	0	2	2	110	0	0	0	2	2	0
15	1	1	1	1	0	0	63	1	0	2	0	0	1	111	0	0	0	2	0	0
16	1	1	1	0	1	1	64	1	0	3	2	1	0	112	0	0	0	1	1	0
17	1	1	1	0	2	0	65	1	0	3	2	2	0	113	0	0	0	1	2	0
18	1	1	1	0	0	0	66	1	0	3	2	0	0	114	0	0	0	1	0	0
19	1	1	2	2	1	0	67	1	0	3	1	1	1	115	0	0	0	0	1	0
20	1	1	2	2	2	0	68	1	0	3	1	2	1	116	0	0	0	0	2	0
21	1	1	2	2	0	0	69	1	0	3	1	0	0	117	0	0	0	0	0	0
22	1	1	2	1	1	1	70	1	0	3	0	1	2	118	0	0	1	2	1	1
23	1	1	2	1	2	1	71	1	0	3	0	2	1	119	0	0	1	2	2	0
24	1	1	2	1	0	0	72	1	0	3	0	0	1	120	0	0	1	2	0	0
25	1	1	2	0	1	2	73	0	1	0	2	1	0	121	0	0	1	1	1	1
26	1	1	2	0	2	1	74	0	1	0	2	2	0	122	0	0	1	1	2	1
27	1	1	2	0	0	0	75	0	1	0	2	0	0	123	0	0	1	1	0	0
28	1	1	3	2	1	0	76	0	1	0	1	1	0	124	0	0	1	0	1	2
29	1	1	3	2	2	0	77	0	1	0	1	2	0	125	0	0	1	0	2	1
30	1	1	3	2	0	0	78	0	1	0	1	0	0	126	0	0	1	0	0	0
31	1	1	3	1	1	1	79	0	1	0	0	1	0	127	0	0	2	2	1	1
32	1	1	3	1	2	1	80	0	1	0	0	2	0	128	0	0	2	2	2	1
33	1	1	3	1	0	0	81	0	1	0	0	0	0	129	0	0	2	2	0	0
34	1	1	3	0	1	2	82	0	1	1	2	1	0	130	0	0	2	1	1	2
35	1	1	3	0	2	1	83	0	1	1	2	2	0	131	0	0	2	1	2	2
36	1	1	3	0	0	0	84	0	1	1	2	0	0	132	0	0	2	1	0	1
37	1	0	0	2	1	0	85	0	1	1	1	1	1	133	0	0	2	0	1	3
38	1	0	0	2	2	0	86	0	1	1	1	2	1	134	0	0	2	0	2	2
39	1	0	0	2	0	0	87	0	1	1	1	0	0	135	0	0	2	0	0	1
40	1	0	0	1	1	0	88	0	1	1	0	1	1	136	0	0	3	2	1	1
41	1	0	0	1	2	0	89	0	1	1	0	2	0	137	0	0	3	2	2	1
42	1	0	0	1	0	0	90	0	1	1	0	0	0	138	0	0	3	2	0	0
43	1	0	0	0	1	0	91	0	1	2	2	1	2	139	0	0	3	1	1	2
44	1	0	0	0	2	0	92	0	1	2	2	2	1	140	0	0	3	1	2	2
45	1	0	0	0	0	0	93	0	1	2	2	0	0	141	0	0	3	1	0	0
46	1	0	1	2	1	0	94	0	1	2	1	1	2	142	0	0	3	0	1	3
47	1	0	1	2	2	0	95	0	1	2	1	2	1	143	0	0	3	0	2	2
48	1	0	1	2	0	0	96	0	1	2	1	0	0	144	0	0	3	0	0	1
	A	B	C	D	E	Ergebnis	A	B	C	D	E	Ergebnis	A	B	C	D	E	Ergebnis		

Legende zu Tabelle 2.2-1

A Mehr als eine Barriere?
ja 0
nein 1

C DBA, BDBA, Hazards?
nein 0
Störung 1
Auslegungsstörfall 2
Hazard 3

E Lösung erfolgt?
ja 0
nein 1
nahezu 2

B Mehr als eine Redundanz?
ja 0
nein 1

D Untersuchungsbedarf?
dringend 0
langfristig 1
nahezu 2

Ergebnis
keine 0
niedrig 1
mittel 2
hoch 3

3 Durchgeführte Arbeiten

3.1 Datenbank GESI

Die Grundstruktur der Datenbank „Generische Sicherheitsfragen“ (GESI) basiert auf dem im Vorgängervorhaben INT 9113 entwickelten Ansatz, dem der IAEA-TECDOC-1044 zugrunde gelegt wurde. Diese Grundstruktur hat sich weitgehend bewährt. Aufgrund der im Umgang bzw. der Nutzung der Datenbank gewonnenen Erfahrungen wurde die Datenbank in einigen Punkten erweitert bzw. modifiziert. Sie dient dem schnellen Zugriff auf Informationen zu den jeweiligen Problemfeldern. Die Datenbank GESI verfügt über folgende 3 Arten der Vorsortierung:

- a) Issue Code (Abb. 3.1-1),
- b) Länder (Abb. 3.1-2) und
- c) Signifikanz (Abb. 3.1-3).

The screenshot shows the GESI database interface. On the left is a navigation menu with the GRS logo and 'GESI Generische Sicherheitsfragen'. The main content area is titled 'Code' and contains a hierarchical list of safety issues. At the top right of the main area are navigation links: 'Zurück', 'Weiter', 'Erweitern', 'Komprimieren', and 'Suchen'. The list is organized as follows:

- ▼ Design Safety Issues/ Konstruktion
 - ▼ General/ Allgemein (GL)
 - GL 1 * Classification of components
 - GL 2 * Qualification of equipment and structures including ageing effects
 - GL 3 * Unabhängigkeit 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 Hochabbrand - Brennstoff
 - RC 6 * Abrieb- und Korrosion an Brennstabhüllrohren im DWR
 - ▼ Component integrity/ Komponentenzustand (CI)
 - CI 1 * Reactor pressure vessel integrity

Each entry in the list has a 'print-version' link to its right. The left sidebar contains a 'Startseite' link and a 'Brauchen Sie Hilfe?' section with a 'Mail' link.

Abbildung 3.1-1 Issue Code



GESI
Generische
Sicherheitsfragen

- Startseite
- Lies mich erst
- Issue Code
- Länder
- Signifikanz (D)

Brauchen Sie Hilfe?



[Zurück](#) [Weiter](#) [Erweitern](#) [Komprimieren](#) [Suchen](#)

Länder

Code	Titel
▼ Argentinien	
GL 3	* Unzulänglichkeit von Zuverlässigkeitskenngrößen
GL 4	* Notwendigkeit der Durchführung von anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsbewertungen
IC 4	* I&C component reliability
▼ Austria	
EP 3	* Notwendigkeit für ein Technisches Support Centre
▼ Belgien	
GL 1	* Classification of components
GL 2	* Qualification of equipment and structures including ageing effects
RC 1	* Unbeabsichtigte Borverdünnung bei niedriger Leistung oder bei abgeschalteter Anlage
CI 1	* Reactor pressure vessel integrity
CI 6	* Steam generator collector integrity
PC 1	* Überdrucksicherung für den Primärkreis und daran angeschlossene Systeme
PC 3	* Reactor coolant pump seal failures
PC 5	* Safety, relief and block valve reliability - secondary system
SS 1	* Verstopfung der Sumpfsiebe bei einem Kühlmittelverluststörfall
SS 2	* ECCS water storage tank and suction line integrity
SS 3	* ECCS heat exchanger integrity
SS 10	* Steam generator safety valves performance at low pressure
SS 11	* Thermoschock oder Ermüdung aufgrund von Einspeisung von kaltem Notspeisewasser in die Dampfzweige
SS 19	* Sicherstellung der Wärmeabfuhr
ES 1	* Reliability of off-site power supply
ES 2	* Zuverlässigkeit der Notstromdiesel
ES 3	* Scope of systems supplied by emergency on-site power
ES 6	* Reliability of emergency DC supplies

Abbildung 3.1-2 Länder



GESI
Generische
Sicherheitsfragen

- Startseite
- Lies mich erst
- Issue Code
- Länder
- Signifikanz (D)

Brauchen Sie Hilfe?



[Zurück](#) [Weiter](#) [Erweitern](#) [Komprimieren](#) [Suchen](#)

Signifikanz aus deutscher Sicht

Code	Titel
▼ Halle	
GL 4	* Notwendigkeit der Durchführung von anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsbewertungen
RC 1	* Unbeabsichtigte Borverdünnung bei niedriger Leistung oder bei abgeschalteter Anlage
RC 5	* Störfallverhalten von Hochabbrand - Brennstoff
SS 1	* Verstopfung der Sumpfsiebe bei einem Kühlmittelverluststörfall
SS 7	* Auskristallisation von Boräure und Borverdünnung im Kern bei Kühlmittelverluststörfällen
SS 8	* Anlagenspezifische Notfallchutzmaßnahmen
IC 6	* Zuverlässigkeit und Sicherheitsfragen bei der Umstellung auf digitale Leittechnik
IC 14	* Fullstandinstrumentierung des Reaktor Druckbehälters in SWRs
AA 4	* Notwendigkeit von Analysen für den Nichtvollastbetrieb
AA 5	* Notwendigkeit von Analysen für auslegungsüberschreitende Störfälle
MA 4	* Überwachung der Aktivitäten im Anlagenzustand zwecks Risikominimierung
MA 8	* Einfluss von Mensch / Technik / Organisation auf den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken
OP 4	* Vorsichtsmaßnahmen bei Mitte-Loop-Betrieb
TR 3	* Training von Accident Management Maßnahmen
U 56	* Verstopfung der Sumpfsiebe
F 22	* Entborierung des Primärkühlmittels
F 46	* Prozeduren für Zustände, in denen sich das Kühlmittelniveau auf Mittelloopbetrieb befindet
G 2	* Deborierung (siehe auch RC 1 und SS 7, F 22)
G 3	* Auswirkungen von Ausfällen infolge Flugzeugabsturz
G 4	* Notfallschwerefälligkeit bei KMV bei Ablagerung von Isoliermaterial und anderen Stoffen auf den Sumpfsieben (siehe auch SS 1)
G 5	* Hochabbrand von Brennelementen (siehe auch RC 5)
G 14	* Sicherheitskultur / Sicherheitsmanagement
G 19	* Menschliche Einflussfaktoren

Abbildung 3.1-3 Signifikanz

Die Anwahl der Vorsortierung erfolgt von der Startseite aus. Die Vorsortierung *Issue Code* enthält alle generischen Sicherheitsfragen sortiert nach der Basisstruktur bzw. Unterteilung, die im IAEA-TECDOC-1044 verwendet werden. Die Kennzeichnungsnummer der jeweiligen generischen Frage, z. B. GL 1, orientiert sich an dieser Struktur. Die thematische bzw. technische Zuordnung ist in Tabelle 3.1-1 aufgeführt. Neben der thematischen Unterteilung, die sich aus dem IAEA-TECDOC ableitet, sind noch weitere der IAEA-Länder wie USA, Frankreich, Schweden und Deutschland enthalten. Die letztgenannten Zuordnungen (IAEA-Länder) enthalten neuere generische Fragestellungen, die sich in den jeweiligen nationalen Rahmen ergeben haben und die auf die sicherheitstechnische Signifikanz für deutsche Anlagen bewertet werden.

3.1.1 Erweiterungen und Modifikationen

Auf Wunsch des Auftraggebers wurden die im Vorhaben INT 9156 erstellten Dossiers zu wichtigen generischen Sicherheitsfragen in der Datenbank GESI in einen eigenen Reiter eingebunden. Die im Rahmen des Vorhabens SR 2486 durchgeführten Auswertungen von CNS-Länderberichten sowie der Fragen und Antworten der Vertragsstaaten zur 3. Überprüfungskonferenz wurden in einem eigenen Reiter in die GESI-Datenbank eingebaut. Die Auswertung für die generischen Sicherheitsfragen mit der Sicherheitssignifikanz *Hoch* ist in Anhang 1 zu finden. Zur Verbesserung der Arbeitsfähigkeit der Datenbank wurden wichtige Bezüge z. B. zum Regelwerk im Reiter regulatorischer Bezug mit den entsprechenden Ursprungsdokumenten verlinkt. Auf Wunsch des Auftraggebers wurde unter dem Reiter *Kommentar* der fachliche Ansprechpartner für die entsprechende generische Fragestellung benannt. Im Normalfall ist dies ein GRS-Mitarbeiter. Hierzu sind in dem Reiter der Name, die Institution, die Telefonnummer sowie die verlinkte Email-Adresse angegeben. Zur Vereinfachung der Handhabung wurde eine spezielle Druckprozedur in die Datenbank integriert. Die in Kapitel 2.2 dargestellte Rankingprozedur ist im Vorhabenszeitraum ebenfalls in die Datenbank integriert worden, so dass jetzt eine automatische Signifikanzberechnung mit einer dynamischen Auf- und Abgruppierung möglich ist. Der Einbau der automatischen Rankingprozedur führte allerdings teilweise zu einer Anpassung der bisherigen nur auf einer „händigen“ Expertenbewertung basierenden Einschätzung aufgrund einer konsequenteren Signifikanzzuweisung der Automatik. Dies betraf vor allem Fragestellungen der Stufen *Mittel* und *Gering*, die nun abgruppiert wurden. Das bedeutet, dass sich der Anteil der Signifikanzstufe *Mittel* und *Gering* erheblich erniedrigt und sich vor allem der der Signifikanzstufe *Keine* erhöht hat.

Unter der Rubrik Länder erfolgt (Abb. 3.1-2) die Zuordnung der Sicherheitsfragen entsprechend der Länderkommentare im Reiter *Internationale Maßnahmen*. Als dritte Möglichkeit besteht die Sortiermöglichkeit nach der Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen (Abb. 3.1-3). Damit ist ein schneller Überblick der generischen Fragestellungen sortiert nach den Prioritäten möglich und erleichtert so die behördliche Arbeit. Durch Doppelklick auf eine gewählte Sicherheitsfrage werden weitere Ebenen sichtbar. Diese enthalten (falls vorhanden) auf der linken Seite die Problembeschreibung bzw. Einschätzung der generischen Fragestellung aus deutscher Sicht und auf der rechten Seite die Einschätzung der Fragestellung, die in TECDOC-1044 veröffentlicht wurde (Abb. 3.1-4).

GRS

GESI
Generische
Sicherheitsfragen

[Startseite](#)

[Les mich erst](#)
Issue Code

[Länder](#)

[Signifikanz \(D\)](#)

Benutzen Sie Hilfe?
[Mail](#)

Issue: G23

Issue	Bed. für Deutsche Anlagen	Dossier	Sicherheitsrelevanz	Weitere Untersuchungen
RegBezug	CNS	zusätzliche Quellen	int.Maßnahmen	Kommentar
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>Hauptkapitel: IAEA Länder</p> <p>Code: G23 (Deutsche Fragestellungen)</p> <p>Titel: Whiskerbildung an leittechnischen Baugruppen in deutschen Anlagen</p> <p>Untertitel:</p> <p>Problembeschreibung: Metall-Whisker sind nadelförmige Einkristalle von wenigen Mikrometern Durchmesser und bis zu mehreren 100 Mikrometern Länge, die spontan aus galvanischen Oberflächen herauswachsen. Metall-Whisker sind extrem leitfähig und können Kurzschlüsse sowohl auf galvanisch hergestellten Leiterplatten als auch zwischen verschiedenen Bauelementen oder innerhalb eines Bauelements verursachen. Die Kurzschlüsse können das Fehlverhalten der betroffenen Leiterplatte oder Bauelemente zur Folge haben. Das Whisker-Wachstum hängt vor allem von der Oberflächenspannung, der Temperatur und der Art des Materials (Legierung) ab. Das Phänomen der Whiskerbildung ist noch nicht vollständig geklärt worden. Metall-Whisker wachsen aus galvanischen Oberflächen unterschiedlichster Zusammensetzung. Neben Whiskern aus Zinn werden auch Whisker aus Zink, Silber, Gold, Cadmium, Aluminium, Blei und Indium beobachtet. Durch Metall-Whisker verursachte Fehler in leittechnischen Einrichtungen haben in der Vergangenheit zu mehreren Störungen geführt. So konnten sowohl Fehlfunktionen in kerntechnischen Anlagen als auch in militärischen Systemen, Einrichtungen der Raumfahrt (Satelliten) und medizinischen Geräten (Herzschrittmacher) auf Whisker zurückgeführt werden.</p> </div> <div style="width: 50%;"> <p>Main Chapter: IAEA Countries</p> <p>Issue Code: G23 (Germany)</p> <p>Issue Title:</p> <p>Issue Subtitle:</p> <p>Description of Issue:</p> </div> </div>				

Abbildung 3.1-4 Reiter *Issue*

In der Taskleiste sind weitere Reiter oder Register aufgeführt, wie z. B. die Bedeutung für deutsche Anlagen (Abb. 3.1-5).

The screenshot shows the GRS website interface. On the left is a navigation menu with the GRS logo and 'GESI Generische Sicherheitsfragen'. The main content area has a header 'Issue: G23' and a tabbed interface. The 'Bedeutung für Deutsche Anlagen' tab is active, displaying a detailed text block. Below the text is a 'Weiterleitungsnachricht' section with a PDF icon and the filename 'W4_2002_01(Whisker).pdf'. The left sidebar includes links like 'Startseite', 'Les mich erst', 'Issue Code', 'Länder', 'Signifikanz (D)', and 'Brauchen Sie Hilfe?'.

Abbildung 3.1-5 Reiter *Bedeutung für Deutsche Anlagen*

Im Gegensatz zur Beschreibung unter dem Reiter *Issue* enthält dieser detaillierte Informationen zur deutschen Sicht bzw. zur Problematik dieser generischen Fragestellung in den deutschen Anlagen. Als Unterregister ist der Reiter *Weiterleitungsnachrichten* enthalten, in dem, falls vorhanden, die entsprechenden Weiterleitungsnachrichten angehängt sind.

Als zusätzliche Informationsquelle wurde in der Taskleiste der Reiter *Dossier* eingeführt (Abb. 3.1-6).

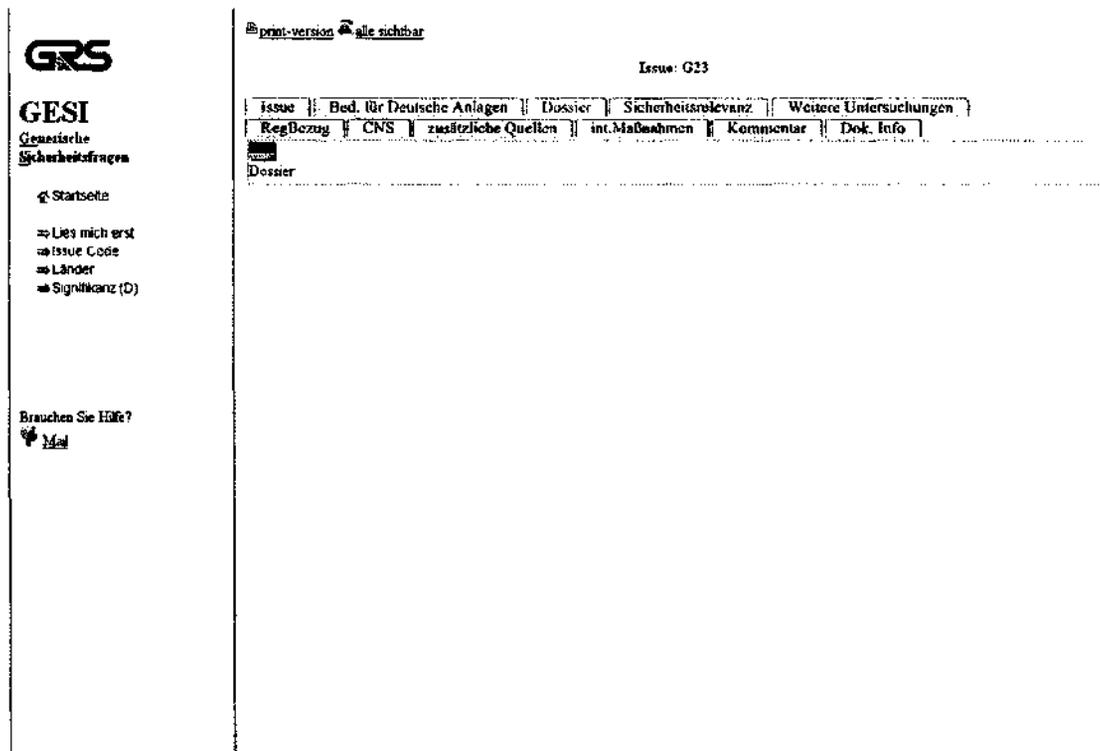


Abbildung 3.1-6 Reiter *Dossier*

Damit besteht die Möglichkeit eines vertieften Einstiegs in die sicherheitstechnische Problematik dieser generischen Fragestellung sofern hierzu ein Dossier erstellt wurde. Die Dossiers sind mit vertiefender Literatur verlinkt. Diese Möglichkeit stellt damit einen weiteren Schritt zur Weiterentwicklung der Datenbank GESI als Wissensmanagementplattform dar.

In Abbildung 3.1-7 ist der Reiter *Sicherheitsrelevanz* dargestellt.

The screenshot shows the 'Safety Significance' tab in the GRS GESEI application. The main content area contains the following information:

- Issue:** G13
- Navigation:** Issue | Bed. für Deutsche Anlagen | Dossier | Sicherheitsrelevanz | Weitere Untersuchungen
- Sub-navigation:** RegBezug | CNS | zusätzliche Quellen | int.Maßnahmen | Kommentar | Dok. Info
- Description:** Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht. Bei den in der Vergangenheit aufgetretenen Störungen aufgrund von Winkerbildung in deutschen Anlagen traten die Fehler stochastisch an einzelnen Baugruppen auf, so dass jeweils nur eine Redundanz betroffen war. Die potentielle sicherheitstechnische Bedeutung von Winkern liegt darin, dass sie sowohl Fehlauflösungen als auch Ausfälle von betrieblichen bzw. Sicherheitsvorrichtungen bei Anforderung verursachen können.
- Table:**

Betroffene Systeme bzw. Barrieren:	Leichtechnische Einrichtungen der Sicherheitsbene 1 bis 4
Betroffene Redundanzen:	redundanzübergreifend
Betroffene Sicherheitsebenen:	Sicherheitsbenen 1 bis 4
Status der Sicherheitsfrage:	weiterer Untersuchungsbedarf
- Signifikanz:** 3: Hohe
- Signifikanz - Bewertung:** (dropdown menu)
- Source of Issue (check as appropriate):** (checkbox)
- Safety Significance:** (checkbox)

Abbildung 3.1-7 Reiter *Sicherheitsrelevanz*

Hier erfolgen eine kurze Beschreibung der Sicherheitssignifikanzeinschätzung aus deutscher Sicht sowie die Ausweisung der automatisch ermittelten Signifikanz für die Fragestellung. Durch Anklicken der *Signifikanz-Bewertung* werden die dem Bewertungsmaßstab zugrunde gelegten Einschätzungen der Bewertungsebenen dargestellt (Abb. 3.1-8).

The screenshot shows the 'Significance Evaluation' section in the GRS GESEI application. The main content area contains the following information:

- Signifikanz:** 3: Hohe
- Signifikanz - Bewertung:** (dropdown menu)
- Is more than one barrier affected?** Ja
- Is more than one redundancy affected?** Ja
- Handled as an operating- or operating-exceeding disturbance?** Auslegungstörung
- Requires investigation?** Dringend
- Is the solution successful?** Nein

Abbildung 3.1-8 Signifikanz-Bewertung

Unter dem Reiter *Weitere Untersuchungen* (Abb. 3.1-9) werden, falls erforderlich, die Begründung für weiteren Analysebedarf und gegebenenfalls auch der Bezug zu laufenden Vorhaben in diesem Arbeitsfeld definiert bzw. genauer beschrieben.

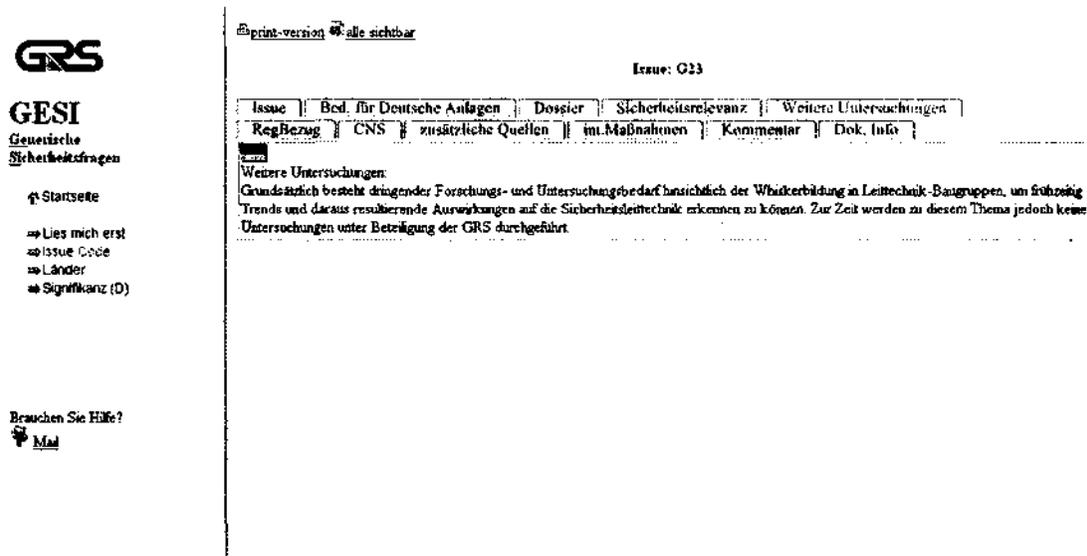


Abbildung 3.1-9 Reiter *Weitere Untersuchungen*

Unter dem Reiter *Regulatorischer Bezug* (Abb. 3.1-10) werden die von dieser Fragestellung besonders betroffenen genehmigungsrelevanten Regeln und Richtlinien wie z. B. die BMI-Sicherheitskriterien, RSK-Leitlinien, KTA-Regeln usw. aufgelistet.

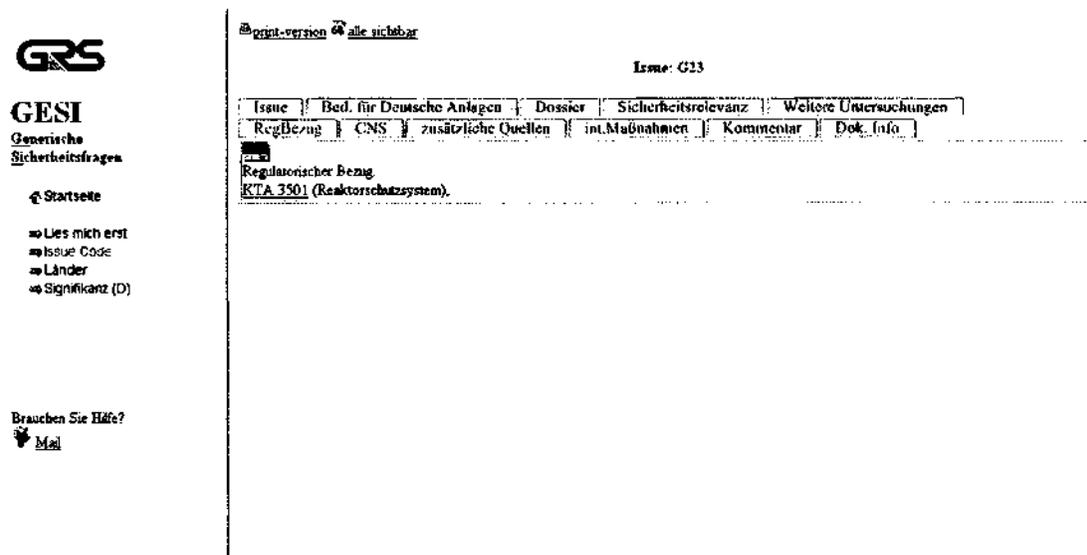


Abbildung 3.1-10 Reiter *Regulatorischer Bezug*

Diese Regeln und Richtlinien sind mit den aktuellen Originaldokumenten verlinkt, so dass sofort darauf zugegriffen werden kann (Abb. 3.1-11).

GRS

GESI
Generische
Sicherheitsfragen

- ↳ Startseite
- ↳ Lies mich erst
- ↳ Issue Code
- ↳ Länder
- ↳ Signifikanz (D)

Brauchen Sie Hilfe?
↳ [Mail](#)

Unterschieden • 370

Initiell überprüft und unverändert
weiterhin gültig: 630, 635, 600

Sicherheitsrechtliche Regel des Kerntechnischen Ausschusses

Regel
Fassung Juni 1985

KTA 3501

Reaktorschutzsystem und Überwachungsanlagen des Sicherheitssystems

Diese Regel ersetzt die Regel KTA 3501 "Reaktorschutzsystem und Überwachung von Sicherheitsanlagen" in der Fassung 3/77 (BAnz. Nr. 107 vom 11. Juni 1977).

Die nachfolgend wiedergegebene Regel wurde im Auftrag des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) vom Normenausschuß Kerntechnik (NKe) vorbereitet. Der NKe beabsichtigt, diese Regel wortgleich als DIN 25434 zu veröffentlichen.

Inhalt

	Seite
Grundlagen	2
1 Anwendungsbereich	2
2 Begriffe	2
3 Ermittlung der Aufgabenstellung für das Reaktorschutzsystem	6

Abbildung 3.1-11 Link KTA 3501

Damit wird die behördliche Arbeit im Zusammenhang mit der Nutzung der Datenbank GESI stark erleichtert.

Ebenfalls neu eingebaut wurde der Reiter CNS (Abb. 3.1-12).

GRS

GESI
Generische
Sicherheitsfragen

- ↳ Startseite
- ↳ Lies mich erst
- ↳ Issue Code
- ↳ Länder
- ↳ Signifikanz (D)

Brauchen Sie Hilfe?
↳ [Mail](#)

print-version alle sichtbar

Issue: G23

Issue	Ber. für Deutsche Anlagen	Dossier	Sicherheitsrelevanz	Weitere Untersuchungen
RegBezug	CNS	zusätzliche Quellen	Maßnahmen	Kommentar
Dok Info				

CNS: 3. Überprüfungskonferenz, April 2005

Abbildung 3.1-12 Reiter CNS

Darin wurde ein Link zu den Unterlagen der letzten Überprüfungskonferenz der nuklearen Sicherheitskonvention gesetzt (Länderberichte usw.). Falls vorhanden, sind hier

auch die Fragen und Antworten der Vertragsstaaten zum deutschen CNS-Bericht aufgelistet, die das in der generischen Fragestellung aufgeworfene Themenfeld betreffen.

In Abbildung 3.1-13 ist die in den IAEA-TECDOC-1044 bzw. bei der Beschreibung der Bedeutung von deutschen Anlagen zitierte Literatur aufgelistet (teilweise verlinkt).

Unter *Internationale Maßnahmen* (Abb. 3.1-13) werden die im IAEA-TECDOC aufgelisteten Maßnahmen der einzelnen Länder, die zur Beherrschung bzw. Beseitigung der in der generischen Fragestellung angerissenen Sicherheitsproblematik durchgeführt wurden oder werden dargestellt.

The screenshot shows the GESI database interface. On the left is a sidebar with the GRS logo and navigation links: 'GESI Generische Sicherheitsfragen', 'Startseite', 'Lies mich erst', 'Issue Codes', 'Länder', 'Signifikanz (D)', and 'Brauchen Sie Hilfe? Mail'. The main content area is titled 'Issue: G23' and contains a navigation menu with tabs: 'Issue', 'Dod. für Deutsche Anlagen', 'Dossier', 'Sicherheitsrelevanz', 'Weitere Untersuchungen', 'RegBezug', 'CNS', 'zusätzliche Quellen', 'int. Maßnahmen', 'Kommentar', and 'Dok. Info'. The 'int. Maßnahmen' tab is selected, showing a search bar with '(*)' and fields for 'Countries:' and 'Measures:'.

Abbildung 3.1-13 Reiter *Internationale Maßnahmen*

Zur Datenbankverwaltung bzw. -pflege dienen die restlichen Reiter *Kommentar* und *Dokumentinfo* (Abb. 3.1-14 und Abb. 3.1-15). Unter dem Hauptreiter *Kommentar* sind auch die bezüglich der entsprechenden generischen Fragestellung zuständigen Fachleute bzw. Ansprechpartner aufgeführt.

GRS

GESI
Generische
Sicherheitsfragen

- ☞ Startseite
- ⇒ Lies mich erst
- ⇒ Issue Code
- ⇒ Länder
- ⇒ Signifikanz (D)

Brauchen Sie Hilfe?
✉ Mail

print-version alle sichtbar

Issue: G13

Issue	Bed. für Deutsche Anlagen	Dossier	Sicherheitsrelevanz	Weitere Untersuchungen
RegBezug	CNS	zusätzliche Quellen	int. Maßnahmen	Kommentar
Dok. Info				

Ansprechpartner:
 * Robert Grüniger, GRS, Tel. 757
 * Claus Verstagen, GRS, Tel. 602

Kommentar

Abbildung 3.1-14 Reiter Kommentar

GRS

GESI
Generische
Sicherheitsfragen

- ☞ Startseite
- ⇒ Lies mich erst
- ⇒ Issue Code
- ⇒ Länder
- ⇒ Signifikanz (D)

Brauchen Sie Hilfe?
✉ Mail

print-version alle sichtbar

Issue: G13

Issue	Bed. für Deutsche Anlagen	Dossier	Sicherheitsrelevanz	Weitere Untersuchungen
RegBezug	CNS	zusätzliche Quellen	int. Maßnahmen	Kommentar
Dok. Info				

Erstellt von: Günther Bönigke
 Erstellungsdatum: 03.07.2006
 letzte Änderung: 20.09.2006
 geändert von: Günther Bönigke

Abbildung 3.1-15 Reiter Dokumentinfo

Zur Vermeidung von Problemen bei der Datenbankverwaltung ist die Schreiberlaubnis nur auf wenige Personen in der GRS beschränkt.

3.2 Generische Sicherheitsfragen mit der Sicherheitssignifikanz Hoch

Exemplarisch für den Aufbau und den Inhalt der Datenbank GESI werden in diesem Kapitel die Fragestellungen, die im Vorhabenszeitraum neu hinzugekommen sind (Status September 2006) beschrieben. Dargestellt werden in den folgenden Unterkapiteln der derzeitige Bearbeitungsstand und nur die deutschen Kommentare (Ausnahme CNS) zu den jeweiligen Fragestellungen. Auf die Darstellung von unterlagerter Literatur z. B. fertig gestellter Dossiers wurde verzichtet. Bisher sind nur die Weiterleitungsnachrichten in der Datenbank GESI aufgeführt, die ausdrücklich im Text aufgeführt wurden.

3.2.1 Issue G 5 - Hochabbrand von Brennelementen

3.2.1.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

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

In den Brennstoffpellets zeigt sich ab einem mittleren Abbrand von etwa 45 GWd/t am Rand eine Veränderung der ursprünglichen Pelletstruktur, der sog. Rim-Effekt, mit einer feineren Kornstruktur, einer hohen Porosität und einem hohen Pu-Gehalt. Bei einer längeren Einsatzzeit wandert im Brennstoff das Spaltgas an die Korngrenzen und bleibt im äußeren Pelletbereich mit seinen niedrigeren Temperaturen gebunden. Die transiente Spaltgasfreisetzung bei schnellen Leistungsrampen, wie sie für schnelle Reaktivitätsstörfälle typisch sind, ist weitgehend unbekannt. Für hohe Abbrandwerte ab

etwa 40 GWd/t stellt sich ein direkter Kontakt zwischen Brennstoffpellet und Hüllrohr ein.

Die beschriebenen Phänomene werden derzeit intensiv international untersucht und diskutiert.

3.2.1.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Von den Betreibern der Kernkraftwerke in Deutschland ist geplant, die Zielabbrände für die Brennelemente weiter zu erhöhen. Die zur sicherheitstechnischen Bewertung erforderlichen konservativen Störfall- und Schadensumfanganalysen unter vollständiger Berücksichtigung der Hochabbrandeffekte liegen bisher erst zum Teil vor. In diesem Zusammenhang werden auch Best Estimate Analysen unter Einbeziehung von Unsicherheitsanalysen betrachtet.

3.2.1.3 Weitere Untersuchungen

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

Die Berechnungen zur Bestimmung des Schadensumfanges mit dem Programm TESPA erfassen grundsätzlich alle abbrandabhängigen Effekte. Es ist jedoch erforderlich, die Modelle und Parameter zur transienten Spaltgasfreisetzung, die Einflüsse von

Oxidation, Wasserstoffaufnahme und Bestrahlung auf die mechanischen Kenngrößen des Hüllrohrmaterials zu überprüfen. In der GRS wurde deshalb ein entsprechendes Projekt zur Weiterentwicklung dieses Rechenmodells begonnen.

3.2.2 Issue G 14 - Sicherheitskultur/Sicherheitsmanagement

3.2.2.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

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

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

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

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

3.2.2.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

In liberalisierten Strommärkten ist zu beobachten, dass in den Energieunternehmen zur Steigerung der Effizienz und zur Senkung der Betriebskosten Organisationsstrukturen modifiziert und Arbeitsprozesse gestrafft werden. Dies bewirkt in der Regel auch einen Personalabbau. Bei diesen Veränderungsprozessen sind jedoch folgende sicherheitsrelevante Aspekte zu beachten:

- Die Veränderungen betreffen teilweise langjährig bewährte Organisationsstrukturen, die eine der Voraussetzungen für den sicheren Betrieb darstellen. Die Veränderung von Weisungslinien und Informationswegen sowie die neue Zuordnung von Verantwortung und Kompetenzen beeinflussen die organisatorische Basis der Sicherheit.
- Durch den Personalabbau wird die für alle in einem Kraftwerk anfallenden Tätigkeiten zur Verfügung stehende Personalstärke reduziert. Dabei ist zu beachten, dass die Personalressourcen zur Erfüllung aller sicherheitstechnischer Aufgaben nicht unterschritten werden. Auch wenn in den ausgewiesenen sicherheitsrelevanten Bereichen kein Personalabbau vorgenommen wird, könnte infolge von Umverteilung von Aufgaben und einer daraus resultierenden größeren Aufgabenlast für das verbleibende Personal die Sicherheit dennoch negativ beeinflusst werden.
- Personalabbau, insbesondere durch Vorruhestandregelungen, betrifft überwiegend betriebsbewährtes Personal und Know-how-Träger. Erfolgt die Freistellung dieser Mitarbeiter zu schnell oder wird sie nicht von geeigneten Maßnahmen zum Know-how-Transfer begleitet, geht wertvolles Erfahrungswissen verloren.
- Einer der wichtigsten Garanten für den sicheren Betrieb sind die Motivation und das Engagement der Mitarbeiter. Unsicherheit über den Erhalt des Arbeitsplatzes im Zuge von Stilllegungen, Fusionen und Umstrukturierungen können diese Erfolgsfaktoren empfindlich beeinflussen.

3.2.2.3 Weitere Untersuchungen

Aufgrund von Vorkommnissen in den Anlagen KKV (1998) bzw. KKP-2 (2002) im Zusammenhang mit der Deborierungsproblematik und unzureichenden Flutbehälterfüllständen wurde vom BMU eine Verbesserung der Sicherheitsmanagementsysteme (SMS) der Betreiber gefordert. Die in diesem Zusammenhang durchgeführten Verbes-

serungen bzw. die Installierung von SM-Systemen bei den Betreibern wurde für den EVU EnBW im Länderauftrag von der GRS begutachtet oder wird wie im Falle der Anlage KKV noch begutachtet. Diese Problematik wurde auch in dem BMU-Vorhaben SR 2462 näher untersucht. Ein Nachfolgevorhaben zu dem in der Zwischenzeit ausgelaufenen Vorhaben wurde von der GRS beantragt. Aufgrund der grundsätzlichen Bedeutung dieser Fragestellung besteht hierzu weiter dringender Forschungsbedarf.

3.2.3 Issue G 19 - Menschliche Einflussfaktoren

3.2.3.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

„Human Factors“ (*menschliche Einflussfaktoren*) ist ein Oberbegriff für die Bedingungen, Maßnahmen und Voraussetzungen, von denen Leistungsfähigkeit, Motivation und Verhalten von Menschen abhängen, die mit technischem Gerät umgehen. Üblicherweise unterscheidet man ergonomische, organisatorische und personenbezogene Einflussfaktoren:

1. Ergonomische Faktoren sind Merkmale der Gestaltung von Arbeitsmitteln, Arbeitsverfahren, Arbeitsplätzen, Arbeitsumgebungen sowie der räumlichen Anordnung von Arbeitsplätzen und der Zeitvorgaben für die Aufgabendurchführung, die das Personal nutzen bzw. bewältigen muss.
2. Organisatorische Faktoren sind zu berücksichtigen, da komplexe Technologien die Arbeit vieler Spezialisten und folglich eine Koordination dieser Aktivitäten erfordert. Im Einzelnen gehören zu den organisatorischen Faktoren
 - a) die Festlegung der Aufgaben und ihrer Verteilung auf Individuen und Teams,
 - b) Rechte und Verantwortlichkeiten,
 - c) Kooperation und Kommunikation,
 - d) Personalauswahl und Personalschulung sowie
 - e) Maßnahmen zur Motivation, aktiv in der Organisation mitzuarbeiten.

Organisatorische Faktoren können auf formale Regeln, aber auch auf bewährte Praktiken zurückgehen, für die explizite formale Regeln nicht notwendig sind. In einem umfassenderen Sinne gehören zu den organisatorischen Faktoren auch Maß-

nahmen im Bereich der Sicherheitskultur und des Sicherheitsmanagements, d.h. organisatorische Merkmale, Managementinitiativen und individuelle Einstellungen, die sicheres Verhalten und zuverlässige Aufgabenerfüllung herbeiführen und aufrechterhalten.

3. Personenbezogene Faktoren sind Eignung, Qualifikation und Motivation der Person, zugewiesene Aufgaben zuverlässig zu erfüllen. Technische, organisatorische und personenbezogene Faktoren interagieren auf vielfältige Weise miteinander. Analysen und Bewertungen der „Human Factors“ muss dies in Betracht ziehen: So hat eine Institution z. B. bestmögliche Arbeitsbedingungen zu identifizieren, herzustellen und aufrechtzuerhalten, was nicht nur die Ausführung der Aufgaben selbst unterstützt, sondern auch zur Arbeitszufriedenheit und zur Motivation des Personals beiträgt, zugewiesene Arbeiten sicher und zuverlässig zu erfüllen.

Die Gestaltung menschlicher Einflussfaktoren zielt auf die Unterstützung sicherer, zuverlässiger und effizienter Erfüllung von Aufgaben ab, die der Mensch entweder alleine oder in Kooperation mit anderen unter Nutzung von Materialien, Werkzeugen und (oder) Maschinen unter gegebenen Randbedingungen der Aufgabenerfüllung zu verrichten hat. Idealerweise unterstützt die Gestaltung den Menschen derart, dass er seine individuellen Fähigkeiten und sein Können auf bestmögliche Weise nutzen kann. Zumindest aber sollten Quellen unangemessener Beanspruchungen weitestgehend beseitigt werden. Dazu ist es heute Stand von Wissenschaft und Technik, menschliche Einflussfaktoren in jeder Phase des Designprozesses systematisch zu analysieren und zu bewerten, die sich auf

1. die Interaktion des Personals mit der bereitgestellten Technik,
2. die spätere Organisation und
3. die Qualifikationsanforderungen an die zukünftig Beschäftigten auswirken.

Ziel dieses Vorgehens ist es, von Anfang an die Auslegung der Technik bestmöglich an die Bedürfnisse des Menschen und an die Erfordernisse sicherer, zuverlässiger und effizienter Interaktion von Mensch und Maschine anzupassen.

Die Beurteilung menschlicher Einflussfaktoren erfordert es, psychische und physische Beanspruchungen zu bewerten, die sich aus der Aufgabe, der benutzten technischen Ausrüstung und den Randbedingungen der Aufgabendurchführung ergeben. Die Ergo-

nomie hat bereits viele qualitative und quantitative Standards erarbeitet, die auf Erkenntnissen über menschliche Stärken, Schwächen und Grenzen u. a. im Bereich der Erfassung und Unterscheidung von Signalen, der Verarbeitung von Informationen und der Ausführung elementarer Bewegungen basieren. Dazu finden sich ausführliche Informationen im Regelwerk. Dagegen fehlen vergleichbar genaue und differenzierte Erkenntnisse, wie Menschen bei der Bewältigung komplexerer, kognitiver, motivationaler und emotionaler Anforderungen individueller oder kollektiver Aufgabenerfüllung wirksam zu unterstützen sind. Forschung und Entwicklung entsprechender Bewertungsverfahren und Anleitungen zu gutem Design sind ein Hauptgegenstand laufender Arbeiten. Sie führten bisher zu eher allgemeinen Bestimmungen in den Regelwerken, zu mehr oder weniger umfassenden Leitfäden, zu allgemeinen Empfehlungen und zu Katalogen bewährter Praktiken zur Gestaltung z. B. von computergestützten Warten oder von Schulungsprogrammen und von Sicherheitsmanagementsystemen. Es bedarf dringend weiterer Fortschritte in enger Kooperation zwischen Grundlagenforschung, angewandter Wissenschaft und Praxis, um einen umfassenden, systematischen und detaillierten Fundus praktisch nutzbarer Erkenntnisse zu schaffen.

3.2.3.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

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

Auf dem Gebiet der „Human Factors“ beschränkt sich das deutsche Regelwerk fast ausschließlich auf

1. die ergonomische Auslegung konventioneller Warten,
2. die Gestaltung von Betriebshandbüchern sowie
3. die Qualifikation und Schulung des für den sicheren und zuverlässigen Betrieb der Anlage zuständigen Personals.

Das Regelwerk fordert darüber hinaus einen Grad der Automatisierung, der das Personal manueller Eingriffe in den ersten 30 Minuten eines Ereignisses im Auslegungsbereich enthebt. Nur für den europäischen Druckwasserreaktor (EPR) wurde ein umfassendes Programm der Analyse und Bewertung menschlicher Einflussfaktoren für al-

le Arten von Mensch-Maschine-Schnittstellen gefordert und initiiert, mit denen das Personal während des Betriebs, bei Prüfungen, Wartungen und Instandsetzungsarbeiten in der Warte und in den übrigen Teilen der Anlage interagiert. Als Reaktion auf IAEO-Programme haben verschiedene deutsche Betreiber die Sicherheitskultur ihrer Anlagen analysieren und bewerten lassen (OSART Missionen). Darüber hinaus haben deutsche Betreiber Sicherheitsmanagementsysteme entwickelt und zur Anwendung gebracht. „Human Factors“ und Analysen menschlicher Zuverlässigkeit waren und sind ein fester Bestandteil der probabilistischen Sicherheitsanalysen deutscher Anlagen. Ausführliche Analysen der Betriebserfahrung umfassen systematische Untersuchungen der „Human Factors“, die das betreffende Ereignis verursachten oder dazu beitrugen.

„Human Factors“ haben im Lauf der Zeit immer mehr Beachtung gefunden, was zu erheblichen Verbesserungen in den Anlagen geführt hat. Jüngste Entwicklungen erhöhen die Bedeutung der „Human Factors“ noch weiter.

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

3.2.3.3 Weitere Untersuchungen

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

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

- b) den Beitrag dieser Tendenzen zur Auswahl schädlicher Eingriffe in einem gegebenen Notfall zu bestimmen und
- c) die Wahrscheinlichkeit dieser Fehler auf der Basis eines Expertenurteils einzuschätzen.

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

Weitere Untersuchungen sind dringend erforderlich, um die Unterstützung zuverlässigen Handelns auf folgenden Gebieten analysieren und bewerten zu können:

1. kognitiv anspruchsvolle Aufgaben,
2. Aufgaben außerhalb der Warte,
3. Nutzung, Wartung, Reparatur und Prüfung von computergestützten Informations- und Bediensystemen und
4. organisatorische Maßnahmen zur Erhaltung eines hohen Sicherheitsniveaus in der nuklearen Industrie, die mit den Herausforderungen durch die zahlreichen Pensionierungen, den wirtschaftlichen Druck und den politischen Entscheidungen über die zukünftige Nutzung der Kernenergie zu kämpfen hat.

Weitere dringende Themen sind

5. die Weiterentwicklung detaillierter Maßstäbe für die Gestaltung und die Bewertung von Sicherheitsmanagementsystemen und
6. die systematische Analyse der Betriebserfahrung, um die Wahrscheinlichkeit menschlichen Fehler und andere Parameter menschlicher Zuverlässigkeit mithilfe der Bayes-Statistik abschätzen zu können.

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

3.2.4 Issue G 20 – Bewertung von menschlichen Fehlern

3.2.4.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

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

1. Identifizierung,
2. Beschreibung,
3. Analyse und
4. probabilistische Bewertung von Aufgaben, die unter bestimmten Bedingungen ausgeführt werden müssen (siehe „Menschliche Einflußfaktoren im Allgemeinen“). Der Detaillierungsgrad einer HRA hängt davon ab, ob eine Grobbewertung („Screening“) oder eine detaillierte Bewertung durchgeführt werden soll.

Schritt (1):

Die Identifizierung von Aufgaben und der Bedingungen ihrer Durchführung erfolgt auf der Grundlage von

- a) einer Systemanalyse,
- b) Prozeduren laut Betriebs-, Notfall-, und (oder) Prüfhandbuch,
- c) organisatorischen Regelungen,
- d) Schulungsprogrammen,
- e) Beobachtungen vor Ort und (falls verfügbar) in Simulatoren sowie
- f) Diskussionen mit den Ausführenden. Beobachtungen vor Ort müssen die Sichtung von Schnittstellen, Arbeitshilfen, Arbeitsplätzen und der Arbeitsumgebung umfassen.

Organisatorische Regelungen müssen einbezogen werden, da sie festlegen,

- a) bei welchem Ist-Zustand von Anlage, Systemen und (oder) Komponenten das Personal die jeweilige Aufgabe durchführen kann oder muss,
- b) wie sich die Zusammenarbeit bei arbeitsteiliger Aufgabendurchführung zu gestalten hat und
- c) wie die Koordination mit anderen zur selben Zeit durchzuführenden Aufgaben erfolgen soll. Die Schulung muss betrachtet werden, um die Qualifikation des Personals für die jeweilige Aufgabe einzuschätzen.

Schritt (2):

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

Schritt (3):

Die Analyse des voraussichtlichen Handlungsablaufs muss Art, Quellen, Auswirkungen denkbarer menschlicher Fehler herausarbeiten und die Möglichkeiten aufzeigen, dass das Personal aufgetretene Fehler erkennt und ihre negativen Folgen für die Sicherheit und (oder) Verfügbarkeit eines technischen Systems unterbindet oder abmildert. Die Analyse von Fehlerursachen basiert auf wissenschaftlichen Modellen, die zeigen, wie die menschliche Leistung von den Faktoren beeinflusst wird, unter denen die Aufgabe voraussichtlich durchgeführt werden muss. Zu diesen Faktoren gehören die Qualität der Gestaltung von Schnittstellen und Prozeduren, die Eignung, Qualifikation und Erfahrung des Personals, Umgebungsbedingungen bei der Durchführung von Aufgaben, Zeitbudget für die Aufgabenerfüllung und Stress. Wechselwirkungen zwischen diesen Faktoren sind zu berücksichtigen. Die Analyse der Möglichkeiten, menschliche Fehler zu entdecken, zu beheben und (oder) ihre Folgen zu begrenzen, muss technische und organisatorische Barrieren berücksichtigen. Beispiele für Barrieren sind Alarmmeldungen oder die Überprüfung der Handlungen einer Person durch andere. Die Systemana-

lyse zeigt auf, wie potentielle Fehler die Systemsicherheit und (oder) die Verfügbarkeit beeinflussen können. Ein „HRA-Baum“ stellt die möglichen Abläufe dar, die sich aus korrekt durchgeführten Arbeiten, potentiellen Fehlern und Aktionen zur Fehlerbehandlung zusammensetzen können und die entweder zur erfolgreichen oder fehlerhaften Durchführung der Arbeiten führen.

Schritt (4):

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

Es stehen viele generische Quantifizierungsmethoden und -daten zur Verfügung. Besonders umfangreiche Erfahrungen durch Anwendung und kritische Sichtung gibt es für ASEP („Accident Sequence Evaluation Programme“) und THERP („Technique for Human Error Rate Prediction“). Bei ASEP muss der voraussichtliche Handlungsablauf weniger detailliert dargestellt werden als bei THERP. Zudem liefert diese Methode konservativere Zuverlässigkeitsvoraussagen als THERP. Den HRA- Experten wird empfohlen, diese zwei Methoden vorrangig zu nutzen, wenn generische Quantifizierungsmethoden angewandt werden sollen: ASEP ist zur Durchführung von Screenings und THERP für detaillierte Analysen vorgesehen.

ASEP und THERP erfassen nicht alle Arten menschlicher Handlungen:

- a) Die Mehrzahl der Schätzwerte kann nur auf Handlungen angewendet werden, für die Prozeduren und Schulung klare Regeln vorgeben, die das Personal in

der vorgesehenen Situation erinnern (oder nachlesen) und befolgen muss („regel- und „fertigkeitbasierte Handlungen“).

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

3.2.4.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

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

Nach dem deutschen Atomgesetz müssen periodische Sicherheitsbewertungen der Anlagen durchgeführt werden (§ 19a). Ohne die HRA wären die Bewertungen nicht vollständig. Die KTA-Regel 3904 (Anhang 1) schreibt die Schritte (1) bis (3) der HRA (siehe oben: Sachverhalt) und, falls erforderlich und möglich, Schritt (4) vor, wenn „we-

sentliche Änderungen" an Warte, Notsteuerstelle und (oder) örtlichen Leitständen vorgenommen werden. Wesentliche Änderungen sind dadurch definiert, dass sie sich auf Anzahl, Qualifikation und Organisation des Schichtpersonals, auf Arbeitsmittel wie Schnittstellen und Prozeduren, auf Arbeitsaufgaben des Leitstandspersonals und (oder) auf die Arbeitsumgebung auswirken.

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

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

3.2.4.3 Weitere Untersuchungen

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

1. Es wurde eine systematische Anleitung zur Durchführung der HRA in PSA bereitgestellt, in der die vier Schritte der HRA (siehe Abschnitt „Sachverhalt“) detailliert für die praktische Nutzung beschrieben werden.
2. Methoden wurden entwickelt, um die menschliche Zuverlässigkeit bei Prozeduren zur Bewältigung auslegungsüberschreitender Ereignisse und bei sinnvollen Reparaturen in solchen Situationen zu bewerten.
3. Ein Klassifizierungs- und Bewertungssystem wurde entwickelt, welches erlaubt, (a) menschliche Handlungen im Hinblick auf ihre Bedeutung für die Sicherheit zu klassifizieren und (b) ihnen Fehlerwahrscheinlichkeiten innerhalb eines bestimmten Bereichs zuzuweisen.
4. Es wurde eine Methode entwickelt, um falsche Diagnosen und die Auswahl von nicht erforderlichen Handlungen mit negativen Auswirkungen auf die Sicherheit zu analysieren und zu bewerten. Die Methode hilft,
 - a) die natürlichen Tendenzen des Menschen zur Vereinfachung von Diagnosen und Entscheidungen zu identifizieren,

- b) zu bestimmen, wie diese Tendenzen zu nicht erforderlichen Handlungen mit negativen Auswirkungen beitragen und
 - c) Fehlerwahrscheinlichkeiten auf der Grundlage eines Expertenurteils zu ermitteln.
5. Ferner wurden Methoden zur Abschätzung der Wahrscheinlichkeit von menschlichen Fehlern entwickelt. Eine Methode wertet korrekt definierte Stichproben von Ereignissen aus der Betriebserfahrung mit Hilfe der Bayes-Statistik aus. Die andere Methode wendet geeignete statistischer Methoden auf Urteile von Operateuren an, wie zuverlässig sie bestimmte Aufgaben durchführen können.
6. Ziel eines laufenden Projekts ist die Einbindung menschlicher Handlungen und ihrer Zuverlässigkeit in dynamische probabilistische Sicherheitsanalysen, die detaillierter als eine nicht dynamische PSA die Mensch-System-Interaktion im zeitlichen Verlauf eines Ereignisses berücksichtigt.

Dringende Themen für weitere Untersuchungen sind

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

3.2.5 Issue G 23 – Whiskerbildung an leittechnischen Baugruppen in deutschen Anlagen

3.2.5.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Metall-Whisker sind nadelförmige Einkristalle von wenigen Mikrometern Durchmesser und bis zu mehreren 100 Mikrometern Länge, die spontan aus galvanischen Oberflächen herauswachsen. Metall-Whisker sind extrem leitfähig und können Kurzschlüsse sowohl auf galvanisch hergestellten Leiterplatten als auch zwischen verschiedenen Bauelementen oder innerhalb eines Bauelements verursachen. Die Kurzschlüsse können das Fehlverhalten der betroffenen Leiterplatte oder Bauelemente zur Folge haben. Das Whisker-Wachstum hängt vor allem von der Oberflächenspannung, der Temperatur und der Art des Materials (Legierung) ab. Das Phänomen der Whiskerbildung ist noch nicht vollständig geklärt worden.

Metall-Whisker wachsen aus galvanischen Oberflächen unterschiedlichster Zusammensetzung. Neben Whiskern aus Zinn wurden auch Whisker aus Zink, Silber, Gold, Cadmium, Aluminium, Blei und Indium beobachtet.

Durch Metall-Whisker verursachte Fehler in leittechnischen Einrichtungen haben in der Vergangenheit zu mehreren Störungen geführt. So konnten sowohl Fehlfunktionen in kerntechnischen Anlagen als auch in militärischen Systemen, Einrichtungen der Raumfahrt (Satelliten) und medizintechnischen Geräten (Herzschrittmacher) auf Whisker zurückgeführt werden.

3.2.5.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

In der Vergangenheit wurden mehrere Ereignisse aus verschiedenen deutschen Kernkraftwerken gemeldet, deren Ursache Zinn-Whisker auf leittechnischen Baugruppen waren. Dabei waren sowohl betriebliche (Sicherheitsebene 1) als auch sicherheitstechnisch wichtige (Sicherheitsebene 3, 4) leittechnische Einrichtungen betroffen.

Aufgrund der Weiterleitungsnachricht 2002/01 „Whiskerbildung an leittechnischen Baugruppen in deutschen Kernkraftwerken“ werden in den Anlagen Inspektionen hinsichtlich Whiskerbildung durchgeführt. Über Art, Umfang und Ergebnisse dieser Inspektionen liegen der GRS keine Informationen vor. Daher kann von Seiten der GRS keine

Aussage über eine mögliche Ab- oder Zunahme Whisker-bedingter Baugruppenfehlfunktionen getroffen werden.

Zukünftig ist ein verstärkter Einsatz neuer Baugruppentypen in Kernkraftwerken (z. B. softwarebasierte leittechnische Einrichtungen bzw. Baugruppen mit bleifreiem Lot) zu erwarten. Da über diese Baugruppentypen bisher noch keine Informationen bezüglich einer möglichen Anfälligkeit für Whiskerbildung vorliegen, ist eine Trendverfolgung – möglichst unter Beteiligung der GRS - unerlässlich, um der Bundesaufsicht auf Anfrage umfassende und sachgerechte Informationen zur Whiskerproblematik zur Verfügung stellen zu können.

3.2.5.3 Weitere Untersuchungen

Grundsätzlich besteht dringender Forschungs- und Untersuchungsbedarf hinsichtlich der Whiskerbildung in Leittechnik-Baugruppen, um frühzeitig Trends und daraus resultierende Auswirkungen auf die Sicherheitsleittechnik erkennen zu können. Zurzeit werden zu diesem Thema jedoch keine Untersuchungen unter Beteiligung der GRS durchgeführt.

3.3 Vertiefte Untersuchungen einzelner Sicherheitsfragen

3.3.1 Entwicklungen auf dem Gebiet 'Sump Clogging' seit dem 'Workshop on Debris Impact on Emergency Coolant Recirculation'

Am 18. Juli 1992 ereignete sich beim Anfahren des schwedischen Siedewasserreaktors Barsebäck 2 ein kleiner Kühlmittelverlust-Störfall, bei dem es durch abgelöstes Isoliermaterial zu einer Verstopfung der Ansaugsiebe in der Kondensationskammer kam. Im Verlauf des Ereignisses zeigte sich, dass die Ansaugung aus der Kondensationskammer für das Sprühsystem im Sicherheitsbehälter nach etwa einer Stunde behindert wurde. In der Auslegung der Anlage Barsebäck wurde die Freisetzung und Ablagerung von Isoliermaterial zwar grundsätzlich betrachtet, doch das Ereignis zeigte, daß die damaligen Annahmen nicht konservativ waren. Dieser Störfall führte zu zahlreichen nationalen und internationalen Aktivitäten, um den Einfluss von freigesetztem Isoliermaterial auf die Kernkühlung nach einem Kühlmittelverlust-Störfall zu ermitteln.

Die Arbeiten konzentrierten sich zunächst auf die Konsequenzen für Siedewasserreaktoren. Die OECD/NEA veröffentlichte 1996 einen umfangreichen Bericht zum damaligen Wissensstand /NEA 95/ und 2002 einen weiteren Bericht über die in den Mitgliedsländern vorgenommenen Änderungen in den Kernkraftwerken /NEA 02/.

Erst nach 1996 wurden auch die Vorgänge in Druckwasserreaktoren detailliert betrachtet. Dabei zeigte es sich u. a. für US-amerikanische Anlagen, dass wegen der hohen Wahrscheinlichkeit für "sump strainer clogging", d. h. für die Verstopfung der Sumpfsiebe die Kernschmelzhäufigkeit bei Kühlmittelverlust-Störfällen innerhalb des Sicherheitsbehälters um bis zu zwei Größenordnungen höher anzusetzen ist /NRC 02/. Die Working Group of Operating Experience (WGOE) und Working Group on Accident Management and Analysis (GAMA) schlugen daher vor, einen internationalen Workshop zu veranstalten, um den gegenwärtigen Wissensstand in den Mitgliedsländern zu erfahren, offene Fragestellungen und mögliche Lösungswege zu diskutieren.

Der Workshop fand vom 25.-27.02.2004 in Albuquerque statt. Veranstaltet wurde er seitens der OECD von dem "Committee on the Safety of Nuclear Installations" (CSNI) der "Nuclear Energy Agency" (NEA) in Zusammenarbeit mit der US-NRC.

Die Wissensbasis war zum damaligen und ist auch zum gegenwärtigen Zeitpunkt immer noch unvollständig. Spezielle Ziele des Workshops waren:

- a) Den aktuellen Wissensstand zusammenzutragen sowie den nach 1996 (Erscheinungsjahr des NEA Knowledge Base Reports) bzw. nach 1999 (OECD/NEA Workshop) erweiterten Wissensstand zu ermitteln.
- b) Informationen über den gegenwärtigen Stand der Forschung zur Freisetzung von Isolationsmaterial, Materialtransport, Ablagerung bzw. Penetration des Materials an den Ansauggittern sowie zu chemischen Reaktionen im Sicherheitsbehälter insbesondere bei Druckwasserreaktoren auszutauschen und Unsicherheiten darzulegen.
- c) einen Einblick in kürzlich abgeschlossene, laufende und geplante Arbeiten und Maßnahmen der anderen Länder zu erhalten,
- d) Unterschiede in den Vorgehensweisen zu identifizieren und zu diskutieren,
- e) technische Fragestellungen und mögliche Programme zu ermitteln, bei denen eine internationale Zusammenarbeit in der Forschung von Interesse ist,

- f) auf der Grundlage der kritischen Beurteilung neuer Erkenntnisse die Wissensbasis zu erweitern
- g) sowie einen Action Plan zu erstellen, in dem die Aktivitäten zusammengestellt werden, die in den nächsten Jahren unter dem CSNI durchgeführt werden sollten.

Wesentliche Erkenntnisse des Workshops sind:

1. Die sicherheitstechnische Bedeutung des ‚sump strainer clogging‘ Phänomens hängt von der Auslegung der Anlage ab.
Auslegungsmerkmale, die den faser- und partikelbeladenen Sumpfbetrieb der Notkühlsysteme beeinflussen können, sind u. a.:
 - Bruchstelle (Größe/Lage)
 - Typ der Isolierung (Materialien, Materialkombination, Umhüllung)
 - Transport im Sicherheitsbehälter mit und ohne Sprühsystem
 - Sumpfgeometrie hinsichtlich Turbulenz, Strömungsgeschwindigkeit und Wasserhöhe
 - Siebgeometrie (Größe und Gitterparameter)
 - Lage der Notkühlpumpen, Vorsorge gegen Wirbelbildung
 - Redundanz der Not- und Nachkühlstränge und Gemeinsamkeit von Sieben
 - ‚Latent debris‘ im SHB (durch u. a. nichtqualifizierte Anstriche, Rost und Staub)
 - Langfristiger Sumpfbetrieb mit einem säure- oder laugenhaltigen Kühlmittel
2. Der bis dahin wenig beachteten ‚thin bed‘ Effekt, d.h. die erhebliche Zunahme des Druckverlustes durch Einlagerung von Partikeln oder sehr fein fragmentierten Fasern in dünnen Schichten aus abgelagerten Fasern, sollte in Betracht gezogen werden. Dem ‚thin bed‘ Effekt kann durch eine angepasste Materialauswahl und Vermeiden von ‚latent debris‘ im Sicherheitsbehälter begegnet werden. Infolgedessen sind die Anlagen sauber zu halten und Fremdmaterial vor dem Wiederanfahren aus dem SHB zu entfernen. Alternativ zu faserigen oder partikelförmigen Isoliermaterialien sollte der Einsatz von RMI (Reflective Metallic Insulation) erwogen werden.

3. Die Kernschmelzhäufigkeit wird durch 'Sump strainer clogging' bzw. 'Downstream' Effekte wie Brennelementblockaden wesentlich erhöht.
4. Die zügige Lösung des 'Sump strainer clogging' Problems sollte deshalb eine hohe Priorität haben.
5. Problemlösungen können u. a. aus einem neuen Siebdesign, einer Verminderung des freigesetzten Materials oder Möglichkeiten zur Siebsäuberung resultieren.
6. Methoden zur Nachweisführung und Absicherung sind fortlaufend zu verbessern. Einige Aspekte können auch weiterhin nicht analytisch nachgebildet werden bzw. sie sind nicht ausreichend untersucht. Bei der Nachweisführung stützen sich viele Länder auf konservative Annahmen ab.

Von sicherheitstechnischer Bedeutung für deutsche Anlagen sind u. a. die Erkenntnisse:

- i. Beim Einsatz von faserigem Isoliermaterial ist Isoliermaterial, dass bei der Freisetzung Partikel bilden kann (z. B. Minileit), zu minimieren. Damit soll eine gleichzeitige Freisetzung bzw. der „thin bed“ Effekt vermieden werden.
- ii. Die Kernkühlung sollte nicht durch 'latent debris' gefährdet werden können. Auf Sauberkeit in den Anlagen ist deshalb zu achten.
- iii. Für den Transport von freigesetztem Isoliermaterial im Sicherheitsbehälter werden weltweit ausschließlich Postulate genutzt.
- iv. Die Einwirkungen von Fasern und Partikeln auf den Betrieb von Pumpen und Ventilen ist für deutsche Anlagen nicht zu vernachlässigen. Dies gilt insbesondere für die Regelung der Sumpftemperatur.
- v. Langzeiteffekte sind für deutsche Anlagen detailliert zu betrachten, um die bisherigen Annahmen (keine Relevanz) zu überprüfen. Dabei sollten insbesondere die chemischen Effekte untersucht werden.

Die Stellungnahme Ausführungen der RSK in der Anlage 2 zum Ergebnisprotokoll der 374. Sitzung vom 22. Juli 2004 /RSK 04/ sind weitgehend in Übereinstimmung mit den Ergebnissen des Workshops (Unterschiede sind in ausführungs- bzw. anlagenspezifischen Details z. B. Isolationskonzept, Bruchausschluss, Sumpfgeometrie und –wasserstand begründet.).

Übergeordneter Maßstab für die sicherheitstechnische Bewertung der Freisetzung von Isoliermaterial bei einem Kühlmittelverluststörfall ist entsprechend der Stellungnahme der RSK die Gewährleistung der Kernkühlung. Dazu muss anlagenspezifisch nachgewiesen sein,

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

In der Stellungnahme der RSK wurden des Weiteren Empfehlungen für die Nachweisführung zur Sicherstellung der Sumpfansaugung und Kernkühlung nach einem Leckstörfall mit Freisetzung von Isoliermaterial zu folgende Aspekte ausgesprochen:

- Leckort
Es sind diejenigen zu berücksichtigen, bei denen das freigesetzte Isoliermaterial zu den ungünstigsten Bedingungen hinsichtlich des Druckverlustes an den Sieben bzw. des Eintrags in den Kern führt.
- Freisetzung von Isoliermaterial und anderen Stoffen
- Transport im Sicherheitsbehälter
- Transport im Sumpfwasser
- Druckverlust an den Sumpfsieben
- Penetration von Isoliermaterial durch das Sieb
- Pumpenvordruck
- Druckverlust im Kern durch Eintrag von Isoliermaterial
- Komponenten im Nachkühlkreislauf
- Langzeitverhalten
- Sauberkeit der Anlage

- Anlageninterne Notfallmaßnahmen

Außerdem wurde das BMU in der Stellungnahme der RSK um Sachstandsberichte in ca. einem Jahr u. a. zu folgender Problemstellung gebeten:

- Langzeitverhalten und chemische Effekte (Korrosion) durch Borsäure.

Als Folge des Sachstandsberichtes wird auf Grund der experimentellen Ergebnisse von Untersuchungen, die im Auftrag der Betreiber beim Hersteller durchgeführt wurden, die Korrosion und Erosion von Einbauten im Sicherheitsbehälter durch boriertes Wasser intensiv diskutiert. Betroffen sind insbesondere verzinkte Tretgitter in der gasförmigen und sauerstoffhaltigen Atmosphäre, die unmittelbar den Einwirkungen des Leckstrahles ausgesetzt sind. In faserförmigen Ablagerungen aus freigesetzten Isoliermaterialien und dem ‚latent debris‘ auf Sumpfsieben und in Brennelementen sammeln sich Korrosions- und Erosionsprodukte. Es ist davon auszugehen, dass nach einer etwa 10-stündigen Korrosionszeit die Druckverluste über ein vollständig belegtes Sumpfsieb erheblich zunehmen. Nach weiteren 10 h können Auslegungsgrenzen der Sumpfsiebe überschritten werden. Zur Vermeidung unzulässig hoher Druckverluste sind Maßnahmen geplant, durch die die Ablagerungen zum Herabsinken von den senkrecht stehenden Sumpfsieben veranlasst werden. Dazu ist für die Not- und Nachkühlpumpen in den betroffenen Strängen zunächst ein Herabsetzen des Durchsatzes auf Mindestmenge und falls erforderlich ihre Außerbetriebnahme sowie als Notfallmaßnahme zusätzlich ein Rückspülen geplant. Strömungsblockaden in den Brennelementen infolge der Penetration von faserförmigen Materialien und Korrosionsprodukten durch die Sumpfgitter insbesondere als Folge von nur teilweise bzw. nicht belegten Sumpfsieben sind nicht auszuschließen. Detaillierte Untersuchungen zu Strömungsblockaden insbesondere im Langzeitbereich liegen nicht vor.

Wenn keine oder nur im sehr geringem Umfang Fasern aus Isolierungen oder dem ‚latent debris‘ freigesetzt, mobilisiert und vor die Siebe im Sumpf transportiert werden können, dann ist die Frage nach der Korrosion von Einbauten im Gasraum des Sicherheitsbehälters von untergeordneter Bedeutung.

- Soweit dies beim augenblicklichen Wissensstand abzusehen ist, führen in Abwesenheit von faserförmigen Ablagerungen mikroporöse Isoliermaterialien wie Minileit und Korrosions- sowie Erosionsprodukte nicht zu einer Verstopfung der Sumpfsiebe bzw. zu einer Strömungsblockade in den Brennelementen.

- Die Korrosion der Siebe im Sumpfwasser im Langzeitbereich ist zu beachten, wenn nach einem Versagen ihrer Rückhaltefunktion Feststoffe wie z. B. Bruchstücke von einer metallischen Isolierung (RMI) z. B. in Spalten gelangen können.

Bevor man sich auf die in Versuchen nicht immer nachgewiesene Wirksamkeit von Maßnahmen zur Beseitigung von Ablagerungen auf den Sumpfsieben verlässt, die infolge der Durchsatzreduzierung der Niederdruck Not- und Nachkühlpumpen zu einer Gefährdung der Kernkühlung führen können, sollte man zur Beherrschung von Kühlmittelverlust-Störfällen eine in sich sichere Auslegung für den Sumpfbetrieb in Erwägung ziehen.

Denkbar ist neben dem alleinigen Einsatz von mikroporösen Isoliermaterialien in einer sauberen Anlage,

- die Verwendung von Edelstahl für Tret-, Sumpfgitter und Lüftungsschächten,
- der Einsatz von metallischen Isolierungen (RMI).
- der Einbau selbstreinigender Sumpfsiebe sowie der gestaffelte Einsatz von Sumpfsieben, der von der Belegung bzw. vom Durchsatz abhängt, wobei die Penetration von faserförmigen Materialien und Korrosionsprodukten durch die Sumpfgitter zu beachten ist.

3.3.2 Vertiefte Untersuchungen zu Ereignissen mit Entborierung des Kühlmittels

3.3.2.1 Entborierung des Kühlmittels

Wenn die Borkonzentration im Kern unter die kritische Borkonzentration d. h. die Borkonzentration, die abhängig vom Anlagenzustand zur Sicherstellung der Unterkritikalität erforderlich ist, fällt, wird der Reaktor wieder kritisch und die Reaktorleistung steigt an. Kernschäden sind dabei nicht auszuschließen, wenn infolge eines schnellen und starken Abfallens der Borkonzentration eine prompte Kritikalität auftritt oder wenn aufgrund eines zu geringen Kühlmitteldurchsatzes die Reaktorleistung nicht abgeführt werden kann. Bei sehr schnellablaufenden Verdampfungsvorgängen infolge der Leistungsexkursion besteht im gefüllten Primärkreis die Möglichkeit, dass die Druckhalterventile den Druckanstieg kurzfristig nicht begrenzen können.

Die Deborierung des Hauptkühlmittels kann u. a. durch eine unbeabsichtigte Borverdünnung infolge Deionateinspeisung oder bei Störfällen mit Kondensatbildung im Primärkreis durch eine Wärmeabfuhr im "Reflux Condenser" Mode erfolgen. Aspekte, die bei Ereignissen mit einer Deborierung des Kühlmittels eine wesentliche Rolle spielen, sind:

- die Ansammlung und die Menge an niedrig borierterem Kühlmittel z. B. in den Pumpenbögen,
- das gleichzeitige Einsetzen des Transportes von niedrig borierterem Kühlmittel in mehreren Kühlmittelschleifen,
- die Geschwindigkeit mit der das niedrig borierete Kühlmittel zum Kern transportiert wird,
- die Vermischung des niedrig borierten Kühlmittels auf dem Weg zum Kern u. a. mit dem Kühlmittel im Ringraum und unteren Plenum,
- das Verhalten des Kerns in Bezug auf eine Leistungserhöhung und die Wärmeabfuhr aus dem Kern.

Ereignisse mit einer inhomogenen Ansammlung von niedrig borierterem Kühlmittel oder Deionat sind wegen der Möglichkeit einer Leistungsexkursion u. U. mit prompter Kritikalität z. B. bei Wiederinbetriebnahme einer Hauptkühlmittelpumpe bzw. Wiedereinsetzen des Naturumlaufs von übergeordneter Bedeutung. Eine inhomogene Ansammlung tritt auf, wenn das eingespeiste, ausgelaufene oder kondensierte Kühlmittel einen Pfropfen mit niedriger BorKonzentration im Primärkreis bildet. Eine inhomogene Ansammlung von niedrig borierterem Kühlmittel oder Deionat kann nur erfolgen, wenn an der Einspeisestelle bzw. am Entstehungsort des Kondensats keine erzwungene Strömung bzw. kein Naturumlauf herrscht. Diese Zustände können auftreten, wenn

- die Hauptkühlmittelpumpen ausgefallen bzw. außer Betrieb gesetzt sind und
- sich wegen eines niedrigen Füllstandes im Primärkreis oder nicht vorhandenen Antriebs durch Dichteunterschiede kein Naturumlauf einstellen kann.

Gegenüber der Pfropfenbildung aus niedrig borierterem Kühlmittel durch Kondensation von Dampf bei der Wärmeabfuhr im Reflux Condenser Mode (kleine Lecks mit reduzierter Verfügbarkeit der Hochdrucksicherheitseinspeisung, Ausfall der Nachwärmeabfuhr im Mitte-Loop Betrieb) sind die Eintrittswahrscheinlichkeit anderer Entborierungse-

reignisse durch Verriegelungen bei betrieblicher Einspeisung oder Wiederinbetriebnahme der Hauptkühlmittelpumpen und durch Inspektion der Dampferzeuger-Heizohre minimiert worden. Ereignisse mit Wärmeabfuhr im Reflux Condenser Mode bei Kühlmittelverluststörfällen sind in deutschen Druckwasserreaktoren von größerer Bedeutung als bei Druckwasserreaktoren ausländischer Hersteller. Dies ist einerseits auf die Druckstaffelung der Hochdruck-, Druckspeicher- und Niederdruckeinspeisung sowie das Konzept einer kombinierten Einspeisung und dem Abfahrgradienten zurückzuführen. Andererseits weist das deutsche Regelwerk einige spezielle Anforderungen auf.

3.3.2.2 Regulatorische Randbedingungen

Die regulatorischen Anforderungen zur Sicherstellung der Unterkritikalität bei Störfällen sind in den BMI-Kriterien, in der RSK-Leitlinie und den KTA-Regeln enthalten.

Das deutsche Regelwerk setzt bei Auslegungsstörfällen die Berücksichtigung von Einzelfehler und Reparaturfall voraus. Die BMI-Kriterien fordern, dass der Reaktorkern, die Kühlsysteme und die Abschaltanlagen so ausgelegt sein müssen, dass die für Störfälle spezifizierten Grenzwerte eingehalten werden. Durch prompte Rückkopplungseigenschaften müssen schnelle Reaktivitätsanstiege soweit abfangen werden, dass keine sicherheitstechnisch bedeutsamen Schäden am Reaktorkern und im Kühlkreislauf eintreten.

Die RSK-Leitlinie konkretisiert die Anforderungen aus den BMI-Kriterien. Das Wiederkritischwerden bei Störfällen mit maximaler Abkühlgeschwindigkeit (z. B. Frischdampfleitungsbruch oder Zulauf von kaltem Wasser) ist nach der RSK-Leitlinie zwar erlaubt, aber Deborierungsereignisse sind in der RSK-Leitlinie nicht in Betracht gezogen worden. Ein Wiederkritischwerden ist bei diesen Ereignissen demzufolge nicht zulässig.

3.3.2.3 Nachweisführung

Die Nachweisführung zur Unterkritikalität kann noch nicht vollständig analytisch erfolgen.

PKL-Versuche haben die Entborierung des Kühlmittels bei der Wärmeabfuhr im Reflux Condenser Mode bestätigt. Die Borkonzentration kann bei Abbruch des Naturumlaufes in den Pumpenbögen lokal bis auf 50 ppm absinken. Aus den experimentellen Ergebnissen von PKL- und UPTF-Versuchen sowie den programmtechnischen Analysen mit ATHLET zu Realanlagen lässt sich ableiten, dass bei auslegungsgemäßen Kühlmittelverlust-Störfällen infolge eines kaltseitigen Lecks mit kaltseitiger Einspeisung die Borkonzentration am Eintritt in das untere Plenum mindestens 800 ppm beträgt. Die Aufborierung durch Vermischung mit dem Kühlmittel im unteren Plenum kann mit ATHLET nicht ermittelt werden, da das ATHLET-Modell hierfür nicht abgesichert ist. Für Randbedingungen, die aus dem PKL-III Versuch E2.2 abgeleitet wurden, stellte sich in der ROCOM-Anlage am Kerneintritt ein Minimalwert um 1800 ppm ein. Demzufolge stimmen GRS und Betreiber darin überein, dass kleine Lecks im kaltseitigen Strang mit kaltseitiger Einspeisung für die Bestimmung der minimalen Borkonzentration nicht maßgeblich sind.

Aufgrund einer Festlegung des BMU in der 41. Sitzung des FARS wird in der derzeitigen Aufsichts- und Genehmigungspraxis für die Nachweisführung bei heißseitigen, kleinen Lecks mit heißseitiger Hochdruckeinspeisung eine minimale Borkonzentration von 850 ppm am Kerneintritt zu Grunde gelegt. GRS und der TÜV hatten in einer gemeinsamen Stellungnahme als Obergrenze für die kritische Bor-Konzentration bei Leckstörfällen 800 ppm für ein kaltseitiges und 850 ppm für ein heißseitiges Leck festgelegt. Die Betreiber kommen auf der Basis von ROCOM Versuchen für das Szenarium heißseitiges Leck mit heißseitiger Einspeisung am Kerneintritt zu einer minimalen Borkonzentration um 1250 ppm.

3.3.2.4 Zukünftig erforderliche Arbeiten

Für Anlagen mit ursprünglicher Kernausslegung d. h. ohne MOX-Brennstäbe und Zielabbränden < 32000 MWd/t sind die minimalen Borkonzentrationen am Kerneintritt ausreichend, um nach auslegungsgemäßen Kühlmittelverlust-Störfällen mit einer Wärmeabfuhr im Reflux Condenser Mode die Unterkritikalität im abgefahrenen Zustand sicherzustellen. Neben dem Einsatz von MOX-Brennstäben und einer größeren Anreicherung streben die Betreiber eine Steigerung der Reaktorleistung und eine Erhöhung der Zielabbrände an. Daraus kann eine geänderte Kernausslegung mit erhöhten Anforderungen an die kritische Borkonzentration resultieren, die entsprechende Nachweise mit einer experimentellen Absicherung erforderlich machen. In Bezug auf die Analyse-

methoden sind weitere Aktivitäten zu planen, um Detailfragen insbesondere im Zusammenhang mit Vermischungsvorgängen (Mischung von deboriertem und hochboriertem Fluid im RDB-Fallraum und im unteren Plenum) und der Validierung von Rechenmodellen zu klären.

Bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen wurden die Konsequenzen einer Deborierung des Kühlmittels noch nicht detailliert untersucht. Zum Beispiel ist bei Kühlmittelverlust-Störfällen infolge kleiner kaltseitiger Lecks, bei denen die Hochdrucksicherheitseinspeisung vollständig ausfällt und damit die Speicherung von Energie in dem eingespeisten Notkühlmittel nicht stattfinden kann. So ist u. a. der Kondensatanfall wesentlich höher. Der Naturumlauf wird in diesem Fall in allen Kühlmittelschleifen unterbrochen. In den Ringraum gelangt anstatt des hochborierten Notkühlwassers entboriertes Kühlmittel aus den Pumpenbögen mit einer Temperatur, die niedriger ist als die des umgebenden Wassers im Ringraum. Im Hinblick auf anlageninterne Notfallprozeduren, die ein Kernversagen verhindern sollen, sind für derartige Ereignisse weitere experimentelle und analytische Untersuchungen erforderlich.

4 Entwicklungspotential der Datenbank

Die bisherige Form der Datenbank hat sich voll bewährt, jedoch sollte die Datenbank, um die Transparenz und den Informationsaustausch der Themen bezüglich generischer Sicherheitsfragen zu vergrößern, zukünftig einem größeren Nutzerkreis als Informations- und Wissensplattform zur Verfügung gestellt werden. Für die Öffnung der Datenbank GESI für andere Nutzer, auch nicht behördliche im In- und Ausland, wären geeignete Zugangsberechtigungen zu entwickeln und zu vergeben. Sinnvoll einsetzbar ist die Datenbank im Zusammenhang mit der 2007 erfolgenden deutschen EU-Ratspräsidentschaft sowie dem G8-Vorsitz von Deutschland.

Die bereits in dem Vorhaben INT 9152 begonnene Einbindung von Dossiers für wichtige generische Sicherheitsfragen sollte weitergeführt und auf Fragestellungen mit mittlerer Sicherheitssignifikanz erweitert werden. Entsprechendes gilt für die verstärkte Einbindung von Weiterleitungsnachrichten. Sinnvoll erscheint auch, die aktuellen Ergebnisse, die sich aus dem Vorhaben SR 2505 ergeben, zur Auswertung von regulatorischen Forschungsvorhaben in die Datenbank (*Reiter Weiterer Forschungsbedarf*) einzubinden. Um die regulatorische behördliche Arbeit zu verbessern, sind Hinweise

auf aktuelle BMU-Schwerpunkte, Aufsichtsschwerpunkte der Länder und aktuelle RSK-Beratungen angebracht und sinnvoll.

Es sollte zukünftig die Möglichkeit geschaffen werden, wichtige regulatorische Aufgaben, die sich aufgrund der jeweiligen generischen Sicherheitsfragen ergeben, in die Datenbank zu integrieren, z. B. in einen eigenen Reiter. Integriert werden sollte hierzu eine behördliche Aktionsliste. Hierzu scheint es jedoch angebracht Regelungen zur zeitlichen und fachlichen Abarbeitung der behördlichen Aktionsliste zu entwickeln bzw. zu integrieren (z. B. Maßnahmenabfolge nach BMU-Geschäftsordnung) und entsprechende überprüfbare Eckpunkte (Integration automatischer Weckfunktionen) festzulegen. Der Zugang zu diesen Informationen ist allerdings auf das BMU zu beschränken.

Im Falle der Zugangserweiterung von GESI für weitere Nutzer sind entsprechende sonst nur diesen Nutzern zugängliche Informationsquellen in die Datenbank zu integrieren, z. B. durch Verlinkung. In einem ersten Schritt sollte die (selektive) Öffnung von GESI für das BfS (volle Zugangsberechtigung), die Länder, den TÜV, die RSK und SSK erfolgen. Jedoch nur unter der Maßgabe einer entsprechenden Zuarbeit und dem Zugang zu ihren Informationsquellen.

Sinnvoll scheint auf nationaler Ebene auch die Einbindung der Betreiber bei der Erstellung und Pflege der generischen Fragestellungen. Orientierung könnte die französische Vorgehensweise sein. Dies könnte z. B. auf der Basis der in der GRS wöchentlich stattfindenden Vorkommnisbesprechung erfolgen. Die Zugangsberechtigung der Betreiber auf die Informationen wäre auf bestimmte Informationsinhalte zu beschränken.

Für die Zulassung von weiteren z. B. ausländischen Sicherheitsbehörden auf die Datenbank sollten die entsprechenden Datenbanken dieser Länder (soweit vorhanden) entsprechend der Vorgehensweise bei dem IAEA-TECDOC-1044 in die Datenbank integriert werden. D. h. der Grundstein für ein Gesamtkonzept für eine entsprechende Zusammenarbeit mit IAEA, OECD-NEA, bilateralen Partner u. a. wäre gelegt. Hierzu ist jedoch das Sicherheitssignifikanzklassifizierungssystem so weiterentwickeln, dass hiermit eine gemeinsame Einschätzung der Fragestellung möglich wird, ohne die nationalen Randbedingungen außer Acht zu lassen.

5 Literatur

Literaturverweise im Bericht

- /BUA 03/** Bönigke, G., Müller-Ecker, D., Simon, M.
Auswertung von Untersuchungen, Studien und Gutachten anderer Staaten
- Generische Sicherheitsfragen
Datenbank GESI für generische Sicherheitsfragen
GRS-A-3143, Köln, August 2003
- /IAE 98B/** Generic Safety Issues for Nuclear Power with Light Water Reactors and
Measures taken for their Resolution
IAEA-TECDOC-1044, Wien, 1998
- /NEA 02/** Nuclear Energy Agency (NEA)
Committee on the Safety of Nuclear Installation, Knowledge Base for Strai-
ner Clogging - Modifications performed in different countries since 1992,
NEA/CSNI/R(2002)6, October 2002
- /NEA 95/** Nuclear Energy Agency (NEA)
Committee on the Safety of Nuclear Installation, Knowledge base for emer-
gency core cooling system recirculation reliability, NEA/CSNI/R(1995)11,
February 1996.
- /NRC 02/** GSI-191: The Impact of Debris Induced Loss of ECCS Recirculation on
PWR Core Damage Frequency, NUREG/CR-6771, August 2002
- /RSK 04/** Anforderungen an den Nachweis der Notkühlwirksamkeit bei Kühlmittelver-
luststörfällen mit Freisetzung von Isoliermaterial und anderen Stoffen
Anlage 2 zum Ergebnisprotokoll der 374. Sitzung der Reaktorsicherheits-
Kommission (RSK), 22.07.2004

Weitere Literatur

- /GAN 95/ Gango, P.
"Application of numerical modelling for studying boron mixing in Loviisa NPP", Proc. OECD/CSNI Specialist Meeting on Boron Dilution Transients, State College, Penn., 18-20 October 1995
- /GAV 96/ Gavrilas, M., Gavelli, F., Garbe, C., Parsely, E., Tafreshi, A.,
"Boron-mixing Tests at the UMCP 2x4 Loop Facility", Report UMCP-DMNE-NEP-TH001, revision 1, October 1996
- /GOU 91/ Gouffon, A.
"Developments concerning reactivity accidents in PWR's", OECD/CNRA Meeting on Regulatory Requirements and Experience Related to Low Power and Shutdown Activities, 1991
- /GRS 95/ Geppert, J., Steinhoff, F.
Vergleich der Mitte Loop Versuche mit geschlossenem Primärsystem ROSA IV / LSTF TR-RH-04 und PKL III B 4.5
GRS-A-2251, Köln, Januar 1995
- /GRS 97a/ Pointner, W.
Thermohydraulische Analysen zum Nichtleistungsbetrieb im Siedewasserreaktor
GRS-A-2511, Köln, November 1997
- /GRS 00/ Bericht zur Information des Auftraggebers
„INT 9113 – Living Document – Generische Sicherheitsfragen“
November 2000
- /HAU 91/ Haule, K., Hyvärinen, J.
"Potential reactivity problems caused by boron separation/dilution during partial loss of inventory transients and accidents in PWR's" STUK/YTP Memo (12 November 1991)

- /HYV 93/ Hyvärinen, J.**
"An inherent boron dilution mechanism in pressurized water reactors", Nuclear Engineering and Design 145 (1993) 227 - 240
- /IAE 78/ NRC**
NRC Program for the Resolution of Generic Issues related to Nuclear Power Plants, U.S. NRC, Januar 1978
- /IAE 94/ IAEA**
PSA for the Shutdown Mode for Nuclear Power Plants
IAEA-TECDOC-751, Wien, June 1994
- /IAE 95/ IAEA**
Incident Reporting System (IRS)
Events in the Shutdown and Low Power Operating Modes
IAEA-J4-CS-14/95, Wien, 1995
- /IAE 96/ IAEA**
Incident Reporting System (IRS)
Events in the Shutdown and Low Power Operating Modes (Part II)
IAEA-J4-CS-41/96, Wien, 1996
- /IAE 98A/ IAEA**
Safety Analysis of Nuclear Power Plants during Low Power and Shutdown Conditions
IAEA-TECDOC-1042, Wien, September 1998
- /IAE 02/ IAEA**
Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants with Pressurized Heavy Water Reactors and Measures for their Resolution
Draft Report, Wien, 2002
- /JAC 92/ Jacobson, S.**
"Risk evaluation of local dilution transients in a pressurized water reactor", Linköping University, Studies in Science and Technology, Dissertation No. 275, 1992.

- /KTA 85/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA)**
Statusbericht zum Konzept: Klassifizierung von Ereignisabläufen für die Auslegung von Kernkraftwerken
KTA-GS-47, Juni 1985
- /KTA 99/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA)**
KTA-Regeln auf CD-Rom
KTA-Geschäftsstelle, BfS, Februar 1999
- /NRC 78/ NRC**
Task Action Plan for Generic Activities (Category A)
NUREG-0371, November 1978
- /NRC 80/ NRC**
NRC Action Plan developed as a result of the TMI-2 Accident
NUREG-0660, August 1980
- /NRC 81/ NRC**
Identification of New Safety Issues Relating to Nuclear Power Plant Stations
NUREG-0705, March 1981
- /NRC 83/ NRC**
Clarification of TMI Action Plan Requirements
NUREG-0737, January 1983
- /NRC 86/ NRC**
U. S. NRC Human Factors Program Plan
NUREG-0985, September 1984, Rev. 2, April 1986
- /NRC 89/ NRC**
Implications of the Accident at Chernobyl for Safety Regulation of Commercial Nuclear Plants in the United States
NUREG-1251, Vol. I + II, April 1989

- /NRC 91/ NRC**
Summary of Activities related to generic Safety Issues
Policy Issue Information, SECY-01-0139, 27. Juli 2002
- /NRC/ NRC**
A Prioritization of Generic Safety Issues
NUREG-0933, December 1996, used Version: October 1998
- /OEC 95/ Proceedings of the OECD/CSNI Specialist Meeting on Boron Dilution Transients,**
State College, Penn., USA, 18 - 20 October, 1995.
NUREG/CP-0158, NEA/CSNI/R(96)3, June 1997.
- /POI 96/ Pointner, W., Sonnenkalb, M., Beraha, D., Maidanek, V.**
„Analysesimulator - Simulation des Ablaufs von Störfällen und Unfällen“,
Paper presented at 20. GRS-Fachgespräch,
Köln, 13./14. November 1996
- /RSK 81/ Reaktorsicherheits-Kommission (RSK)**
RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren
3. Ausgabe, 14. Oktober 1981, mit Ergänzungen
- /SIM 91/ Simon, M.**
"Evaluation of Low Power and Shutdown Events in German PWRs",
CSNI workshop on Special Issue of Level-1 PSA,
Cologne, May 27-29, 1991.
- /SIM 94/ Simon, M.**
"Identification of Adverse Initiating Events in PWR during Low Power and Shutdown States and the Assessment of their Consequences on Plant Safety",
IAEA Technical Committee Meeting on Procedures for Probabilistic Safety Assessment for Shutdown and other Low Power Operation Modes,
Arnhem, November 1-4, 1994.

- /SKK 77/** Der Bundesminister des Innern
Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke
RS I 6 513301 – 1/9, 21. Oktober 1977
- /SSV 83/** Der Bundesminister des Innern
Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druck-
wasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 der Strahlen-
schutzverordnung – Störfalleitlinien, 18. Oktober 1983
- /SSV 97/** Bundesrepublik Deutschland
Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen
(Strahlenschutzverordnung – StrlSchV)
Vom 13. Oktober 1976 (BGBl. I S. 2905, 1977 S. 184, 269) in der Fassung
der Bekanntmachung vom 30. Juni 1989 (BGBl. I S. 1321, ber. S. 1926),
zuletzt geändert durch die 4. Änderungsverordnung vom 18. August 1997
(BGBl. I S. 2113)

Anhang 1

Thematische bzw. technische Zuordnung

Signifikanz aus deutscher Sicht

Code	Titel
☛Hohe	
<u>GL4</u>	☛ Notwendigkeit der Durchführung von anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsbewertungen
<u>RC1</u>	☛ Unbeabsichtigte Borverdünnung bei niedriger Leistung oder bei abgeschalteter Anlage
<u>RC5</u>	☛ Störfallverhalten von Hochabbrand - Brennstoff
<u>SS1</u>	☛ Verstopfung der Sumpfsiebe bei einem Kühlmittelverluststörfall
<u>SS7</u>	☛ Auskristallisation von Borsäure und Borverdünnung im Kern bei Kühlmittelverluststörfällen
<u>SS8</u>	☛ Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen
<u>IC6</u>	☛ Zuverlässigkeit und Sicherheitsfragen bei der Umstellung auf digitale Leittechnik
<u>IC14</u>	☛ Füllstandinstrumentierung des Reaktordruckbehälters in SWRs
<u>AA4</u>	☛ Notwendigkeit von Analysen für den Nichtvollastbetrieb
<u>AA5</u>	☛ Notwendigkeit von Analysen für auslegungsüberschreitende Störfälle
<u>MA4</u>	☛ Überwachung der Aktivitäten im Anlagenstillstand zwecks Risikominimierung
<u>MA8</u>	☛ Einfluss von Mensch / Technik / Organisation auf den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken
<u>OP4</u>	☛ Vorsichtsmaßnahmen bei Mitte-Loop-Betrieb
<u>TR3</u>	☛ Training von Accident Management Maßnahmen
<u>U56</u>	☛ Verstopfung der Sumpfsiebe
<u>F22</u>	☛ Entborierung des Primärkühlmittels
<u>F46</u>	☛ Prozeduren für Zustände, in denen sich das Kühlmittelniveau auf Mittel-loopbetrieb befindet
<u>G2</u>	☛ Deborierung (siehe auch RC1 und SS7, F22)
<u>G3</u>	☛ Einwirkungen von Aussen infolge Flugzeugabsturz
<u>G4</u>	☛ Notkühlwirksamkeit bei KMV bei Ablagerung von Isoliermaterial und anderen Stoffen auf den Sumpfsieben (siehe auch SS1)
<u>G5</u>	☛ Hochabbrand von Brennelementen (siehe auch RC5)
<u>G14</u>	☛ Sicherheitskultur / Sicherheitsmanagement
<u>G19</u>	☛ Menschliche Einflußfaktoren
<u>G20</u>	☛ Bewertung von menschlichen Fehlern
<u>G23</u>	☛ Whiskerbildung an leittechnischen Baugruppen in deutschen Anlagen

▼ Mittlere

- GL3 ← Unzulänglichkeit von Zuverlässigkeitskenngrößen
- RC3 ← Stabilitätsverhalten in SWR
- 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 Systemen
- EH3 ← Bewertung von anlagenspezifischen naturbedingten äußeren Einwirkungen
- EH4 ← Bewertung von anlagenspezifischen zivilisationsbedingten äußeren Einwirkungen
- AA1 ← Angemessenheit von Umfang und Methodik der Analyse der Auslegungstörfälle
- AA2 ← Qualität der Anlagendaten für Störfallanalysen
- CS3 ← Integrität des Containments bzw. des Sicherheitseinschlusses im Falle von auslegungüberschreitenden Störfällen
- MA1 ← Replacement part design, procurement and assurance of quality
- MA5 ← Degraded and non-conforming conditions and operability determinations
- MA7 ← Analyse von Ereignissen: die Identifizierung des menschlichen Faktors und der Organisation als mögliche Ursache
- MA9 ← Effectiveness of quality programmes
- MA10 ← Angemessenheit von Betriebsanweisungen und ihre Benutzung
- MA11 ← Angemessenheit von Störfallprozeduren und Notfallprozeduren
- OP1 ← Intentional bypassing of automatic actuation of plant protective features
- SM2 ← Removal of components from service during power or shutdown operations for maintenance
- EP3 ← Notwendigkeit für ein Technisches Support Centre
- FS3 ← Brennelementbeschädigung während der Handhabung
- G1 ← Know-how-Erhalt bei Betreibern u. Gutachtern in ausstiegsorientierten Ländern
- G8 ← Thermische Leistungserhöhung
- G10 ← Zirconiumbrand
- G15 ← H2-Problematik bei schweren Störfällen
- G18 ← Austausch gleichartiger Bauteile
- G21 ← Kühlung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter
- S1 ← Ereignis in der Anlage Forsmark-1 von 25.07.2006

▼ Geringe

- GL1 ↘ Classification of components
- GL2 ↘ Qualification of equipment and structures including ageing effects
- 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
- CI7 ↘ SG tubes integrity
- CI8 ↘ Pipe cracks and feedwater nozzle cracking in BWRs
- CI9 ↘ Bolting degradation or bolting failures in the primary circuit
- CI12 ↘ Loads not specified in the original design
- CI13 ↘ Boron corrosion on reactor coolant pressure boundary
- CI14 ↘ Steam and feedwater piping degradation
- CI15 ↘ Steam generator internals damage and plate cracking
- PC1 ↘ Überdruckabsicherung für den Primärkreis und daran angeschlossene Systeme
- PC2 ↘ Angemessene Absicherung der Schnittstelle zwischen HD- und ND-Systemen
- PC7 ↘ Wasserschlag in der Speisewasserleitung
- PC8 ↘ Überfüllung der Dampferzeuger infolge einer Fehlfunktion des Regelsystems oder sekundärseitigem Abblasen
- 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 Dampferzeuger
- SS13 ↘ Need for hydrogen control measures during design basis accidents (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
- ES8 ↘ Reliability of instrument air systems
- 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
- IH7 ✦ Need for assessment of dropping heavy loads
- IH8 ✦ Undichte Beckenauskleidung
- AA3 ✦ Validierung von Computer-Rechenprogrammen und des Anlagen-Eingabedatensatzes
- AA6 ✦ Notwendigkeit der Analyse von ATWS
- AA7 ✦ Notwendigkeit der Analyse des totalen Ausfalls der Wechselstromversorgung (station blackout)
- MA3 ✦ Adequacy of shift staffing
- MA6 ✦ Management von Änderungen und vorübergehenden Änderungen
- MA12 ✦ Effectiveness of maintenance programmes
- OP3 ✦ Inadvertent introduction of chemicals and their effects on safety related systems
- SM1 ✦ Adequacy of non-destructive inspections and testing
- SM3 ✦ Use of freeze seals
- SM4 ✦ Use of pressure injection of compounds to seal leaks
- SM5 ✦ Inadequate testing of Engineered Safety Features (ESF) actuation systems (lack of logic overlap)
- SM6 ✦ Foreign material policy
- IR2 ✦ Einsatz von anlagenspezifischen (Full Scope) Simulatoren
- EP1 ✦ Gewährleistung einer effektiven Kommunikation zwischen Kraftwerk und externen Stellen während eines Störfalles bzw. 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
- U5 ✦ Ungenügende Störungserkennung an Erdungen von Gleichstromanlagen
- U12 ✦ Ausfall eines Drehmomentschalters an einer Armatur
- U18 ✦ Mögliche Fehler in der Vorausberechnung von Stellmoment-Anforderungen und Leistungsabgaben von motorgetriebenen Absperrklappen
- U26 ✦ Reaktivitätstransienten und Schwellenwerte für Hüllrohrschäden für hoch abgebrannte Brennelemente
- U33 ✦ Periodischer Nachweis des auslegungsgemäßen Verhaltens von sicherheitstechnisch wichtigen motorbetriebenen 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 Kernmotkühlsystemen

- U51 ✦ Korrosion an Linern aus Stahlblech von Beton-Containments
- U57 ✦ Unzureichende Zulaufhöhe der Notkühl- und Nachkühlpumpen bei Ströfallbedingungen
- F1 ✦ Verbesserung u. Entwicklung der Ingenieure für die Ausbildung, die den Betrieb und die Sicherheit betrifft
- F7 ✦ Schliess- und Öffnungsprobleme bei Absperrschiebern der Sumpfansaugung des Gebäudesprühsystems
- 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 Heissabschaltung
- F27 ✦ Risiken während der Rückführungsphasen (im Sumpfbetrieb) des Containmentprühsystems und des Sicherheitseinspeisesystems (unter KMV-Bedingungen)
- F28 ✦ Lecks an den Abzweigen der Rohrleitungen des Not- und Nachkühlsystems
- F30 ✦ Temperaturschichtungen an der gemeinsamen Rohrleitung des Normal- und des Hilfseinspeisesystems der Dampferzeuger
- F34 ✦ Leck im Nachkühlsystem von Civaux 1
- F37 ✦ Korrosionserscheinungen an der Phasengrenze Gas/Wasser bei Leitungen die nicht ständig durchströmt werden
- 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
- F75 ✦ Brandschutzklappen
- 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 Abhängigkeit vom Betriebszustand)
- F79 ✦ Entwicklung und Erhaltung der Kompetenzen für die Analyse des Risikos (Know-how-Erhalt, Ausbildung)
- G6 ✦ ATWS (siehe auch AA6)
- G7 ✦ Borsäurekorrosion
- G9 ✦ Radiolysegasreaktionen

- G11 ✦ Zuverlässigkeit zerstörungsfreier Prüfungen
- G12 ✦ Alterungsmanagement
- G13 ✦ Grundsätze für best estimate Analysen
- G17 ✦ Beladefehler bei SWR und DWR)
- ▼Keine
- CI4 ☉ Thimble tube thinning
- CI5 ☉ Inconel-600 cracking
- CI6 ☉ Steam generator collector integrity
- CI10 ☉ Heavy components support stability
- CI11 ☉ Cast stainless steel cracking
- 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 ☉ Spring actuated safety and relief valve reliability
- 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 Einspeise- auf Sumpfbetrieb
- SS5 ☉ Diversion of recirculation water (holdups in containment)
- SS6 ☉ Borkristallisation
- SS10 ☉ Steam generator safety valves performance at low pressure
- 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
- ES1 ☉ Reliability of off-site power supply
- ES3 ☉ Scope of systems supplied by emergency on-site power
- ES4 ☉ Abgestufte Schutzfunktion der Schalter
- ES6 ☉ Reliability of emergency DC supplies
- ES7 ☉ Control room habitability
- IC1 ☉ Physikalische Trennung der Impulsleitungen für das Reaktorschutzsystem
- IC2 ☉ Unzureichende elektrische Entkopplung von sicherheitstechnisch wichtigen und nicht wichtigen Einrichtungen
- IC4 ☉ I&C component reliability
- IC5 ☉ Lack of on-line testability of protection systems
- IC7 ☉ Zuverlässige Belüftung der Warte
- 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
- 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
- OP2 ☉ Response to loss of control room annunciators
- 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 ☉ Ribbfunde in vertikalen Schweißnähten von Kernmänteln und Reparaturschäden
- U36 ☉ Nichtverfügbarkeit der zusätzlichen Stromversorgung bei Ereignissen mit Station-Blackout
- 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 Limitorque
- 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
- U59 ☉ Potentielle Stickstoff-Ansammlungen durch Rückwärtsleckage aus den Druckspeichern
- F2 ☉ Fehler bei der Entlüftung von Leitungen des Gebäudesprühsystems und des Notkühlsystems in der Rückführung
- F3 ☉ Schwingungen in den Frischdampfleitungen
- F4 ☉ Leckage an einem Anschluss des Notkühlsystems
- F5 ☉ Verschlechterung der Beschichtung der Sumpfe des Gebäudesprühsystems und des Notkühlsystems in der Rückführung
- 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
- F13 ⊗ Zuverlässigkeit der RDB-Füllstandsmessung unter Störfallbedingungen
- F14 ⊗ Alterungserscheinungen an den Wärmetauschern des Reaktorgebäude-sprühsystems an den 6 ältesten französischen 900 Mwe -Anlagen
- F15 ⊗ Kein Rückbau von (Bau-)Filtern an dem Beckenlager- und Flutbehälter-system nach der Erstellung in St. Alban Anlage
- F16 ⊗ Zuverlässigkeit der KKW-Elektrizitätsversorgung
- 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- Baulinie
- F31 ⊗ Undichtigkeiten von Klappen am Nachkühlsystem, die zur Vermeidung des "Dampfkochtopfeffektes" zwischen den Iso-Armaturen installiert wurden
- F32 ⊗ Funktionsstörung des Nachkühlsystems (900 Mwe)
- F33 ⊗ Leckagen an der Dichtungsebene des Spiralgehäuses der Hauptkühlmit-telpumpen der franz. 900 MWe- Baulinie
- F35 ⊗ Alterung von Primärkreislauf-Bauteilen aus Inconel
- F36 ⊗ Zuverlässigkeit der Stahlungs-Messstellen KRT
- F39 ⊗ Schäden an den Erdbebenschutzanschlügen in der Reaktorgrube der franz. 900 Mwe- Baulinie
- F40 ⊗ Betriebsverhalten der Reaktordruckbehälter
- F41 ⊗ Vorspannung der Verankerungsgewindestäbe von Rohrleitungs- und Ge-räteträgern
- F42 ⊗ Alterungserscheinungen von gegossenen Komponenten des Primärkreis-laufes
- F44 ⊗ Ausfälle des Körperschall- Überwachungsgerätes
- F45 ⊗ Unzureichende Reinigung der Druckhalter- und Volumenausgleichslei-tung
- 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: "Beherrschung der Reaktivität 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 Zwischenkühlsystems
- 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 dem Ereignis in Cruas 2 am 21.8.1990
- F65 ☉ Probleme mit dem Beton der Anlage Dampiere
- F66 ☉ Jahr 2000-Problem für die industrielle Rechentechnik
- F67 ☉ Jahr 2000-Problem für die Informatik
- F69 ☉ Risiken der Grundwasserverschmutzung
- F70 ☉ Schutz der Warte gegen Eindringen von giftigen Gasen
- F71 ☉ Explosion eines Entgasers der Generator-Dichtölanlage
- F72 ☉ Autonomie Druckluftnetz
- F74 ☉ Verfall des Verankerungsbetons des Krans SETRI in Tricastin 2
- F77 ☉ Instandhaltungsdoktrin der bautechnischen Teile, Absacken der Gebäude, Anweisungen für vorbeugende Instandhaltung

▼-Keine Angabe-

- G16 Phänomene bei schweren Störfällen (Text wird von 3010 erstellt)
- G22 Kühlung der Schmelze ausserhalb des RDB's

Verteiler

BMU

RS I 5 3 x

BfS

AG 3 1 x

GRS

Geschäftsführung (Hah, Stj) je 1 x

Bereichsleiter (Erv, Lim, Tes, Prg, Zir, Brw) je 1 x

Abteilung 301 (All) 1 x

Abteilung 302 (Gls) 1 x

Abteilung 303 (Lab) 1 x

Abteilung 601 (Stc) 1 x

Abteilung 602 (Ver) 1 x

Abteilung 603 (Poi) 1 x

Abteilung 702 (Thi) 1 x

Stab 1140 (Kee) 1 x

Projektbetreuung (Brs) 1 x

Projektleitung (Bon) 1 x

Autoren (Bon, Pue) je 2 x

Bibliothek (Hog) 1 x

Gesamtauflage: 27 x