

**Generische
Sicherheitsfragen**

**Auswertung von
internationalen
Untersuchungen,
Studien und Gutachten
anderer Staaten**

Generische Sicherheitsfragen

Auswertungen von
internationalen
Untersuchungen,
Studien und Gutachten
anderer Staaten

Abschlussbericht

Shanna Eismar
Rainer Wenke

September 2017

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende F&E-Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) unter dem Kennzeichen 3614I01500 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

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

Deskriptoren

Datenbank, Generische Forschungsfragen, Generische Sicherheitsfragen, Kernkraftwerke

Kurzfassung

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

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

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

Die Überprüfung der in der Datenbank enthaltenen Fragestellungen erbrachte den mehr oder weniger starken Überarbeitungs- bzw. Anpassungsbedarf an den Stand von W&T bei einer Reihe von generischen Fragestellungen. Aufgrund des begrenzten Vorhabenumfanges konnten nur die Fragestellungen mit dem dringendsten Überarbeitungsbedarf überarbeitet werden. Im Vorhaben wurden 23 Fragestellungen vertieft überarbeitet.

Kurz vor Ende des Vorhabens fand die 7. Überprüfungskonferenz zur Nuklearen Sicherheitskonvention (CNS) statt. Im Rahmen des Vorhabens wurden die Länderberichte aus der 5., 6. und soweit möglich der 7. Überprüfungskonferenz in Bezug auf wichtige generische Fragestellungen ausgewertet.

Im Rahmen des Vorhabens wurden 13 Fragestellungen in bereits bestehende überführt. Acht Einträge wurden aus der Datenbank entfernt. Somit sind mit Stand September 2017 288 generische Fragestellungen in der Datenbank GeSi erfasst.

Abstract

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

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

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

The review of the issues contained in the database showed up the more or less strong need for revision or adaptation of a range of generic issues to the state of the art in science and technology. Due to the limited volume of the project, only those issues could be dealt with which were most in need of revision. As a result, 23 issues were subjected to a more detailed review during the project.

The 7th review meeting of the contracting parties to the Convention on Nuclear Safety (CNS) was held close to the ending of this project. The national reports of the 5th, 6th and as far as possible from the 7th CNS meeting have been evaluated with respect to important generic safety issues.

Within the project 13 issues could be integrated into already existing ones. Eight issues have been removed from the database. Therefore at present (September 2017), there are 288 generic safety issues in the GeSi database.

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung und Aufgabenstellung	1
2	Kurzdarstellung des relevanten Standes von Wissenschaft und Technik	3
3	Sicherheitssignifikanz-Einschätzung	7
4	Durchgeführte Arbeiten	9
4.1	Screening	9
4.2	Neu aufgenommene Sicherheitsfragen.....	13
4.2.1	IC 17 – Zuverlässigkeit von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen.....	13
4.2.2	FS 4 – Anforderung an die Brennelement-Lagerbeckenkühlung	19
4.2.3	G 48 – Sicherheitskultur.....	22
4.2.4	G 49 – Zink-Borat Ausbildung- und Ablagerungsphänomen	26
4.3	Zusammenlegung einzelner Sicherheitsfragen	30
4.3.1	CI 5 – Risse an Nickellegierungen von Komponenten der druckführenden Umschließung (Siehe auch Issue CI7)	32
4.3.2	CI 7 – Dampferzeuger-Heizrohrintegrität	34
4.3.3	CI 12 – Analyse und Dektektierbarkeit von nicht spezifizierten thermischen Belastungen	37
4.3.4	CI 13 – Schäden an der druckführenden Umschließung infolge von Borsäurekorrosion	41
4.3.5	IH 7 – Bewertung des Risikos durch den Absturz von Lasten	43
4.3.6	CS 4 – Korrosion an Linern aus Stahlblech von Beton-Containments und an Stahl-Containments	45
4.3.7	MA 1 – Austausch von Teilen sowie deren Beschaffung und Qualitätssicherung	47
4.4	Nationaler und internationaler Erfahrungsaustausch.....	53
4.5	Auswertung der 6. und 7. Überprüfungskonferenzen zur Nuklearen Sicherheit (CNS).....	54

5	Bewertung generischer Sicherheitsfragen	55
6	Zusammenfassung	57
A	Anhänge	59
A.1	Alle generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GSI sortiert nach „Issue Code“, Status: September 2017	59
A.2	Alle generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GFO sortiert nach „Issue Code“, Status: September 2017.....	65
A.3	Alle ungelösten generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GSI sortiert nach Sicherheitssignifikanz, Status: September 2017	67
A.4	Alle ungelösten generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GFO sortiert nach Sicherheitssignifikanz, Status: September 2017	70
	Literaturverzeichnis.....	71
	Abbildungsverzeichnis.....	73

1 Einleitung und Aufgabenstellung

Ziel des Vorhabens 3614I01500 war es, die in den Vorgängervorhaben 3611I01500, 3609I01500, INT 9257, INT 9152, INT 9113 entwickelte und bewährte Wissensbasis GeSi bzw. die Tochterwissensbasis GeSi-International zu generischen Fragestellungen zu pflegen und durch die Ergänzung von aktuellen nationalen und internationalen Sicherheitsfragen weiterzuentwickeln. Hierzu sollte auch die Übertragbarkeit von Fragestellungen aus dem nationalen und internationalen Bereich näher analysiert und sicherheitstechnisch eingeschätzt werden. Die hierzu notwendigen Arbeiten verteilen sich auf drei Arbeitspakete.

Die Sammlung und Auswertung von neuen und gegebenenfalls die Neubewertung von älteren generischen Fragestellungen dient der Aktualisierung des Wissenstandes der GRS. Die Erkenntnisse aus dem Vorhaben können auch im Rahmen von Bewertungen und Entscheidungen in Deutschland sowie im Rahmen der internationalen Zusammenarbeit genutzt werden.

Die Wissensbasis GeSi mit ihren Teilbereichen GSI (reine generische Sicherheitsfragen) und GFO (wichtige generische Forschungsfragestellungen) dient hierbei als Instrument zur Organisation und Dokumentation von Aktivitäten der GRS und zur Unterstützung des BMUB für international behandelte generische Sicherheitsfragen für die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke, z. B.:

- der Aufrechterhaltung und Weiterentwicklung des Know-Hows zu generischen Sicherheitsfragen,
- zur Planung von Vorhaben zu Fragen der Reaktorsicherheit und
- in Form einer Kooperationsplattform für die internationale Zusammenarbeit, etwa bei der Planung von bilateralen oder internationalen Aktivitäten.

Im nachfolgenden Kapitel 2 werden der internationale Stand bei der Behandlung von generischen Fragestellungen sowie die Informationsbasis der Wissensbasis GeSi kurz dargestellt.

Kapitel 3 gibt einen Überblick über die derzeit in der Wissensbasis GeSi verwendete Prozedur zur Einschätzung der Sicherheitssignifikanz der generischen Fragestellungen für deutsche Anlagen, wie sie im Vorgängervorhaben 3611I01500 eingeführt wurde.

In Kapitel 4 werden die im Vorhabenzeitraum durchgeführten Arbeiten der Arbeitspakete vorgestellt, d.h. die Einschätzung des Überarbeitungsbedarfes (siehe Kap. 4.1), die Auflistung der neu aufgenommenen und zusammengeführten Fragestellungen in der Wissensbasis (siehe Kap. 4.2 und 4.3), nationaler und internationaler Erfahrungsaustausch (siehe Kap. 4.4) und die Auswertung der CNS Überprüfungskonferenzen (siehe Kap. 4.5).

Eine Bewertung der generischen Sicherheitsfragen im Vergleich zum Zeitraum des Vorgängervorhabens wird in Kapitel 5 gegeben.

Kapitel 6 liefert eine Zusammenfassung der Ergebnisse.

2 Kurzdarstellung des relevanten Standes von Wissenschaft und Technik

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

So wurde z. B. in den USA beginnend mit dem Jahr 1976 ein „generic issues program (GIP)“ /NUR 14, NUR 14b/ entwickelt, das der Identifikation von generischen Fragestellungen, den Zuweisungen der notwendigen Prioritäten, der Entwicklung von detaillierten Aktionsplänen, der Projektion der dabei auftretenden Kosten und der Verbesserung des allgemeinen Informationsstandes diene.

Nach dem TMI-Ereignis wurden viele generische Fragestellungen und deren damals benutzter Einordnungsmaßstab als zu subjektiv betrachtet. Auf der Basis dieser Erfahrungen wurde deshalb eine spezielle „priorization methodology“ entwickelt, die in der Zwischenzeit mehrfach modifiziert wurde. Generische Fragestellungen mit höherer Priorität mussten hierbei einer befriedigenden Lösung zugeführt werden. Die Umsetzung solcher Maßnahmen wird von der NRC überwacht /NUR 97/.

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

Aufgabe des NRC-GSI-Programmes ist grundsätzlich die Steuerung von generischen Fragestellungen, die amerikanische Anlagen betreffen. Dies schließt die Bewertung der Fragestellungen sowie die Implementierung geeigneter regulatorischer Lösungen ein. Hierzu dient auch der offene Zugang zu Informationen auf nationaler und internationaler Ebene. Das Programm gliedert sich in fünf Schritte. Bei der Behandlung in den einzelnen Schritten wird ein Kriterienkatalog herangezogen, der es erlaubt, den Status der Fragestellungen im Rahmen des regulatorischen Prozesses bis zur Lösung zu verfolgen. Neue Issues oder Fragestellungen können von allen Beteiligten und der Öffentlichkeit vorgeschlagen werden.

Die Lösung der sicherheitstechnischen Fragestellungen kann auch außerhalb des GIP-Programmes erfolgen. Derzeit sind in der NUREG-0933 /NUR 14/ etwa 850 generische Fragestellungen aufgelistet, die größtenteils gelöst sind. Die Dokumentation auch bereits gelöster Fragestellungen dient ebenfalls als Wissenspool für die Expertenausbildung.

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

In Frankreich sind aufgrund der großen Anzahl weitgehend baugleicher Reaktoranlagen viele sicherheitstechnische Fragestellungen generischer Natur. Alle sicherheitsrelevanten Vorkommnisse werden vom Zentraldienst des Betreibers ausgewertet und in eine Zentraldatenbank (SAPHIR) eingestellt bzw. es werden Berichte dazu erstellt.

Der Unterschied zwischen generischen Ereignissen und anderen Vorkommnissen besteht nur durch die sich daraus abzuleitenden Vorkehrungen gegen die Wiederholung eines solchen Ereignisses. Die Behandlung der Abweichungen bzw. der Ereignisse erfolgt in vier Schritten:

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

Die Ereignisse werden in zwei Gruppen unterschieden:

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

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

Kanada nutzt eine probabilistische Einschätzung (Risk Informed Decision Making – RIDM), um eine sicherheitstechnische Bewertung von generischen Sicherheitsfragen vorzunehmen /CNSC 13/.

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

Maßgebend auch auf den deutschen Einfluss wurde von der IAEA /IAEA 14/ in den 90er Jahren der TECDOC-1044 /IAEA 98/ zu generischen Sicherheitsfragen von Leichtwasserreaktoren erstellt, in dem 137 wichtige generische Fragestellungen dargestellt und die Maßnahmen der Länder zur Beherrschung solcher Issues aufgelistet und sortiert wurden. Anfang 2000 erstellte die IAEA einen vergleichbaren Bericht für Schwerwasserreaktoren /IAEA 07/.

Auf der Basis des LWR-Berichts IAEA-TECDOC-1044 entwickelte die GRS im Auftrag des BMU für Deutschland die Wissensbasis GeSi. Die Wissensbasis hat sich in Bezug auf den kerntechnischen Wissenstransfer sowie im Rahmen der internationalen Zusammenarbeit z.B. bei der Unterstützung zur Erstellung des deutschen Berichts zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit gut bewährt.

In 2008 wurde basierend auf den Beschlüssen des G8-Gipfels vom Juni 2007 von der IAEA (Mitgliedsstaaten + OECD/NEA, EU) mit dem Aufbau des Global Nuclear Safety and Security Network (GNSSN) bzw. des Regulatory Network (RegNet) begonnen, in denen die Generischen Safety Issues einen zentralen Bestandteil darstellen. Hierzu erfolgten vorbereitende Workshops und Tagungen der IAEA z. B. das „Technical Meeting on Global Cooperation on Generic Safety Issues for NPPs and Measure for their Resolution der IAEA“ in Bonn und das „Consultancy Meeting on Strategies for Sharing Information on Generic Safety Issues for NPPs in LWR“ in Wien. Als Anbindung an das GNSSN sowie das RegNet wurde von deutscher Seite die Wissensbasis GeSi International aufgebaut. Sie stellt ein Auszug aus der der Gesamtbasis GeSi dar.

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

Die Basis für die von der GRS entwickelten Wissensbasis GeSi bezüglich Struktur und Inhalt, waren das IAEA-TECDOC-1044 „Generic Safety Issues for NPPs with LWRs

and Measures for their Resolution“ von 1998 sowie das IAEA-TECDOC-1554 „GSIs for NPPs with PHWRs and Measures for their Resolution“ von 2007. Weitere wichtige Grundlagen sind die Sammlungen von generischen Fragestellungen, die im „Generic Safety Issue Program“ der U.S. NRC behandelt und im NUREG-Bericht 933 zusammenfassend gesammelt werden. Ebenso werden Informationen aus den anderen zuvor genannten Quellen, soweit sie der GRS zugänglich sind, bei der Bearbeitung generischer Sicherheitsfragen berücksichtigt. Erkenntnisse, die die GRS aus der internationalen Zusammenarbeit von ihren Partnerorganisationen erhält, sowie deutsche und internationale Betriebserfahrungen werden hierbei ebenso einbezogen.

3 Sicherheitssignifikanz-Einschätzung

Die Einschätzung der Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen in die Wissensbasis GeSi basiert auf einem automatisierten „Expert-Judgement“-Ansatz. Diesem deterministischen Ansatz wurde ein Ereignisbaum hinterlegt, der vor allem dem Nachweis der Vollständigkeit der jeweils möglichen Kombinationen dient. Die bereits in den Vorgängervorhaben 3611I01500, 3609I01500, INT 9257, INT 9152 und INT 9113 verwendeten Kategorien „Hoch“, „Mittel“, „Gering“, „Keine“ und „Gelöst“ wurden unverändert beibehalten /BÖN 14/.

Die Einstufung der generischen Sicherheitsfragen nach der Sicherheitssignifikanz für deutsche Anlagen mittels des „Expert Judgement“-Ansatzes weist einen gewissen subjektiven Anteil auf. Zweifellos wäre eine objektivere Einschätzung bei reiner Nutzung einer probabilistischen Betrachtungsweise möglich. Diese Vorgehensweise ist jedoch nur dann anwendbar, wenn die Fragestellungen in einer probabilistischen Analyse adäquat behandelbar sind. Dies ist jedoch nicht in allen Fällen möglich (z. B. bei sogenannten „Soft Issues“ wie der Sicherheitskultur) bzw. in einigen Fällen auch sehr aufwendig. Außerdem müsste eine aktuelle anlagenspezifische PSA in Form einer Living PSA oder einem Risk Monitor für deutsche Anlagen vorliegen. Dies ist derzeit aber nicht der Fall.

Es wurde deshalb ein System gewählt, das den subjektiven Anteil einer reinen Expert Judgement-Vorgehensweise durch eine stärkere Zerlegung der Fragestellung in Teilschritte und durch eine strikte deduktive Vorgehensweise etwas einschränkt.

Wegen der eingeschränkten Anwendbarkeit der obigen Methode im Falle von z. B. „Soft Issues“ oder Issues zu generischen Forschungsaufgaben wird bei Bedarf auch eine zusätzliche Beschreibung zur Bewertung der Sicherheitsrelevanz aus deutscher Sicht bereitgestellt.

4 Durchgeführte Arbeiten

Die Arbeiten zu dem Vorhaben waren in die folgenden drei Arbeitspakete eingeteilt:

- AP 1: Vertiefte Untersuchung einzelner Sicherheitsfragen mit hoher Sicherheitssignifikanz,
- AP 2: Fortschreibung der Wissensbasis hinsichtlich der Aktualität des Informationsinhaltes und
- AP 3: Administrative Wissensbasispflege, Dokumentation und Projektmanagement.

Im Rahmen der vertieften Untersuchung einzelner Sicherheitsfragen im AP 1 wurden drei neue Fragestellungen identifiziert (IC 17, FS 4 und G 48) und in die GeSi eingepflegt, sowie die Fragestellung SS 19 überarbeitet. Der internationale Erfahrungsaustausch (siehe Abschnitt 4.4) sowie die Auswertung der nuklearen Sicherheitskonvention (siehe Abschnitt 4.5) erfolgten ebenfalls in diesem Arbeitspaket, um die Situation in einzelnen Ländern zu erfassen. Darüber hinaus wurden in diesem Arbeitspaket nahezu identische oder sehr ähnlichen Einträgen, welche durch die Arbeiten des AP 2 identifiziert wurden, zusammengelegt.

Durch das im AP 2 durchgeführte Screening konnte ein Überarbeitungsbedarf für weitere 16 Fragestellungen festgestellt werden. Diese Fragestellungen wurden im Rahmen der Arbeiten für das AP 2 aktualisiert. Weiterhin wurde eine neue Fragestellung (G 49) aufgenommen und bewertet.

Die im AP 1 und AP 2 identifizierten und vorgenommenen Ergänzungen und Änderungen wurden im AP 3 in die Wissensbasis GeSi eingepflegt.

Im folgenden Abschnitt 4.1 werden das im AP 2 durchgeführte Screening beschrieben und die überarbeiteten oder gelöschten Fragestellungen aufgeführt. Die Inhalte der neu aufgenommenen und der zusammengelegten Fragestellungen in der GeSi sind in gekürzter Form in den Abschnitten 4.2 und 4.3 wiedergegeben.

4.1 Screening

Das durchzuführende Screening erfolgte einmal für die in der Gesamt-Wissensbasis GeSi bereits vorhandenen Fragestellungen sowie für neu aufkommende generische

Fragestellungen mit nationalem oder internationalem Hintergrund. Beim Screening der Wissensbasis wurden die Fragestellungen dahingehend überprüft, ob sie den Stand von Wissenschaft und Technik (W&T) korrekt widerspiegeln.

Aufgrund der im Vorhaben nur begrenzt zur Verfügung stehenden Mittel wurde bezüglich der Überarbeitungsnotwendigkeit der Fragestellungen sowohl eine Auswahl nach vorgegebenen Themenfeldern, z.B.:

- Notfälle und Notfallschutzmaßnahmen,
- Zuverlässigkeit der Leittechnik,
- Softwarebasierte Komponenten, Einrichtungen und Systemen der Elektro- und Leittechnik,
- Brennelementlagerbecken,

als auch ein Ranking angewandt. Für das Ranking wurde die schon im Vorgängervorhaben 3611101500 eingeführte dreistufige Dringlichkeitsskala verwendet /BÖN 14/:

- Die Kategorie I enthält alle Fragestellungen, die als dringend überarbeitungsbedürftig gelten. Dies sind Fragestellungen, die mit einer Sicherheitssignifikanz Hoch oder Mittel eingestuft wurden und/oder deren Inhalt aufgrund der nicht mehr adäquaten Abbildung des Standes von W&T zu falschen Schlüssen führen könnten.
- Kategorie II enthält mittelfristig überarbeitungsbedürftige Fragestellungen, die entweder hinsichtlich der Sicherheitssignifikanz als Gering eingestuft wurden oder bei denen der Überarbeitungsbedarf nur gering ist.
- In Kategorie III wurden alle Fragestellungen eingruppiert, deren Überarbeitungsbedarf nur geringfügig ist bzw. nur vollständigheitshalber erfolgen soll.

Die folgenden 16 Fragestellungen aus dem Datenbestand der Wissensbasis wurden dementsprechend im Vorhaben vertieft bearbeitet:

- GL 4 – Notwendigkeit der Durchführung von anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsbewertungen;
- SS 8 – Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen;
- IC 6 – Zuverlässigkeit und Sicherheitsfragen bei der Umstellung auf digitale Leittechnik;
- MA 6 – Management von Änderungen und vorübergehenden Änderungen;
- MA 12 – Effektivität von Instandhaltungsprogrammen;
- EP 3 – Notwendigkeit für die Einrichtung eines Technischen Support Centres;
- FS 2 – Möglichkeit eines Kühlmittelverlustes aus dem Brennelementlagerbecken;
- F 13 – Zuverlässigkeit der RDB-Füllstandsmessung unter Störfallbedingungen;
- F 16 – Zuverlässigkeit der KKW-Elektrizitätsversorgung;
- F 26 – Probleme bei der RDB-Niveaumessung und der Durchflussmessung des Primärkreises bei Heißabschaltung;
- G 14 – Verbesserung und Weiterentwicklung der KKW-Sicherheit durch Management-Systeme;
- G 30 – Zuverlässigkeit von software-basierten Schutzeinrichtungen;
- G 31 – Zuverlässigkeit von software-basierten Messtechnik;
- G 39 – Vorbeugung gegen Infektion oder Manipulation von softwarebasierten Komponenten, Einrichtungen und Systemen der Elektro- und Leittechnik;
- S 1 – Ereignis in der Anlage Forsmark-1 vom 25.07.2006;
- BE 1 – Zahlreiche Anzeigen in Schmiederingen von Reaktordruckbehältern.

In diesem Zusammenhang wurde der Issue BE 1 „Zahlreiche Anzeigen in Schmiederingen von Reaktordruckbehältern“ in eine länderübergreifende Fragestellung zur Komponentenintegrität umbenannt und ist entsprechend unter dem Issue CI 16 „Zahlreiche Anzeigen in Schmiederingen von Reaktordruckbehältern“ abgelegt.

Im Rahmen des Screenings der in der Gesamt-Wissensbasis GeSi bereits vorhandenen Fragestellungen erfolgte eine teilweise Zusammenführung thematisch nahezu identischer oder sehr ähnlicher Einträge, um so die GeSi übersichtlicher zu gestalten und das Auffinden generischer Fragestellungen zu erleichtern. Wobei hier ein Schwerpunkt darauf gelegt wurde Einträge, welche unter den einzelnen IAEA-Ländern geführt wurden, in andere länderübergreifende Themenbereiche zu integrieren, so dass die notwendigen Informationen in nur jeweils einem Eintrag gefunden werden können und die Anzahl länderspezifischer Fragestellungen reduziert werden konnte. Dadurch konnten 13 Einträge in bereits bestehende integriert werden. Diese Änderungen an der GeSi und den entsprechenden Einträgen sind im Abschnitt 4.3 dokumentiert.

Weiterhin wurden Einträge identifiziert, zu denen sich auch im Laufe der Zeit keine weiterführenden Erkenntnisse ergeben haben und aus denen sich keine generische Sicherheitsfragestellung bezüglich deutscher Kernkraftwerke entwickelt hat – entgegen der ursprünglichen potentiellen Möglichkeit. Sofern hiervon Einträge aus IAEA-Ländern betroffen waren, konnte bei diesen Einträgen auch in Bezug auf Anlagen benachbarter Länder kein Fortbestand einer generischen Fragestellung festgestellt werden. Diese Einträge wurden aus der GeSi entfernt. Im Einzelnen sind dies die folgenden acht Einträge:

- SM 4 – Use of pressure injection of compounds to seal leaks;
- F 3 – Schwingungen in den Frischdampfleitungen verursacht durch den Dampfstrom;
- F 9 – Probleme mit der Lüftung der Hilfs- und Nebenanlagengebäude;
- F 10 – Dichtungsprobleme bei Absperrventilen des Containments;
- F 15 – Kein Rückbau von (Bau-)Filtern an dem Beckenlager- und Flutbehältersystem nach der Erstellung in St. Alban Anlage
- F 40 – Betriebsverhalten der Reaktordruckbehälter;
- F 60 – Alterung der Dichtungen von Sicherheitsbehälter-Durchführungen;
- F 79 - Entwicklung und Erhaltung der Kompetenzen für die Analyse des Risikos (Know-how-Erhalt, Ausbildung).

4.2 Neu aufgenommene Sicherheitsfragen

In der Laufzeit des Vorhabens wurden die folgenden vier Fragestellungen, deren Inhalt im nachfolgenden Abschnitt 4.2 wiedergegeben ist, neu in die GeSi aufgenommen:

- IC 17 – Zuverlässigkeit von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen;
- FS 4 – Anforderung an die Brennelement-Lagerbeckenkühlung;
- G 48 – Sicherheitskultur;
- G 49 – Zink-Borat Ausbildung- und Ablagerungsphänomen.

4.2.1 IC 17 – Zuverlässigkeit von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen

4.2.1.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Programmierbare und rechnerbasierte leittechnische Komponenten werden bereits seit Jahrzehnten zur Automatisierung von Prozessen in der nuklearen sowie nicht-nuklearen Industrie eingesetzt. Zunehmend kommt dabei auch in deutschen Kernkraftwerken eine Technologie zum Einsatz, die auf programmierbaren logischen Schaltungen (PLD – Programmable Logic Device) basiert. Hierzu zählen beispielsweise FPGAs (Field-Programmable Gate Arrays), CPLDs (Complex Programmable Logic Devices) und ASICs (Application-Specific Integrated Circuits). PLD-basierte Baugruppen können in unterschiedlicher Komplexität ausgeführt werden,

- von einfachen ASICs, deren Programmierung beim Kunden nicht mehr veränderbar ist,
- über FPGAs und CPLDs unterschiedlicher Komplexität, die auch nach dem Einbau beim Kunden oder sogar während des Betriebs ganz oder teilweise neu programmiert werden können,
- bis hin zu ASICs, CPLDs und FPGAs, die einen oder mehrere Mikroprozessoren enthalten oder als SoC-FPGAs (SoC – System on a chip) ausgeführt sind und daher umfassende Möglichkeiten zur Neuprogrammierung bieten.

Dies stellt besondere Herausforderungen an die Qualifizierung und sicherheitstechnische Bewertung von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen, wie sie für den Einsatz in den leittechnischen Einrichtungen eines Kernkraftwerks unerlässlich sind. Eine

weitere Herausforderung stellt die schnell fortschreitende Entwicklung der Technologie von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen dar. Aufgrund des immer häufiger werdenden Einsatzes solcher PLD-basierter leittechnischer Einrichtungen sowie der zu erwartenden weiteren Zunahme der Anzahl solcher Einrichtungen innerhalb der leittechnischen Architektur von Kernkraftwerken ist die Entwicklung und Anpassung von Analysemethoden zur umfassenden und nachvollziehbaren Bewertung der Zuverlässigkeit von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen in den Fokus nationaler und internationaler Forschungsaktivitäten gerückt.

Für die Bewertung der Zuverlässigkeit von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen sind verschiedene Aspekte relevant:

- Ermittlung des Umfangs des Einsatzes von PLD-basierten Einrichtungen, der von einzelnen Baugruppen bis hin zu gesamten Leittechnik-Systemen reichen kann;
- Analyse der Zuverlässigkeit von PLD-basierten Baugruppen unterschiedlicher Komplexität;
- Analysen verschiedener Typen von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen einschließlich möglicher Diversitätsbetrachtungen;
- Betrachtung der PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen im Gesamtzusammenhang der leittechnischen Architektur des Kernkraftwerks;
- Untersuchung der Auswirkungen von möglichen Fehlzuständen der PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen auf Leittechnik-Systeme und leittechnische Funktionen;
- Bewertung des GVA-Potentials.

Für die Bewertung der Zuverlässigkeit der PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen sind nicht nur deren technische Details relevant, sondern auch die Betrachtung der verschiedenen Phasen des Lebenszyklus der PLD-basierten leittechnischen Einrichtung von Auslegung über Fertigung, Inbetriebnahme und Betrieb bis hin zu Instandhaltung und Modernisierung.

4.2.1.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

PLD-basierte leittechnische Einrichtungen können in der leittechnischen Architektur von Kernkraftwerken in sehr unterschiedlicher Zahl und an vielfältigen Positionen in der

Signalverarbeitung (Messwerterfassung auf der Anregeebe-
ne, Bildung von Auslösesignalen auf der Logikebene, Ansteuerung und Vorrangsteuerung auf der Steuerebene) eingesetzt werden.

Allein in den beiden Berichten „Application of Field Programmable Gate Arrays in Instrumentation and Control Systems of Nuclear Power Plants“ der IAEA (IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.17, 2016) und „Field programmable gate arrays in safety-related instrumentation and control applications“ der Energieforsk AB (2015:112) sind in den direkten Nachbarländern Deutschlands folgende Beispiele für den Einsatz von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen aufgeführt:

- Tschechische Republik, Temelin-1 und -2: Vorrangsteuerung zwischen Reaktorschutzsystem und diversitärem Schutzsystem, Dieselsteuerung;
- Frankreich, zahlreiche Anlagen: In-core Messsystem, Steuerstabfahrssystem.

Im weiteren europäischen Umfeld finden sich noch weitere Beispiele:

- Schweden, Ringhals-2: Vorrangsteuerung zwischen primärem Schutzsystem und diversitärem Schutzsystem;
- Vereinigtes Königreich, eine Anlage: Überwachungssystem für den Kühlgasdurchsatz;
- Bulgarien, Kozloduy-5 und -6: ESFAS-Systeme;
- Ukraine, zahlreiche Anlagen: Schnellabschaltsysteme, ESFAS-Systeme, Regelungs- und Begrenzungssysteme, Brandmeldeanlagen, Elektrische Einrichtungen.

Darüber hinaus wird die finnische Anlage Olkiluoto-3 ein PLD-basiertes diversitäres Backup-System erhalten. Im Vereinigten Königreich wird für die aktuellen Neubauprojekte der Einsatz eines PLD-basierten Kategorie-A Systems für Reaktorschnellabschaltung und ESFAS-Funktionen in Erwägung gezogen. Der Einsatz einzelner PLD-basierter leittechnischer Einrichtungen ist in kerntechnischen Anlagen weiterer Länder wie beispielsweise den Niederlanden geplant oder erfolgt bereits.

Da für deutsche Anlagen keine Auflistung des Einsatzes von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen in den kerntechnischen Anlagen vorliegt und Deutschland auch in den oben erwähnten internationalen Dokumenten nicht aufgeführt ist, gestaltet sich eine Übersicht hier etwas schwieriger. Es ist jedoch davon auszugehen, dass PLD-

basierte Einrichtungen auch in deutschen Anlagen immer häufiger eingesetzt werden, und dass hierbei unterschiedliche leittechnische Kategorien betroffen sind. Aus Herstellerunterlagen und derzeit zur Verfügung stehenden Betriebsunterlagen einzelner kerntechnischer Anlagen lässt sich ableiten, dass in mindestens 11 Kernkraftwerksblöcken in Deutschland PLD-basierte leittechnische Einrichtungen verbaut sind, beispielsweise in den

- Reaktorregelungen,
- Reaktorbegrenzungen, sowie der
- Steuerung der Brennelement-Wechselbühne.

Auch gibt es Beispiele aus der Betriebserfahrung, bei denen es zu Fehlfunktionen von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen kam. Hierzu wurde auch eine Weiterleitungsnachricht verfasst:

WLN 2006/05 „*Temporäre Störung von Symphony-Baugruppen*“ im Kernkraftwerk Isar 1 am 26.01.2005.

4.2.1.3 Sicherheitssignifikanz

In den kommenden Jahren ist eine Zunahme bei den in deutschen und internationalen Kernkraftwerken eingesetzten PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen zu erwarten. Hiervon werden, wie schon in der Vergangenheit, leittechnische Einrichtungen betroffen sein, die leittechnische Funktionen der Kategorien A, B, C oder NC ausführen. Daher wird dieser Fragestellung eine hohe Sicherheitsrelevanz zugeordnet.

4.2.1.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Durch die schnell fortschreitende Entwicklung der PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen und den immer häufiger werdenden Einsatz dieser Technologie in deutschen und internationalen Kernkraftwerken ist es notwendig, diese Entwicklungen ständig zu verfolgen, um den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik laufend abrufbereit zu haben.

Darüber hinaus ist es auch notwendig, die bereits in deutschen und internationalen Kernkraftwerken eingesetzten PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen zu identifizieren und deren Eigenschaften näher zu untersuchen.

Insbesondere interessieren die Entwicklung und Anwendbarkeit von Bewertungsmethoden für die Zuverlässigkeit PLD-basierter leittechnischer Einrichtungen, wobei die Bewertung der Zuverlässigkeit nicht nur die PLD-basierten Baugruppen und die Auswirkungen möglicher Fehlzustände auf leittechnische Systeme und Funktionen umfassen muss, sondern auch deren Einsatz innerhalb der leittechnischen Architektur des Kernkraftwerks sowie Diversitätsbetrachtungen der PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen und der in redundanten Strängen und Systemen eingesetzten leittechnischen Einrichtungen.

Aktuell verfolgt die GRS den Stand von Wissenschaft und Technik zu PLD-basierten Einrichtungen sowie zu den auf diese Einrichtungen ausgerichteten Bewertungsmethoden in einem vom Bundesministerium für Wirtschaft und Energie (BMWi) geförderten Forschungs- und Entwicklungsvorhaben:

RS 1525, „Neue Methoden zur Bewertung der Zuverlässigkeit fortschrittlicher Mensch-Maschine-Schnittstellen, digitaler leittechnischer Einrichtungen und personell-organisatorischer Einflüsse“.

Im Rahmen dieses Vorhabens entwickelt die GRS einen Ansatz für eine Bewertungsmethode für den Einsatz von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen in Kernkraftwerken. Dieser Bewertungsansatz umfasst Analysen der verschiedenen Typen von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen und die Untersuchung der Auswirkungen von möglichen Fehlzuständen auf leittechnische Systeme und Funktionen ebenso wie die Untersuchung von Indikatoren für die Vermeidung dieser Fehlzustandsauswirkungen. Sie deckt die gesamte Bandbreite des Einsatzes von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen von einzelnen Komponenten bis hin zu ganzen leittechnischen Systemen ab. Auch wird die Anwendung dieses Ansatzes an einem generischen Modell demonstriert.

Dieser Bewertungsansatz muss im Anschluss an das Vorhaben, welches im Jahr 2017 ausläuft, weiter entwickelt und verfeinert werden, um insbesondere auch die verschiedenen Phasen des Lebenszyklus der PLD-basierten leittechnischen Einrichtung tiefgreifender zu berücksichtigen. Hierfür muss zunächst ermittelt werden, auf welche As-

pekte der Methode der Lebenszyklus der PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen einen starken Einfluss hat. Anschließend ist es notwendig, die Berücksichtigung aller Phasen des Lebenszyklus in den zugehörigen Analyseschritten zu ermöglichen. Darüber hinaus ist die Untersuchung weiterer Anwendungsfälle unerlässlich.

Weitere Aspekte der Bewertung PLD-basierter leittechnischer Einrichtungen, die einer ausführlichen Untersuchung bedürfen, sind die Bewertung des GVA-Potentials und die Untersuchung der Diversität verschiedener Typen PLD-basierter leittechnischer Einrichtungen. Aufgrund der rasant fortschreitenden Entwicklung im Bereich solcher Einrichtungen reicht für Diversitätsbetrachtungen eine Unterscheidung zwischen ASIC, FPGA und CPLD allein nicht mehr aus, vielmehr müssen detailliert auch verschiedene Typen und Ausführungsformen von ASICs, FPGAs und CPLDs untersucht werden. Daraus schließt sich direkt die Durchführung solcher Betrachtungen für generische und konkrete Typen PLD-basierter leittechnischer Einrichtungen an.

Die GRS plant, im Rahmen weiterer Vorhaben sowohl die Einbindung aller Phasen des Lebenszyklus von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen in die Bewertungsmethodik zu integrieren als auch Untersuchungen zur Diversität von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen durchzuführen.

Auch international rückt die Entwicklung von Analysemethoden zur umfassenden und nachvollziehbaren Bewertung von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen für den Einsatz in kerntechnischen Anlagen immer stärker in den Fokus der Forschungsaktivitäten. Allerdings konzentrieren sich viele dieser Forschungsaktivitäten nicht auf die Gesamtheit PLD-basierter leittechnischer Einrichtungen, sondern stellen FPGAs in den Mittelpunkt. So hat die IAEA im Jahr 2013 eine Arbeitsgruppe ins Leben gerufen, die sich ausschließlich mit der Anwendung von FPGAs in leittechnischen Systemen von Kernkraftwerken beschäftigt (Application of Field Programmable Gate Arrays (FPGAs) in Instrumentation and Control Systems of NPPs). Auch die U.S. NRC und das Oakridge National Laboratory beschäftigt sich seit einigen Jahren mit dem Thema der Bewertung von FPGAs für den Einsatz in Kernkraftwerken. Darüber hinaus sind Forschungsaktivitäten aus vielen weiteren Ländern bekannt, wie zum Beispiel aus Frankreich, Finnland, Schweden und der Ukraine.

4.2.2 FS 4 – Anforderung an die Brennelement-Lagerbeckenkühlung

4.2.2.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Bei Beratungen der RSK wurde das Thema Brennelement-Lagerbeckenkühlung im Zusammenhang mit dem Ereignis B3-01 („Längerfristiger Ausfall (> 30 min.) zweier Stränge der Brennelement-Lagerbeckenkühlung“) aus den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ erörtert. Hintergrund waren die Fragen, ob es Bedenken gibt, Instandhaltungsmaßnahmen an Lagerbeckenkühlsystem während einer Kernvollausladung vorzunehmen bzw. in welchem Anlagenzustand dies günstiger Weise zu geschehen habe und ob es in diesem Zusammenhang notwendig ist, weitere Erläuterungen zu den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, ihrer Interpretationen und deren Umsetzung zu formulieren.

Unter Anwendung des Einzelfehlerkonzeptes und bei gleichzeitigem Instandhaltungsfall (Redundanzgrad $n+2$) kann es bei einem ereignisbedingt (z. B. Bemessungserdbeben) angenommenen Ausfall eines Beckenkühlstranges vorkommen, dass bei den derzeit in Deutschland im Leistungsbetrieb befindlichen KKW zunächst keine aktiven Beckenkühleinrichtungen mehr verfügbar sind. Hintergrund ist, dass Ereignisse der Sicherheitsebene 3 mit dem Sicherheitssystem beherrscht werden müssen, das im Falle der BE-Beckenkühlung in den in Deutschland noch in Betrieb befindlichen Anlagen einen Redundanzgrad von $n+1$ aufweist. Der in den Anlagen vorhandene dritte Beckenkühlstrang ist nicht Bestandteil des Sicherheitssystems, nicht erdbebenfest und außerdem in manchen Fällen von der Wärmeabfuhrkapazität nicht mit den Strängen des Sicherheitssystems vergleichbar.

Da Störungen und Störfälle im Beckenkühlsystem bei niedrigen Drücken und Temperaturen ablaufen und üblicherweise hinsichtlich der Temperaturentwicklung deutlich langsamer ablaufen und gleichzeitig eine i. d. R. gute Zugänglichkeit auch im Anforderungsfall gegeben ist, wurde eine Karenzzeit zur Wiederverfügbarmachung eines Stranges von zehn Stunden eingeführt, von der Kredit genommen werden kann, wenn auf der Anlage ausreichende Instandhaltungsressourcen verfügbar sind und nachgewiesen werden kann, dass in diesen zehn Stunden die Temperatur im BE-Becken nicht die Auslegungstemperatur überschreitet.

In diesem Zusammenhang bestehen Bedenken, ob die Karenzzeit von 10 Stunden in den ersten Tagen bei einer Kernvollausladung gewährleistet ist. In diesen Fällen er-

scheint eine geplante Instandhaltung als nicht gerechtfertigt. Kann hingegen von einer rascheren Wiederverfügbarmachung eines Beckenkühlstranges innerhalb einer Zeitspanne, in der die Auslegungstemperatur des BE-Beckens nicht überschritten wird, ausgegangen werden, bestehen keine Bedenken gegen Instandhaltungsarbeiten während einer Kernvollausladung. Insgesamt erscheint es aber ratsam, Instandhaltungsarbeiten am BE-Beckenkühlsystem vor allem außerhalb der Revisions- und BE-Wechselzeiten durchzuführen, da dann die Anforderungen an die BE-Beckenkühlung deutlich reduziert sind und somit die geforderte Karenzzeit von zehn Stunden bis zum Erreichen der Auslegungstemperatur sicher eingehalten werden kann.

In der deutschen und der internationalen Betriebserfahrung zeigt sich, dass Lecks an den Systemen zur BE-Lagerbeckenkühlung überwiegend durch Instandhaltungsvorgänge oder durch andere menschliche Fehlhandlungen hervorgerufen werden. Eigenversagen von Rohrleitungen spielt eine untergeordnete Rolle. Diese Betrachtungen spielen vor allem dann eine Rolle, wenn Leckgrößen so groß werden, dass sie zu Beeinträchtigungen oder der Unverfügbarkeit von BE-Beckenkühlsträngen führen können.

4.2.2.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

In diesem Zusammenhang hat die RSK sinngemäß folgende Empfehlungen zusammengestellt:

- Geplante Instandhaltungsvorgänge mit Unverfügbarkeit eines BE-Beckenkühlstranges sollten in Betriebszuständen erfolgen, in denen unter Anwendung des Einzelfehlerkonzeptes eine Karenzzeit von mind. zehn Stunden bis zum Erreichen der Auslegungstemperatur vorliegt.
- Kann ein Wert von zehn Stunden nicht eingehalten werden, so ist zu zeigen, dass ein Strang vor Erreichen der Auslegungstemperatur wieder verfügbar gemacht werden kann.
- Die benötigten Ressourcen (ausreichendes und qualifiziertes Personal, Ersatzteile, ...) sind auf der Anlage vorzuhalten. Entsprechende Betriebsunterlagen müssen die erforderlichen Prozeduren und Randbedingungen enthalten.
- Die Wahrscheinlichkeit für das Auftreten eines Einzelfehlers ist für die Zeiten der geplanten Instandhaltung zu minimieren.

- Betriebszustände ohne geplante Instandhaltung, für die nach Anwendung des Einzelfehlerkonzeptes eine Karenzzeit von mindestens zehn Stunden nicht eingehalten wird, sind durch Begrenzung des Energieinventars des BE-Beckens zu verhindern.
- Die Wahrscheinlichkeit für Leckereignisse ist durch Anwendung von Doppelabsperungen wo irgend möglich zu minimieren. Gleichzeitig sollten Einrichtungen und Maßnahmen zur schnellen Leckisolierung vorgehalten werden.
- Im Falle von Leckereignissen sollte eine Kernvollaussladung in das BE-Becken erst dann erfolgen, wenn die resultierende Karenzzeit bis zum Erreichen der Auslegungstemperatur größer ist als die Zeit für Leckisolation und Wiederaufnahme der Kühlung.
- Im Falle eines Bemessungserdbebens müssen Vorkehrungen zur Wiederverfügbarmachung eingeleitet werden, wenn nur noch ein qualifizierter Beckenkühlstrang verfügbar ist. Die Vorkehrungen müssen dabei unter den Randbedingungen des Bemessungserdbebens wirksam sein. Ggf. ist in SWR-Anlagen mit dem Setzen des Beckenschützes so lange zu warten, bis die Karenzzeit von mindestens zehn Stunden erreicht ist.

4.2.2.3 Sicherheitssignifikanz

Zur Einhaltung des Schutzziels „Kühlung der Brennelemente“ ist es notwendig, dass die Temperatur im BE-Lagerbecken permanent unterhalb der Auslegungstemperatur gehalten wird. In den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ werden in der Ereigniskategorie „Verringerte Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken“ verschiedene Ereignisse der Sicherheitsebene 3 eingeführt, die durch die Sicherheitssysteme beherrscht werden müssen. Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 müssen dabei einen Redundanzgrad von $n+2$ aufweisen, um Einzelfehler und gleichzeitigen Instandhaltungsfall abdecken zu können. Bei einem Redundanzgrad von lediglich $n+1$ ist durch Ersatzmaßnahmen die sicherheitstechnische Funktion sicherzustellen oder eine zeitliche Begrenzung der Instandhaltungsmaßnahmen einzuführen, die zusammen mit zulässigen Unverfügbarkeiten in den betrieblichen Unterlagen festgelegt ist. Vor Einführung der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ (also bei Auslegung und Bau der deutschen Anlagen) war für die „Kühlung der Brennelemente im BE-Lagerbecken“ die Anwendung des Einzelfehlerkonzeptes nicht vorgeschrieben. Um dem Rechnung zu tragen, wurde eine Karenzzeit von zehn Stunden eingeführt, von der

bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 Kredit genommen werden kann. Voraussetzung ist, dass aufgrund ausreichend vorhandener Instandhaltungsressourcen auf der Anlage von einer Wiederverfügbarmachung zumindest eines Stranges in der Karenzzeit ausgegangen werden kann.

4.2.2.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Derzeit ist es Gegenstand von generischen Beratungen in der RSK, inwieweit Einrichtungen, die nicht Bestandteil des Sicherheitssystems sind, im Rahmen der Nachweisführung auf Sicherheitsebene 3 kreditiert werden können.

4.2.3 G 48 – Sicherheitskultur

4.2.3.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

In den letzten Jahren und Jahrzehnten sind international eine Reihe von Stör- und Unfällen aufgetreten, die ursächlich ihren Ursprung in menschlichen und organisatorischen Mängeln hatten, so z. B. in der schwedischen Anlage Forsmark in 2006.

Die Sicherheit eines komplexen technischen Systems, wie es ein Kernkraftwerk darstellt, ergibt sich aus deren technischer Sicherheit, der Leistung der Menschen und der Leistung der Organisation.

Zentrales Element im Rahmen des Vorsorgeprinzips ist es, die Sicherheit dieses komplexen technischen Systems, z. B. eines Kernkraftwerkes, zu gewährleisten und wenn möglich zu erhöhen.

Seit dem Jahr 1986, ausgelöst durch den nuklearen Unfall in Tschernobyl, hat sich der Begriff der Sicherheitskultur und die darunter fallenden Maßnahmen und Bemühungen zur Förderung und dem Erhalt der Sicherheit im nuklearen Bereich sowie in allen Risiko-Technologien als Fachbegriff herausgebildet (z. B. /CAS 13/, /WIL 07/, IAEA: „Safety Series No. 75-INSAG-1“).

Die Definition der IAEA /IAE 91/ lautet: *„Sicherheitskultur ist das Ensemble an Merkmalen und Einstellungen in Unternehmen und von Personen, das die tragfähige Grundlage dafür bildet, Belangen der Sicherheit von Kernkraftwerken mit unbedingtem Vorrang die Beachtung zu schenken, die durch die Wichtigkeit dieser Belange gerechtfertigt ist.“*

Das bedeutet, dass sich innerhalb einer guten Sicherheitskultur alle Mitarbeiter nicht nur für ihre eigene Sicherheit, sondern auch für die Sicherheit aller verantwortlich fühlen und dies durch die vorhandene Organisationsstruktur unterstützt wird.

Die Sicherheitskultur sollte auf allen Ebenen der Organisation vorgegeben und umgesetzt sein (/IAE 98/, /CAS 13/). Ein wichtiger Kernpunkt für den Betreiber stellt die Verantwortung für die Sicherheitskultur und damit für Gesamtheit der Sicherheit der kerntechnischen Anlage dar.

Da Vorgaben, wie sie z. B. in einem Sicherheitsmanagementsystem niedergelegt sind, nicht unbedingt die gelebte Realität in der Anlage widerspiegeln, kommt hier die (gelebte) Sicherheitskultur und deren Überwachung zum Tragen.

Deshalb haben einige Aufsichtsbehörden in den letzten Jahren die Sicherheitskultur als wichtigen Überwachungsgegenstand in ihr Aufgabenspektrum aufgenommen (z. B. Ministerium für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft Baden-Württemberg, UM, Deutschland; Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat, ENSI, Schweiz).

Hierzu benötigen die Aufsichtsbehörden fundierte Methoden zur Beurteilung der Sicherheitskultur.

Etablierte Methoden zur Erfassung, Analyse und Bewertung der „Sicherheitskultur“ existieren derzeit allerdings noch nicht. Sie befinden sich noch in der Entwicklung, bzw. sind Gegenstand von Diskussionen. Dies gilt sowohl für die Selbstbeurteilung der Sicherheitskultur durch die Betreiber, als auch für die Bewertung durch die Aufsichtsbehörden. Ein Diskussionspunkt betrifft die Frage, inwieweit Sicherheitskultur aus qualitativer Sichtweise bewertbar ist und inwieweit eine quantitative Bewertbarkeit überhaupt möglich ist.

Anleitungen für einen möglichen Aufsichtsprozess liefert das IAEA-TECDOC-1707. Das TECDOC lässt jedoch wichtige Aspekte wie die Erfassungs- und Bewertungsmethoden offen. Außerdem haben die darin angesprochenen Methoden (z. B. KOMFORT) nicht den Anspruch, „die Sicherheitskultur“ komplett erfassen und bewerten zu können.

Die Sicherheitskultur ist nicht nur ein Thema der Betreiber, sie soll auch innerhalb der Aufsichtsbehörden gepflegt werden. Hierzu besteht ebenfalls noch Forschungsbedarf (OECD-NEA, IAEA).

Die adäquate Behandlung des Themenfeldes Sicherheitskultur bei Betreibern und Behörden stellt demnach einen sehr wichtigen Baustein zur Erhaltung und Verbesserung der Sicherheit, nicht nur im kerntechnischen Bereich, dar. Hierzu sind entsprechende Methoden und Ansätze zur Beurteilung der Sicherheitskultur, die derzeit nur ansatzweise vorliegen, weiter zu entwickeln.

4.2.3.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

In den Jahren von 2001 bis 2010 kam es in deutschen (KKP-1, KKP-2, KKK, KKB) und ausländischen Anlagen (Forsmark und Leibstadt) zu einer Reihe von Vorkommnissen die Ihre Ursache in Mängeln der Betriebsführung also letztendlich in der Sicherheitskultur hatten (siehe auch WLN 2001/08, WLN 2008/08, WLN 2009/05, WLN 2013/08). Die Sicherheitskultur stellt demnach ein zentrales Element zur Erreichung und Verbesserung der Sicherheit der KKW dar.

Das deutsche Regelwerk fordert grundsätzlich die Förderung der Sicherheitskultur durch das Management der Betreiberunternehmen.

Durch den politisch beschlossenen Ausstieg aus der Erzeugung von Energie durch die Kerntechnik ergeben sich zusätzlich neue Herausforderungen an die Betreiberunternehmen. Diese Herausforderungen betreffen neben einem eventuellen Personalabbau auch den Abgang von qualifiziertem Personal. Es stellt sich die Frage, inwieweit die neuen Gegebenheiten Einfluss auf die Motivation der Mitarbeiter und somit auf die Sicherheitskultur haben. Des Weiteren ist zu untersuchen, inwieweit Fremdfirmen im Rückbau eine noch größere Rolle spielen werden als im Betrieb und Nachbetrieb und inwieweit sich dies auf die Sicherheitskultur auswirken kann.

Auch während der Nachbetriebsphase sowie während des Rückbaus der kerntechnischen Anlage ist die Sicherheitskultur aufrechtzuerhalten, besonders solange im Rückbau radioaktives Material zu handhaben ist. Darüber hinaus ist die Aufrechterhaltung der Sicherheitskultur in der ganzen Phase des Rückbaus relevant. Auch nach Rückbau allen radioaktiven Materials ist für die weiteren Arbeiten die Sicherheitskultur zu fördern und aufrechtzuerhalten, da die Sicherheitskultur auch für den Bereich des täglichen Arbeitsschutzes relevant ist.

Neben der Aufsicht der Sicherheitskultur der deutschen kerntechnischen Anlagen müssen außerdem die veränderten Bedingungen durch den Atomausstieg und die

dadurch möglichen veränderten Einflussfaktoren auf die Sicherheitskultur auch von der Aufsicht berücksichtigt und im Aufsichtsprozess beachtet werden.

Weiterhin muss das Thema Sicherheitskultur auch für den Bereich der Endlagerung und bei den dafür zuständigen Stellen und bei der Aufsicht über diesen Bereich in Betracht gezogen werden.

4.2.3.3 Sicherheitssignifikanz

Die Sicherheitsrelevanz des Konzeptes der Sicherheitskultur ist unbestritten. Neben der Verbreitung des Konzeptes in allen Risiko-Technologien ist die Sicherheitskultur im deutschen und im internationalen Regelwerk fest verankert. Darüber hinaus veranstaltet die IAEA regelmäßige Veranstaltungen und Workshops zum Thema Sicherheitskultur und führt Schulungen und Bewertungen zum Thema Sicherheitskultur durch.

4.2.3.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Wichtige Aspekte der Sicherheitskultur die weitere Forschung benötigen betrifft:

- die Sicherheitskultur der Aufsicht selbst.
- das Wissen zu Möglichkeiten der Förderung von Sicherheitskultur zusammenzustellen und die Wirksamkeit dieser Methoden zu überprüfen.
- den Zusammenhang und den Bezug zwischen Konzepten des Managing the unexpected (/WIE 01/, /WIE 07/) sowie Konzepten des Resilience Engineering (z. B. /HOL 12/) auf die Sicherheitskultur und umgekehrt sind theoretisch herauszuarbeiten und zu untersuchen.
- die Untersuchung des „Kausalzusammenhang“ zwischen Sicherheitskultur sowie dem zuverlässigem Handeln und Sicherheit. Diese Untersuchungen stellen die tragfähige Grundlage dafür dar, dass eine fachliche Analyse und Bewertung der Sicherheitskultur erfolgen kann und dass geeignete Methoden entwickelt werden können.
- Untersuchungen zur Aussagekraft der IAEA-Charakteristika und Attribute. Erste empirische Befunde von /CAS 13/ legen nahe, dass nicht alle 37 Attribute in Bezug stehen zu den dazugehörigen Dimensionen (Charakteristika). Diese Befunde zei-

gen, das noch grundsätzlicher Bedarf an Untersuchungen besteht, was Sicherheitskultur konkret ist bzw. wie Sicherheitskultur operationalisiert werden kann.

- Analyse und Wertung des quantitativen Beitrags, den sicherheitskulturelle Faktoren zu Sicherheit und Zuverlässigkeit leisten. Ist es zum Beispiel möglich, Modelle zu formulieren, wie sicherheitskulturelle Merkmale, Handeln, Sicherheit und Zuverlässigkeit (zuverlässiges Handeln) zusammenhängen? Kann man auf diesen Modellen aufbauend Analyse- und Bewertungsmethoden entwickeln? Kann man diese Methoden in die PSA oder in andere Methoden der Sicherheitsanalyse einbinden? Und wenn ja, wie?
- die Entwicklung einer Methode für die Erfassung, Analyse und Bewertung der Sicherheitskultur in meldepflichtigen Ereignissen. Vorab ist zu klären, ob dies grundsätzlich anhand der zur Verfügung stehenden Informationen möglich ist.
- die Förderung der Sicherheitskultur wenn bestimmte Aspekte der Sicherheitskultur (z. B. sicherheitsrelevante Arbeitspraktiken, /SCH 12/) als bedeutend für die Sicherheitskultur herausgearbeitet wurden (sowie die Überprüfung der Wirksamkeit der Förderung).

4.2.4 G 49 – Zink-Borat Ausbildung- und Ablagerungsphänomen

4.2.4.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Beim Bruch einer Rohrleitung strömen heißes Wasser und/oder Dampf mit großer Geschwindigkeit aus der Leckstelle und sammelt sich im Sumpfbereich. Im Bereich des Sumpfes sind Einbauten aus verzinktem Stahl vorhanden, die entweder direkt vom herabfallenden Bruchmassenstrom getroffen werden oder im Bereich des Sumpfes von Kühlmittel bedeckt sind.

Bei der in deutschen DWR vorhandenen Wasserchemie findet eine Freisetzung von Zink-Ionen aus den in den Sumpf getauchten bzw. vom Bruchmassenstrom verzinkten Oberflächen statt.

Die Reaktion zwischen Zink-Ionen und der im Kühlmittel gelösten Borsäure (bis zu 2200 ppm) bewirkt bei Aufheizung des Kühlmittels, dass bei Erreichen der Sättigungskonzentration von Zink im Kühlmittel sich Zink-Borat bildet. Das Zink-Borat lagert sich an den heißen Oberflächen der Heizstäbe und an den Abstandshaltern ab. Die Ablage-

nung von Zink-Borat bewirkt eine Verstopfung der Strömungskanäle und Aufheizung der Heizstäbe.

4.2.4.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Bei der in deutschen DWR vorhandenen Wasserchemie findet eine Freisetzung von Zink-Ionen aus den in den Sumpf getauchten verzinkten Oberflächen statt.

Die Reaktion zwischen Zink-Ionen und der im Kühlmittel gelösten Borsäure (bis zu 2200 ppm) bewirkt bei Aufheizung des Kühlmittels, dass bei Erreichen der Sättigungskonzentration von Zink im Kühlmittel sich Zink-Borat bildet. Das Zink-Borat lagert sich an den heißen Oberflächen der Heizstäbe und an den Abstandshaltern ab. Die Ablagerung von Zink-Borat bewirkt eine Verstopfung der Strömungskanäle und Aufheizung der Heizstäbe.

Am Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR) und an der Hochschule Zittau/Görlitz (HSZG) wurden in Einzeleffektversuchen die Auswirkungen chemischer Prozesse im Kühlwasser bei Kühlmittelverluststörfällen analysiert. Drei Versuchsanlage wurden in Laufe der Zeit mit unterschiedlicher Skalierung gebaut bzw. umgerüstet und benutzt, um unter anderem die Zink-Ionen Freisetzung bzw. Löslichkeit, die Ausbildung von Zink-Boraten und deren Ablagerung an Heizstäben zu erforschen.

Relevant für die Ausbildung von Zink-Borat sind sowohl chemische als auch physikalische Effekte. Die physikalischen Aspekte betreffen die Zink-Freisetzung und Lösung im Kühlmittel und sind hier aufgelistet:

- a. Temperaturdifferenz des Kühlmittels zwischen dem Sumpfbereich und dem Kernaustritt (Leckgrößenabhängiger Parameter);
- b. Leckstrahl-Impact auf verzinkte Oberfläche im Containment;
- c. Turbulenz an getauchten Lichtgitterrosten;
- d. Strömungsverhältnisse an den Lichtgitterrosten im Sumpf.

Hinsichtlich der chemischen Effekte erfolgt die Korrosion an den verzinkten Oberflächen in Abhängigkeit von Wasserchemie sowie pH-Wert des Kühlmittels.

Die Löslichkeit des Zinks im borierten Kühlmittel ist stark von der Temperatur des Kühlmittels abhängig. Die maximale Zinkkonzentration bei 45 °C (etwa die langfristige

Sumpftemperatur) beträgt 105 mg/l. Die Sättigungskonzentration reduziert sich bei Aufheizung auf 90 °C auf etwa 18 mg/l.

Die Ergebnisse aus den Versuchsanlagen haben gezeigt, dass das Zink sich nicht schlagartig während eines Kühlmittelverluststörfalls löst, sondern wird die für eine Abscheidung im Heizelement erforderliche Zink-Konzentration erst mit einer großen zeitlichen Verzögerung erreicht. Daher ist die real gelöste Zinkmenge im Kühlmittel abhängig von der Zeit.

Die Zink-Konzentration am Austritt des Heizelementes verringert sich durch Ausfällung von Zink-Borat auf die maximale Konzentration (Sättigungszustand) an der Heistelle Heizelement und die Zink-Konzentration steigt im Sumpf nur abhängig von der verzinkten Oberfläche, der Kühlmitteltemperatur und insbesondere von der Verweildauer des Kühlmittels im Sumpf an.

Die Versuche zeigten, dass die Zink-Korrosionsrate proportional zur Zinkoberfläche zunimmt und dass sie bei im Leckstrahl liegenden verzinkten Oberflächen ungefähr einen Faktor 7 größer ist als bei eingetauchten verzinkten Oberflächen. Die Korrosionsrate von Zink ist in einem pH-Bereich von 4.5 bis 6.2 weitgehend konstant. Der pH steigt mit der Zink-Konzentration im Kühlmittel an. Erst ab einem pH-Wert von mehr als 6.5 nimmt die Zinkkorrosion stark ab. Die Korrosionsrate von Zink beträgt bei einer Kühlmitteltemperatur von 45 °C im pH-Bereich von 4.5 bis 6.2 und einer niedrigen bereits vorhandenen Zink-Konzentration im Kühlmittel etwa 0.6 mg/(m²*s). Die Korrosion von Zink verringert sich, je näher die Zink-Konzentration im Kühlmittel an die temperaturabhängige maximale Konzentration von Zink kommt.

Das gelöste Zink wandelt sich nicht vollständig in Zink-Borat um, da im Kühlmittel eine Restzinkkonzentration abhängig von der Austrittstemperatur des Heizelements verbleibt. Die zur Ablagerung von Zink-Borat im Heizelement verfügbaren Zinkmengen sind daher vom Wasservolumen (Restkonzentration von Zink im Kühlmittel) der Anlage abhängig. Zusätzlich lagert sich das Zinkborat nicht vollständig im Heizelement ab, sondern wird teilweise in den Kühlkreislauf eingetragen.

Chemische Untersuchungen zeigten, dass sich abhängig von der Temperatur unterschiedliche Zink-Borate im Kühlmittel ausgebildet hatten, die abhängig von der Temperatur in einer unterschiedlichen Zusammensetzung vorlagen. Mit dem Anstieg der Temperatur änderte sich nicht nur die Zusammensetzung der Zinkborate im Kühlmittel,

sondern auch die Haftung der Zinkborate an den beheizten und unbeheizten Oberflächen und deren Rücklöslichkeit bei Abkühlung des Kühlmittels.

Ablagerungen an unbeheizten Oberflächen, die sich bei einer Kühlmitteltemperatur von unter 70 °C gebildet hatten, konnten teilweise abgewaschen oder zumindest leicht mechanisch beseitigt werden. Allerdings blieben diese Ablagerungen bei den im Reaktorkern erwarteten Strömungsgeschwindigkeiten gut haften und können zur Verstopfung von Strömungskanälen führen.

Ablagerungen an unbeheizten Oberflächen, die sich bei Temperaturen oberhalb von 70 °C gebildet hatten, konnten kaum mechanisch entfernt werden. Ablagerungen an beheizten Oberflächen konnten unabhängig von der Bildungstemperatur kaum mechanisch entfernt werden. Ursache hierfür sind die höheren Temperaturen an der Hüllrohroberfläche, die sich bei der Ablagerung an beheizten Oberflächen ausbilden.

Aus den Versuchen hat sich gezeigt, dass Zink-Borat Partikeln sich an heißen Oberflächen der Brennstäbe sowie an den Abstandshaltern ablagert und bewirkt eine Verstopfung der Strömungskanäle in den Brennelementen und führten zu einer Reduktion des axialen Durchsatzes. Dies bewirkt eine Erhöhung der lokalen Kühlmitteltemperatur und damit auch der Brennstabtemperatur. Gleichzeitig wurde durch Ablagerung von Zink-Borat an den Brennstaboberflächen auch die Querströmung zwischen den Brennelementen beeinträchtigt, so dass es zur Dampfbildung im Heizelementbündel und zur Aufheizung der Hüllrohre kam

Die ersten durchgeführten Orientierungsrechnungen für die Übertragung der Versuchsergebnisse auf den realen Anlagen zeigten, dass sich bei Störfällen mit kleinem Leck die ungünstigsten Bedingungen bezüglich der maximalen Kühlmitteltemperaturen im Kern und der Ausbildung und Ablagerung von festhaftenden Zinkboraten einstellen.

Die aufgelistete Parameter stellen im Wesentlichen die Variablen, die zu geringen Aufheizspannen im Kern führen und damit zu Verringerung der festen Zink-Borat Ablagerung im Kern:

- a. Große kaltseitige Lecks;
- b. Verfügbarkeit von vier Notkühlsystemen

- c. Größere Anzahl verfügbarer Flutbehälter (das führt zu größeren verzinkten Flächen unter Wasser und größeren im Wasser verbliebenden gelösten Zinkmengen).

4.2.4.3 Sicherheitssignifikanz

Die Forschungsergebnisse sind generell auf deutsche Anlagen und die Anlagenzustände während und nach einem Kühlmittelverluststörfall (KMV) übertragbar. Inwieweit eine Aufheizung der Brennstäbe in diesem Anlagenzustand, d. h. sicherer Anlagenzustand bzw. Störfallfolgenbehandlung nach einem KMV, auftreten kann oder ob die Aufheizung begrenzt ist, bedarf noch einer Klärung.

4.2.4.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Es sind weitere Rechnungen zur Übertragbarkeit der Versuchsergebnisse des Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR) und an der Hochschule Zittau/Görlitz (HSZG) notwendig, um belastbare Aussagen zur Ablagerung des Zinkborats im Kern und einer möglichen Verstopfung der Strömungswege zu erhalten.

Aktuelles Projekt: HSZG, HZDR, TU Dresden zu weiteren Versuchen „Lokale Effekte im DWR-Kern infolge von Zinkborat-Ablagerungen nach KMV (FKZ 150 1491 und 150 1496)“ des BMWI

4.3 Zusammenlegung einzelner Sicherheitsfragen

Das Screening der GeSi nach thematisch nahezu identischen oder sehr ähnlichen Einträgen identifizierte vorerst 13 Einträge, die in bereits bestehende Einträge integriert werden konnten. Insbesondere konnten Einträge, welche unter den einzelnen IAEA-Ländern geführt wurden, in andere übergreifende Themenbereiche überführt werden wie in Tab. 4.1 wiedergegeben.

Tab. 4.1 Zusammenlegung von Einträgen zum gleichen Thema

Obsoleter Eintrag	Titel	Integriert in	Bemerkung
F11	Risse an den Stützen der Steuerstabantrieb im RDB	<u>CI5</u>	Titel von CI5 wurde angepasst
F35	Alterung von Primärkreislauf-	<u>CI5</u>	Titel von CI5 wurde an-

Obsoleter Eintrag	Titel	Integriert in	Bemerkung
	Bauteilen aus Inconel		gepasst
U60	Rissbefunde in Umfangsrichtung in Mischschweißnähten im KKW Wolf Creek	<u>CI5</u>	Titel von CI5 wurde angepasst
U61	Davis Besse Ereignis (Spannungsriß- bzw. Borsäurekorrosion am RDB-Deckel)	<u>CI5</u> und <u>CI13</u>	Problematik aufgeteilt in Borsäurekorrosion und Risse an Nickellegierungen
G7	Schäden an der druckführenden Umschließung infolge einer Borsäurekorrosion	<u>CI13</u>	
F34	Leck im Nachkühlsystem von Civaux 1 infolge einer thermischen Wechselbeanspruchung	<u>CI12</u>	Titel von CI12 wurde angepasst
F48	Analyse des Ablaufs des Ereignisses in Civaux 1 (siehe F34) am 12.05.98	<u>CI12</u>	Titel von CI12 wurde angepasst
U64	Absturz von schweren Lasten in Kernkraftwerken, Risiken und Konsequenzen (US GSI 186) - siehe auch IH 7	<u>IH7</u>	
F63	Aufgrund von Alterungserscheinungen an Beton /Liner zu erwartende Sicherheitsbehälterlebensdauer	<u>CS4</u>	Neuer Eintrag in der GeSi-Datenbank
U51	Korrosion an Linern aus Stahlblech von Beton-Containments	<u>CS4</u>	Neuer Eintrag in der GeSi-Datenbank
U48	Falsche Einbauteile in einem Stellantrieb der Firma Limitorque	<u>MA1</u>	Titel von MA1 wurde angepasst
G18	Austausch gleichartiger Bauteile	<u>MA1</u>	Titel von MA1 wurde angepasst

Durch die vorgenommenen Änderungen mussten die Einträge CI 7 „Dampferzeuger-Heizrohrintegrität“, CI 8 „Pipe cracks and feedwater nozzle cracking in BWRs“ und G 17 „Fehler bei der Handhabung von Lasten in DWR- und SWR-Anlagen“ ebenfalls überarbeitet werden.

4.3.1 CI 5 – Risse an Nickellegierungen von Komponenten der druckführenden Umschließung (Siehe auch Issue CI7)

4.3.1.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Schäden innerhalb der druckführenden Umschließung durch Spannungsrisskorrosion von Nickellegierungen, wie zum Beispiel Inconel-600 oder entsprechender Schweißzusatzwerkstoffe, wurden an Durchführungen der Steuerstabstutzen im RDB-Deckel, Instrumentierungsstutzen, Druckhalter-Heizungsrohren und Mischschweißnähten von Druckhalterstutzen in DWR der USA und Europas vorgefunden.

Die von Rissbildung betroffenen Steuerstabstutzen sind durch den RDB-Deckel durchgesteckte und von innen mit einer Rundnaht mit dem Deckel verschweißte Rohre aus Inconel-600 (eine Nickellegierung). An ihrem oberen Ende ist das Antriebsgehäuse der Steuerstäbe angeflanscht. Unter dem Deckel stehen sie in Kontakt mit dem Kühlmittel. Dies entspricht US-amerikanischem Design, das weltweit für DWR bei fast allen Steuerstabstutzen und anderen Durchführungen im RDB-Deckel übernommen wurde. Nachdem erstmals 1991 Risse an solchen Stutzen aus Inconel-600 in der französischen Anlage Bugey-3 gefunden wurden, ergaben weitere Prüfungen axiale Risse an den Stutzenrohren im Bereich der Rundnaht in mehreren europäischen Anlagen. Als Ursache wird Spannungsrisskorrosion (SpRK) angenommen. Die NRC misst diesem Problem langfristig sicherheitstechnische Bedeutung bei, da auch in anderen Anlagen mit zunehmendem Alter Risse zu erwarten sind. Sie geht allerdings davon aus, dass hier nur axiale und langsam wachsende Risse auftreten, die rechtzeitig durch Leckdetektion bzw. Besichtigungen entdeckt würden. Sollte es allerdings zu einer Verunreinigung des Kühlmittels z.B. mit Ionenaustauscherharzen wie in der spanischen Anlage Zorita kommen, so ist auch mit interkristalliner SpRK in Umfangsrichtung zu rechnen. Die US NRC hatte schon 1991 einen Aktionsplan zu SpRK von Inconel-600 entworfen und untersuchte die Notwendigkeit zusätzlicher Prüfungen an den Stutzen.

An Mischschweißnähten aus Nickellegierungen wurden 2006 Rissbefunde in Umfangsrichtung zwischen dem Druckhalterstutzen und der Volumenausgleichleitung sowie den Druckhalterstutzen und den Zuleitungen zu je einem Abblase- und Sicherheitsventil, in dem US-amerikanischen Kernkraftwerk Wolf Creek festgestellt. Die Schweißzusatzwerkstoffe hatten die Typenbezeichnungen „Alloy 82“ und „Alloy 182“. Bei den Befunden handelte es sich um Risse, die auf interkristalline Spannungsrisskorrosion während des Betriebs zurückzuführen waren. Reparaturen an den betroffenen

Schweißnähten, welche im Rahmen der Fertigung durchgeführt wurden, haben vermutlich zur Anfälligkeit gegenüber diesem Schadensmechanismus beigetragen.

Außerdem sind Risse quer zur Schweißnaht (axial zum Rohr) in einigen ausländischen Anlagen (USA, Frankreich, Schweden) aufgetreten. Dabei handelt es sich ebenfalls um betriebsbedingte Rissbildungen an Mischschweißnähten aus Nickellegierungen, die ebenfalls auf interkristalline Spannungsrisskorrosion zurückzuführen sind.

Generell haben sich Schweißzusatzwerkstoffe mit höherem Chromgehalt (d. h. größer als 18 %, wie z.B. Typ Alloy 82) als deutlich weniger empfindlich gegenüber Spannungsrisskorrosion gezeigt als solche mit geringerem Chromgehalt (d.h. kleiner als 17 %, wie z.B. Typ Alloy 182). An Schweißnähten aus Alloy 82 sind bisher international nur sehr wenige Schäden aufgetreten.

In Verbindung mit anderen Schädigungsmechanismen, wie zum Beispiel Borsäurekorrosion an niedrig legierten Stählen, kann es zu gravierenden Schäden und infolge dessen zu einer deutlichen Beeinträchtigung der Integrität der druckführenden Umschließung kommen. Dies trat am 6. März 2002 in der Anlage Davis Besse Nuclear Power Station auf. Hier wurde im Deckel des Reaktordruckbehälters neben dem Steuerstabstutzen Nr. 3 eine in Richtung Deckelrand bzw. Stutzen Nr. 11 etwa 180 mm lange und maximal 100 bis 125 mm breite Mulde gefunden. Der niedrig legierte Stahl mit einer Wanddicke von etwa 168 mm war zum größten Teil bis herunter auf die Plattierung aufgelöst worden. Über mehrere Jahre unentdeckte wanddurchdringende Risse an den Deckelstutzen aus dem Werkstoff Inconel-600 aufgrund von Spannungsrisskorrosion führten zu langfristigen Leckagen borsäurehaltigen Kühlmittels und ermöglichten einen erheblichen Abtrag des Deckelwerkstoffes durch Borsäurekorrosion (siehe auch Issue CI13).

Andere Komponenten des Primärkreises aus Inconel-600, welche von Spannungsrisskorrosion betroffen waren, sind Dampferzeugerheizrohre in verschiedenen ausländischen Anlagen (siehe auch Issue CI7).

4.3.1.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

In deutschen KKW kommen Nickellegierungen im Bereich von Primärkreiskomponenten im Vergleich zu ausländischen Anlagen deutlich weniger zum Einsatz. Im Wesentlichen handelt es sich nur um Mischnähte, nicht um Grundwerkstoff. Leckagen durch

Spannungsrisskorrosion der Stutzenrohre im Deckel des RDB sind aufgrund der anderen werkstofftechnischen Gegebenheiten (Compoundrohre aus ferritischem Grundwerkstoff, innen mit stabilisiertem austenitischem Werkstoff 1.4550 plattiert) nicht zu besorgen, gleiches gilt für Dampferzeuger-Heizrohre (Rohre aus Incoloy 800).

Die bisherige Betriebserfahrung in deutschen Anlagen zeigt, dass die Maßnahmen zur Vermeidung von längerfristigen Leckagen durch

- die Wahl von Werkstoffen, die unter den gegebenen Bedingungen gegen rissbildende Korrosion beständig sind, z. B. der Einsatz von stabilisierten austenitischen Werkstoffen, auch als Plattierung von Mischnähten aus Nickellegierungen,
- die Begrenzung der Beanspruchung und
- ein entsprechendes Prüfprogramm für Mischschweißnähte

bisher ausreichen, um eine erhebliche Schädigung von Komponenten zu vermeiden.

4.3.1.3 Sicherheitssignifikanz

In deutschen Anlagen ist gegen solche Ereignisse ausreichend Vorsorge getroffen. Leckagen durch Spannungsrisskorrosion der Stutzenrohre sind aufgrund der anderen werkstofftechnischen Gegebenheiten nicht zu besorgen.

4.3.1.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Hierzu sind keine weiteren Untersuchungen notwendig.

4.3.2 CI 7 – Dampferzeuger-Heizrohrintegrität

4.3.2.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Die Dampferzeuger-Heizrohre stellen bei Druckwasserreaktoren die direkte Barriere (Aktivitätsbarriere) zwischen Primärkreis und dem Wasser-Dampfkreislauf dar. Aus diesem Grunde muss die Integrität der ca. 4.000 Heizrohre pro Dampferzeuger gegenüber Leckbildungen bzw. Schädigungen sichergestellt sein. Aus der weltweiten Betriebserfahrung ist bekannt, dass sich Schädigungen mit Leckagen und Abrisse von Dampferzeuger-Heizrohren einstellen konnten, die einen Übertritt von Primärkühlmittel in den Wasser-Dampfkreislauf verursachten. Ein Versagen mehrerer Dampferzeuger-

Heizrohre ist bisher noch nicht eingetreten. Ursache für solche Schädigungen können u.a. verschiedene Korrosionsmechanismen sein, wie z. B. Spannungsrisskorrosion, Reibkorrosion oder interkristalline Korrosion.

4.3.2.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Im Gegensatz zu der weltweiten Betriebserfahrung, haben die in Deutschland eingesetzten Dampferzeuger von Siemens/KWU hinsichtlich Korrosion nur wenige Probleme mit Heizrohrschäden. Aus der weltweiten Betriebserfahrung ist bekannt, dass die vielfach eingesetzte Nickellegierung Inconel-600 Anfälligkeiten gegenüber interkristalliner Korrosion in Hochtemperaturwasser zeigt. Der von Siemens/KWU eingesetzte Werkstoff Incoloy 800 (X6 CrNiAlTi 32 20) zeigt insbesondere gegenüber interkristalliner Korrosion bzw. Spannungsrisskorrosion keine Anfälligkeit. Die konstruktive Ausführung und die Werkstoffwahl für das Heizrohrbündel waren darauf ausgerichtet, Schädigungen möglichst zu vermeiden. So wurde beispielsweise das Halterungskonzept für die Heizrohre so gestaltet, dass strömungsbedingte Schwingungsanregungen der Heizrohre insbesondere im Bogenbereich weitgehend vermieden werden. Die Kontaktflächen zwischen Heizrohr und Halterung wurden zur Vermeidung von Reibkorrosion (Fretting) klein gehalten. Die Strömungsführungen insbesondere auch in den Dampferzeugern mit Vorwärmkammer wurden optimiert.

In den späten siebziger und frühen achtziger Jahren zeigte sich in einigen älteren Anlagen ein systematischer korrosionsbedingter Schädigungsmechanismus, nämlich Oberflächenabtrag auf der äußeren Oberfläche der Heizrohre (wastage corrosion). Dieser Schädigungsmechanismus wurde auf die damalige Konditionierung des Speisewassers zurückgeführt, die mit flüchtigen Alkalisierungsmitteln und Natriumphosphat als Zusatz zum Dampferzeuger- Speisewasser (sogenannte Phosphat-Fahrweise) erfolgte. Zur Vermeidung dieser Schädigung wurde eine Änderung der Sekundärwasserchemie auf die Hoch-AVT-Fahrweise (All Volatile Treatment) mit einem pH-Wert größer 9,8 vorgenommen. Diese Fahrweise bedingt einen kupferfreien Sekundärkreislauf. Hierzu musste die Berohrung der Turbinenkondensatoren ausgetauscht werden, weil der bisher eingesetzte kupferhaltige Werkstoff Messing bekanntlich empfindlich gegenüber Ammoniakkorrosion aus der Konditionierung mit Hydrazin ist. Bei den neu eingesetzten Werkstoffen Titan bzw. austenitischem Stahl ist das nicht der Fall. Nach dieser Umstellung sank die Schadensrate rapide und verblieb auf einem niedrigen Stand. Eine weitere Gegenmaßnahme war die Entfernung der Ablagerungen durch periodische Reinigung der Rohrböden.

Bei jüngeren Anlagen wurde die Hoch-AVT-Fahrweise für das Speisewasser vom Zeitpunkt der Inbetriebsetzung angewendet. Rohrbodenreinigungen sind für alle Anlagen obligatorisch.

In den späten neunziger Jahren traten Schäden an Heizrohren auf, die auf die Langzeitwirkung der Reibung von losen Teilen an den äußeren Oberflächen der Heizrohre zurückzuführen waren. Die zum Teil offensichtlich während der Fertigung eingetragenen losen Teile verblieben auf dem Rohrboden und wurden dort von der Strömung des Speisewassers bewegt. Diese losen Teile konnten durch die Rohrbodenreinigungen aufgrund ihrer Größe nicht entfernt werden. Ebenfalls in den neunziger Jahren wurden Schädigungen an Heizrohren durch Spritzeinrichtungen zur Rohrbodenreinigung verursacht. Der Grund lag darin, dass die Spritzparameter an den Einrichtungen zur Rohrbodenreinigung verändert wurden. Daraufhin wurde der Prüfumfang der Heizrohre erweitert, um eine Bestandsaufnahme zur Erkennung von vorhandenen Anzeigen an allen Heizrohre zu machen. Hierbei wurden vereinzelt Schädigungen erkannt, die weitgehend durch Fretting an den Berührungsstellen zwischen den Heizrohren und den Halterungen verursacht wurden. Diese Schädigungen sind örtlich begrenzt auf den Außenbereich des Heizrohrbündels. Vereinzelt Rissanzeigen im Rohrbodenbereich zwischen den beiden Einwalzzonen, welche in vier Anlagen detektiert wurden, waren durch interkristalline Spannungsrisskorrosion und interkristalline Korrosion verursacht.

Das Verschleißkriterium für geschädigte Dampferzeuger-Heizrohre liegt nach wie vor bei 50 % Wanddickenschwächung. Vielfach werden jedoch Heizrohre mit geringeren Wanddickenschwächungen verschlossen. Die Anzahl der durchgeführten Verschleißungen ist insgesamt gering. Ereignisse mit Brüchen von Dampferzeuger-Heizrohren kamen in deutschen Anlagen nicht vor.

4.3.2.3 Sicherheitssignifikanz

Bei Rissbildungen bzw. Wanddickenschwächungen verbunden mit Leckagen an Dampferzeuger-Heizrohren findet ein Übertritt von Primärkühlmittel und damit auch von Aktivitätsinventar in den Wasser-Dampfkreislauf statt. Die Detektierbarkeit eines Aktivitätsübertritts sind durch kontinuierliche Messungen im Frischdampfsystem gegeben (N16-Messung). Diese Messung ist auch in den Reaktorschutz eingebunden, um bei einem in der Auslegung unterstellten Dampferzeuger-Heizrohrleck bzw. -bruch entsprechende Maßnahmen einzuleiten. Grundsätzlich besteht durch diese Schädigungen

bei Versagen von weiteren Barrieren das Risiko eines sogenannten Containment-Bypasses.

Die Schädigungsrate insbesondere verbunden mit Leckagen an Dampferzeuger-Heizrohren in deutschen Anlagen ist insgesamt gering. Die Betriebserfahrung in deutschen Anlagen gibt keine Hinweise darauf, das bestehende Konzept zur Sicherstellung der Integrität der Dampferzeuger-Heizrohre in Frage zu stellen.

4.3.3 CI 12 – Analyse und Dektektierbarkeit von nicht spezifizierten thermischen Belastungen

4.3.3.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Im Rahmen der Auslegung von Kraftwerkskomponenten wurden die während der Lebensdauer der Anlage zu erwartenden Belastungen wie Drücke, Temperaturen sowie äußere Kräfte und Momente sowohl für den Betrieb als auch für Störfälle spezifiziert. Diese spezifizierten Belastungen waren die Grundlage für die Bemessung und die Nachweisführung der Integrität der Komponenten. Während des Betriebes einer Reihe von Anlagen stellte sich jedoch heraus, dass insbesondere vorher nicht berücksichtigte, zusätzliche, örtliche thermische Belastungen in verschiedenen Rohr- oder Stützenbereichen auftraten.

Bereits im Jahre 1985 wurde in einem französischen Druckwasserreaktor eine Leckage in der Sicherheitseinspeiseleitung festgestellt. Die Leckage befand sich in einer Schweißnaht zwischen einem geraden Rohrstück und einem Bogen und stammte von einem wanddurchdringenden Riss. Die Leckstelle war durch ein Absperrventil von der Hauptkühlmittelleitung getrennt. Bei anschließenden Untersuchungen wurden zwei große Risse gefunden, welche von der Rohrinneenseite aus initiiert wurden. Die Risse starteten transkristallin, deren Ursache auf Spannungsrisskorrosion zurückgeführt wurde. Ab 2 mm Risstiefe waren Ermüdungsriefen gefunden worden, die auf zyklische Beanspruchung schließen ließen. Zudem wurden auf der Innenseite viele kleine Oberflächenrisse gefunden. Diese Risse befanden sich in Höhe des Füllspiegels, der sich an der Innenseite des Rohrs abgezeichnet hatte. Im Rahmen einer Überprüfung der betroffenen Bauteile wurde im waagerechten Teil der Rohrleitung eine thermische Schichtung festgestellt, welche auf die Undichtigkeit eines Absperrventils zurückgeführt werden konnte. Die Temperaturen betragen ca. 100 °C im unteren und ca. 250 °C im oberen Rohrbereich.

Ein weiterer Fall trat in dem französischen Kernkraftwerk Civaux-1 auf, bei dem es sich um einen 4-Loop-Druckwasserreaktor der neuesten Bauart N4 mit einer Leistung von 1450 MW_e handelt. Am 12. Mai 1998 kam es durch ein Leck im Nachkühlsystem zu einem Kühlmittelverlust aus dem Primärkreislauf in das Reaktorgebäude. Eine Sichtprüfung der Leckstelle zeigte einen 180 mm langen wanddurchdringenden Riss an der Längsschweißnaht eines Krümmerrückens. Die Leckstelle befindet sich unmittelbar im Anschluss an den Bereich, wo der Bypassstrom des Nachwärmekühlers mit dem abgekühlten Medium gemischt wird. Die Schadensursache war thermisch bedingte zyklische Werkstoffbeanspruchung.

Schäden auf Grund von thermischer Ermüdung traten auch an Speisewasserstutzen in amerikanischen SWR-Anlagen auf. Für das Auftreten dieser Risse konnten ungünstige Fahrweisen und Betriebsbedingungen nachgewiesen werden, welche zur Rissinitiierung und auch dem anschließenden Risswachstum führten. Dabei kam es bei niedriger Speisewassertemperatur zur intermittierenden Bespeisung und damit zu einer hochzyklischen Belastung der Stutzen. Das Wachstum der Risse fand dann vorwiegend während der An- und Abfahrens bei schon anliegendem hohem Druck statt.

Das solche Effekte, die zu zusätzlichen Belastungen in Form von thermischen Schichtungen, thermischen Wechselbeanspruchungen oder Thermoschock-Ereignissen führen, an den entsprechenden Stellen auftreten können, war bei der Auslegung noch nicht bekannt und daher durch die Vorgaben der Spezifikation nicht erfasst und abgedeckt worden. Sie fanden somit bei den entsprechenden Analysen bzw. Nachweisführungen auch keine hinreichende Berücksichtigung.

Thermische Schichtungen beschreiben das Auftreten von zwei Schichten mit unterschiedlicher Temperatur in einem Rohr. Dabei kann es sich um ein und dasselbe Medium handeln (Wasser) oder aber unterschiedliche Medien (z.B. Wasser und Dampf). Beide Schichten sind durch eine dünne Grenzschicht getrennt, über welche die Austauschprozesse zwischen der heißeren und der kälteren Schicht erfolgen, ohne die globale Temperatur der unteren und oberen Schicht entscheidend zu verändern.

Die folgenden zusätzlichen thermischen Belastungen können unterschieden werden:

1. Stabile globale thermische Schichtung (global thermal stratification)
Hierbei bildet sich über einen längeren Abschnitt einer horizontalen Rohrleitung eine stabile Schichtung aus.

2. Veränderliche thermische Schichtung (cyclic thermal stratification)
 Hierbei ändert sich die Lage der Grenzschicht auf Grund veränderlicher Anteile des warmen und kalten Mediums über den Querschnitt eines waagerechten Rohrleitungsabschnitts.
3. Thermische Schichtung mit überlagerter Temperaturfluktuation (Striping)
 Eine thermische Schichtung kann überlagert sein mit einer höher-frequenten Temperaturänderung an der Grenzfläche. Dadurch ist die Grenzfläche zwischen warmen und kaltem Medium nicht mehr glatt sondern weist Kräuselungen auf.
4. Temperaturwechselbeanspruchung (thermal cycling)
 - a. Diese treten an Einspeisestellen auf an denen sich Wirbel aus kaltem bzw. heißem Medium bilden und erst im weiteren Verlauf der Strömung vollständig mischen.
 - b. Im Endbereich einer thermischen Schichtung können turbulente Mischverhältnisse vorliegen, welche mit a) vergleichbar sind.
 - c. Wechselbeanspruchungen können durch den intermittierenden Betrieb von Systemen auf einem deutlich anderen Temperaturniveau hervorgerufen werden.
 - d. Heiß- oder Kaltwasserpfropfen, die in Bereiche mit deutlich anderer Temperatur gelangen, können bei wiederholtem Auftreten zu Wechselbeanspruchungen oder bei sehr großen Temperaturunterschieden zu Thermoschock führen.
5. Thermoschock
 Das Einspeisen größerer Mengen Kaltwassers in heiße Systeme kann zu größeren schnell verlaufenden Temperaturänderungen führen und damit zu größeren Belastungen der Komponenten. Solche Einspeisungen können bei Kühlmittelverluststörfällen oder Stromausfällen auftreten oder durch das Fehlansprechen von Einspeisesystemen mit kaltem Medium verursacht werden.

4.3.3.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Umfangreiche Messungen und Beobachtungen auch in deutschen Anlagen erbrachten die Ausbildung von thermischen Schichtungen von Medien speziell bei bestimmten Betriebszuständen (z.B. An- und Abfahrvorgänge), vorwiegend in Bereichen waagerechter Einspeiserohrleitungen von sicherheitstechnisch bedeutsamen Systemen.

Auf der Basis der hierzu durchgeführten Messungen bzw. Beobachtungen in deutschen Anlagen wurden die identifizierten kritischen Strukturbereiche mit Temperaturaufnehmern instrumentiert und in die betriebliche Überwachung mit einbezogen. Vielfach wurde die betriebliche Überwachung entsprechend erweitert, um durch entsprechende Prozeduren den Ermüdungsgrad der hiervon betroffenen Bauteile fortlaufend erfassen zu können.

Weiterhin wurde zur Reduzierung der Beanspruchungen aus thermischer Schichtung bzw. thermischer Wechselbelastung eine Optimierung der identifizierten Betriebsweisen in deutschen Anlagen vorgenommen. Hierdurch konnte eine Verminderung des Temperaturgradienten über dem Rohrquerschnitt bzw. der zugehörigen Lastzyklen erreicht werden.

Im Rahmen der Auswertung nationaler und internationaler Betriebserfahrung wurden auch Schäden festgestellt, die durch innere Leckageströmungen von kalten bzw. heißen Medien an undichten Ventilen (Grenze zu anderem Temperaturbereich) verursacht waren. Zur Abhilfe wurden in den deutschen Anlagen z. B. Temperaturüberwachungsmeßstellen, insbesondere in abgesperrten Bereichen zwischen zwei Ventilen, installiert.

4.3.3.3 Sicherheitssignifikanz

Die Bedeutung dieser Fragestellung ergibt sich daraus, dass in sicherheitstechnisch wichtigen Rohrleitungen bzw. Behältern Belastungen auftreten können, die zu Schädigungen durch Ermüdung führen, wie Rissbildungen, Leckagen oder Brüche in nichtabsperrbaren Bereichen, die in der ursprünglichen Auslegung nicht berücksichtigt wurden. Gefährdet durch diesen Mechanismus kann, abhängig vom betroffenen System und Ort der Schädigungen, auch die Funktion von Sicherheitssystemen sein. Überlagerungen von örtlichen Bauteilgegebenheiten z. B. Kantenversatz, Schweißwurzelkerben, Schweißeigenstressungen können einen zusätzlichen Beitrag zur Schadensauslösung leisten.

Der Schädigungsmechanismus einschließlich der Randbedingungen ist hinreichend bekannt. Die durchgeführten Gegenmaßnahmen hinsichtlich der betrieblichen Überwachung einschließlich der kontinuierlichen Lebensdauerbewertung für die gefährdeten Bereiche sowie die Optimierung der Betriebsweisen werden als ausreichend und zielführend eingeschätzt.

4.3.3.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Hierzu sind keine weiteren Untersuchungen notwendig.

4.3.4 CI 13 – Schäden an der druckführenden Umschließung infolge von Borsäurekorrosion

4.3.4.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

International wurde schon über zahlreiche Vorkommnisse mit Schäden durch Borsäurekorrosion berichtet. Diese Schäden traten im Bereich von Leckagen an der Druckführenden Umschließung von Druckwasserreaktoren auf, wo durch Verdampfen des Wassers eine Aufkonzentration der Säure stattfand. In den meisten Fällen führten Leckagen an Flanschverbindungen zu teilweise erheblichen Schwächungen der Bolzen. Betroffen waren insbesondere auch große Deckel wie Dampferzeuger-Mannlochdeckel oder Deckel an Hauptkühlmittelpumpengehäusen (Fort Calhoun, 1980). Es wurde aber auch über flächigen Abtrag an einem Reaktordruckbehälterdeckel mit zusätzlicher Schädigung der Deckelschrauben (Turkey Point-4, 1987), Korrosionsmulden am Reaktordruckbehälterdeckel (Salem-2, 1987) und 2002 in der Anlage David Besse sehr große Korrosionsmulden an Stützen der Steuerstabantriebe festgestellt.

Borsäurekorrosion tritt grundsätzlich bei Benetzung von un- und niedriglegierten Stählen mit borsäurehaltigem Medium auf. Nur „nichtrostende“ bzw. „säurebeständige“ Stähle mit hohen Chromgehalten sind gegen diese Korrosionsart praktisch immun. Bei dieser Korrosionsart handelt es sich um eine chemische Auflösung des Stahls in dem sauren Medium, die zu einem flächigen Abtrag führt. Bei niedrigen Konzentrationen der Borsäure, wie sie auch im Kühlmittel von Druckwasserreaktoren vorliegen, sind die Abtragsraten gering. Jedoch kann Borsäurekorrosion bei sehr hohen Konzentrationen der Säure nahe der Sättigungsgrenze und erhöhten Temperaturen oberhalb 100 °C zu sehr hohen Abtragsraten von mehr als 100 mm pro Jahr führen. Die wichtigste Vorsorgemaßnahme besteht daher in der Vermeidung von Leckagen, die zur Benetzung von un- und niedriglegierten Stählen führen können.

4.3.4.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Generell erlaubt die deutsche Praxis in den Kernkraftwerken keinen Betrieb der Anlage bei Lecks im Reaktorkühlkreislauf. Kleinere Lecks werden bei der Anlagenbegehung durch das Personal frühzeitig entdeckt. Bisher sind nur sehr wenige solcher kleineren Leckagen aufgetreten.

In Anlagen mit SWR werden keine borsäurehaltigen Kühlmittel eingesetzt. Daher kann für diese Anlagen eine Borsäurekorrosion ausgeschlossen werden. Im Weiteren werden nur DWR-Anlagen betrachtet. Auf DWR-Anlagen in Deutschland ist der Schadensmechanismus Borsäurekorrosion im Falle von Leckagen an der Druckführenden Umschließung grundsätzlich übertragbar.

In deutschen Anlagen waren Ereignisse mit Benetzung von un- und niedriglegierten Stählen mit Kühlmittel jedoch bisher äußerst selten und haben bisher zu keinen gravierenden Schäden geführt.

Speziell an den Deckelflanschen ist es bisher zu keinen längerfristigen Leckagen gekommen. Hier ist mit Doppeldichtungen und Zwischenabsaugung, die auch eine Überwachung der inneren Dichtung auf Leckagen erlaubt, ausreichend Vorsorge getroffen. Leckagen durch Spannungsrisskorrosion der Stutzenrohre sind aufgrund der anderen werkstofftechnischen Gegebenheiten (Compoundrohre aus ferritischem Grundwerkstoff, innen mit stabilisiertem austenitischem Werkstoff 1.4550 plattiert) nicht zu besorgen.

Die bisherige Betriebserfahrung in deutschen Anlagen zeigt, dass die Maßnahmen zur Vermeidung von längerfristigen Leckagen durch

- die Wahl von Werkstoffen, die unter den gegebenen Bedingungen gegen rissbildende Korrosion beständig sind,
- die Begrenzung der Beanspruchung und
- die Konstruktion von Flanschen und Durchführungen,
- sowie die betriebliche Lecküberwachung der Druckführenden Umschließung und
- ggf. Lokalisierung von Leckagen

bisher ausreichen, um eine erhebliche Schädigung von Komponenten durch Borsäurekorrosion zu vermeiden.

4.3.4.3 Sicherheitssignifikanz

Die Problemstellung hat keine sicherheitstechnische Bedeutung für deutsche Anlagen.

4.3.4.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Hierzu sind keine weiteren Untersuchungen notwendig.

4.3.5 IH 7 – Bewertung des Risikos durch den Absturz von Lasten

4.3.5.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Hebezeuge werden an verschiedenen Stellen und in unterschiedlichen Ausführungen in Kernkraftwerken eingesetzt. In einigen Fällen ist es nicht zu vermeiden, dass Lasten auch in der Nähe von oder über sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen oder über Brennelementen bewegt werden. Ein Absturz solcher Lasten kann somit, in Abhängigkeit vom Gewicht und der Hubhöhe beim Transport, zu einer Beschädigung und ggf. zum Funktionsausfall dieser Systeme oder Schäden an Brennelementen führen.

Verschiedene technische und administrative Maßnahmen (z. B. Einzelfehlersichere Ausführung des Hebezeugs, Verriegelungen, festgelegte Fahrwege, maximale Hubhöhe während des Transports) können ergriffen werden, um die Risiken und Konsequenzen eines Lastabsturzes zu verhindern oder zu minimieren.

4.3.5.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Die Auswirkungen eines Absturzes von schweren Lasten in Kernkraftwerken werden in Deutschland bei der Auslegung ausführlich behandelt. Die konstruktive Gestaltung und der Betrieb von Hebezeugen in deutschen Kernkraftwerken erfolgt auf Grundlage der KTA-Regeln 3902 "Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken" und 3903 "Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken". Dennoch sind aus der Betriebserfahrung Lastabstürze bekannt – bisher ohne unmittelbare sicherheitstechnische Auswirkungen. Ein Beispiel hierfür ist das in WL 2002/05 beschriebene Ereignis.

Bei den PSÜs der deutschen Anlagen ist der Lastabsturz als Ausfallursache für Systeme zu analysieren (Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, August 2005)

Neben der konstruktiven Gestaltung der Hebezeuge spielen hinsichtlich eines möglichen Lastabsturzes mit sicherheitstechnischen Folgen auch die zum Teil computergestützte Steuerung der Hebezeuge und das Personalverhalten eine entscheidende Rolle. Da die KTA-Regeln eine hinreichende technische Auslegung und Prüfung der Hebezeuge gewährleisten sollten, werden derzeit Fehler bzw. Unzulänglichkeiten in den Fahrprogrammen (die sich durch Prüfungen nur bedingt aufdecken lassen) und fehlerhafte Personalhandlungen als die dominierenden Faktoren angesehen.

4.3.5.3 Sicherheitssignifikanz

Lastabstürze ins Brennelementlagerbecken oder auf sonstige sicherheitstechnisch wichtige Systeme können zu evtl. schwer beherrschbaren Ereignisabläufen führen. Im Fall eines Lastabsturzes ins Brennelementlagerbecken wäre z. B. eine Beschädigung des Lagerbeckens mit nachfolgendem Verlust des Kühlmittels, eine Beschädigung von Brennelementen mit daraus resultierender Freisetzung radioaktiver Stoffe oder Veränderungen der Kritikalität möglich.

Da die existierenden Regeln bereits weitgehende Sicherheit gewährleisten und mögliche Auswirkungen von Softwarefehlern und menschlichem Versagen durch administrative Maßnahmen begrenzt werden können und auf der Basis von durchgeführten PSÜ's, wird dieser Sicherheitsfrage in Bezug auf deutsche Kernkraftwerke keine generische Bedeutung beigemessen.

4.3.5.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Hierzu sind keine weiteren Untersuchungen notwendig.

4.3.6 CS 4 – Korrosion an Linern aus Stahlblech von Beton-Containments und an Stahl-Containments

4.3.6.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Das Containment als Teil des Barrierenkonzepts ist wichtig für die Rückhaltung radioaktiver Stoffe. Schäden am Containment können daher Ereignissabläufe, welche zu einer Freisetzung von Radioaktivität führen, signifikant verändern.

In mehreren Ländern, darunter Frankreich, Schweden und USA, wurden Schäden an Linern von Beton-Containments festgestellt.

Prüfungen an Linern von Containments aus Stahl- und Spannbeton in US-amerikanischen Anlagen haben Korrosionsbefunde unterschiedlichen Ausmaßes ergeben:

Im Januar 1993 wurde durch einen Inspektor der NRC Korrosion am Liner der Druckkammer der Anlage Brunswick-2 gefunden. Der Liner war an verschiedenen Stellen an der Verbindungsstelle Fundamentboden/Liner korrodiert. Eine nachfolgende Untersuchung am Block 1 erbrachte ähnliche Befunde.

- Während der Bauwerküberprüfung durch Inspektoren der NRC im Juni 1992 wurden sich ablösende Anstriche und Stellen von Liner-Korrosion in den Anlagen Trojan und Beaver Valley-1 festgestellt.
- Vor der integralen Leckratenprüfung des Containments von Salem-2 im Jahre 1993 wurde vom Betreiber geringfügige Korrosion am Liner festgestellt.
- Während der Bauwerksüberprüfung der Anlage Robinson-2 im April 1992 wurde eine Verfärbung des vertikalen Teils des Liners an einem Isolierungsstoß gefunden.

Von den o.g. Ereignissen wurden vier Ereignisse (DWR-Anlagen: Trojan, Beaver Valley-1, Salem-2 und Robinson-2) vom Standpunkt der Sicherheit als unproblematisch eingeschätzt. Die Betreiber wurden durch die vorgefundenen Schäden für zukünftige Prüfungen und Instandsetzungen sensibilisiert. Sicherheitsrelevant war die Korrosion an den Linern der SWR-Anlagen Brunswick-1 und -2. Das Dichtungsmaterial an der Verbindung Druckkammerwand/ Fundamentboden war durch Wasseransammlung an der Verbindung geschädigt. Das Liner-Blech wies signifikanten Lochfraß bis zu 50 % Wanddicke an verschiedenen Stellen auf.

Auch im Zeitraum nach den obigen Ereignissen wurden noch weitere Schäden an Linern des Containments in US-amerikanischen Anlagen gemeldet (z.B. 2009 in Beaver Valley-1, 2009 in Salem-2).

In der französischen Anlage Bugey-4 wurde bei Dichtheitstests des Sicherheitsbehälters in einigen Druckkanälen Wasser mit Korrosionsprodukten festgestellt. Die Druckkanäle verlaufen im Boden der Anlagen über den Liner-Schweißnähten und sind je nach Anlage von einer 0,6 m oder 1 m dicken gegossenen Betonabdeckung überdeckt. Ursprünglich dienten sie zur Überprüfung der Dichtheit der Liner-Schweißnähte während der Bauphase. Normalerweise hätten diese Druckkanäle verschlossen sein sollen, wurden jedoch teilweise in geöffnetem Zustand und mit Wasseransammlungen vorgefunden. Eine chemische Analyse des Wassers ließ auf Korrosion schließen.

Es wurden daraufhin in allen 900 MW_e-Anlagen Untersuchungen durchgeführt. Dabei stellte sich heraus, dass in fast allen Anlagen die gleichen Schäden vorhanden waren. Außerdem wurde Korrosion am Liner im nicht einsehbaren Bereich des Bodens am Dehnungsstoß, welcher sich zwischen dem Liner und der Betonabdeckung befindet, festgestellt. Die Schäden lagen in Bereichen, an denen der Dehnungsstoß durch Dichtungsmaterial abgedichtet ist.

Weiterhin wurden vom französischen Betreiber Überlegungen bezüglich der aufgrund von Alterungserscheinungen, wozu auch Korrosion zu rechnen ist, zu erwartenden Lebensdauer des Sicherheitsbehälterbetons bzw. Liners (30 oder 40 Jahre) angestellt. Mit eingeschlossen in die Analysen waren Überlegungen zu lebensdauererweiternden Maßnahmen.

Schäden durch Korrosion am Sicherheitsbehälter aus Stahl wurden in zwei deutschen Anlagen im Jahr 1990 vorgefunden. 1990. Der Sicherheitsbehälter ist in beiden Anlagen im Übergangsbereich Stahlhülle/Betoneinbauten mit einer Wärmeisolierung versehen. Im Anforderungsfall (Kühlmittelverluststörfall) soll diese Wärmeisolierung die in der Stahlhülle auftretenden Wärmespannungen minimieren.

Bei einer Inspektion wurde nach Entfernen der Isolierung in KWO auf der Innenseite der Stahlhülle im Einspannbereich ein Korrosionsangriff festgestellt. Daraufhin wurde in GKN-1 dieser Bereich ebenfalls an einigen Stellen einer Inspektion unterzogen. Hier wurde ebenfalls Korrosion im Einspannbereich des Sicherheitsbehälters festgestellt. Die Korrosionstiefe betrug weniger als 1 mm. Weiterhin waren die verzinkten Abdeck-

bleche der Isolierung teilweise stark korrodiert. Dies betraf vor allem den im Estrich liegenden Fußbereich dieser Bleche.

4.3.6.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Korrosion an Linern aus Stahlblech von Sicherheitsbehältern ist in den letzten Jahren aus verschiedenen Ländern bekannt geworden, z. B. aus Frankreich (IRS 1288) und aus Schweden (IRS 1390). In Deutschland gibt es Sicherheitsbehälter aus Beton mit Stahlblech-Liner lediglich in den Anlagen Grundremmungen Block B und C. Aus diesen Blöcken sind bisher keine Korrosionsschäden am Liner bekannt geworden. In den übrigen deutschen Anlagen sind die Sicherheitsbehälter aus Stahl gefertigt. Korrosion wurde hier im Einspannbereich bei den DWR-Anlagen Biblis A(1985), Grafenheinfeld (1986), Obrigheim und Neckarwestheim 1 (jeweils 1990) gefunden (s. auch WL 01/91).

4.3.6.3 Sicherheitssignifikanz

In Anlagen mit Sicherheitsbehältern aus der Kombination Beton und Stahlblech-Liner, gewährleistet der Liner die Dichtheit dieser Barriere, schützt den Beton und nimmt die auftretenden Lasten durch Druckstöße bei entsprechenden Störfällen auf. Bei einer hinreichenden Schädigung des Liners ist somit die Wirksamkeit der Barriere nicht mehr in vollem Umfang gewährleistet.

Angesichts der in Deutschland noch im Leistungsbetrieb befindlichen Anlagen, der bisherigen Betriebserfahrung und des Ausstiegsbeschlusses der Bundesregierung hat diese Thematik nur eine geringe sicherheitstechnische Relevanz.

4.3.6.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Hierzu sind keine weiteren Untersuchungen notwendig.

4.3.7 MA 1 – Austausch von Teilen sowie deren Beschaffung und Qualitätssicherung

4.3.7.1 Problembeschreibung aus deutscher Sicht

Im Rahmen der Auswertung von Betriebserfahrung wurden verschiedene nationale und internationale Ereignisse beobachtet, die auf den Austausch von Bauteilen gegen ver-

meintlich gleichartige Bauteile zurückzuführen sind. Hier zeigten die ausgetauschten Bauteile – entgegen den Erwartungen – ein anderes Verhalten als die ursprünglich eingesetzten Teile. Gleiches gilt für den Austausch gegen Bauteile mit vermeintlich verbesserten Eigenschaften.

Komponenten und Bauteile werden in kerntechnischen Anlagen entweder bei Bedarf oder vorbeugend ausgetauscht:

1. Im Rahmen des Alterungsmanagement werden Komponenten und Bauteile regelmäßig ausgetauscht, bevor eine erhöhte Ausfallrate die Sicherheit der Anlage gefährden kann. Fehler aufgrund von Alterungsphänomenen bergen die Gefahr systematischer und redundanzübergreifender Ausfälle in sich. Typische Teile, die regelmäßig – wenn auch in großen Abständen – ausgetauscht werden, sind Leistungskabel, Elektrolytkondensatoren, Batterien oder Dichtungen.
2. Bei der Alterung kann es außer um Verschleiß auch um technologische oder konzeptionelle Alterung gehen. Das heißt, Baugruppen werden in diesen Fällen ausgetauscht, wenn sie nicht mehr dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik, neuen behördlichen Vorgaben oder den aktuellen Regelwerken entsprechen.
3. Teile sind defekt und müssen durch neue Teile ersetzt werden. Die neuen Teile können entweder dem eigenen Lager entnommen werden oder müssen von außen beschafft werden.

Bei Tausch von Teilen stellt sich grundsätzlich die Frage, ob

- ein Originalersatzteil vorrätig bzw. erhältlich ist,
- mangels Originalersatzteil ein gleichwertiges Ersatzteil eingebaut werden muss oder
- ein anderes Ersatzteil eingebaut werden soll, das neueren Technologien, Erkenntnissen und Vorschriften entspricht,

Originalersatzteile sind oftmals nicht mehr erhältlich, weil der Hersteller die Produktion eingestellt hat oder der Hersteller nicht mehr existiert.

Sind Originalersatzteile vorhanden, sind diese – falls nach KTA gefordert – typgeprüft oder entsprechend qualifiziert und können ohne weitere Prüfungen eingebaut werden.

Ist kein Originalersatzteil vorhanden, müssen gleichwertige Teile eingebaut werden. In vielen Fällen hält der Hersteller Ersatztypen bereit, die seiner Ansicht nach das Originalteil gleichwertig ersetzen können.

Trifft beides nicht zu, müssen neue Teil für den Einsatz qualifiziert werden, d. h. es muss nachgewiesen werden, dass die Teile den betrieblichen und störfallbedingten Anforderungen entsprechen. Für elektrische und elektronische Teile (Reaktorschutzbaugruppen, Stellantriebe,) existieren KTA-Regeln, die die Qualifizierungsschritte im Detail vorgeben. Andere Komponenten sind anhand vorhandener Spezifikationen zu qualifizieren (Armaturen, Rohrleitungen, Pumpen,...).

Die Betriebserfahrung hat nun gezeigt, dass Ersatzteile, die die Spezifikationen erfüllen, trotzdem aufgrund

- von Fertigungsabweichungen oder
- Materialänderungen

spezifische Anforderungen während des Betriebs nicht immer erfüllen. Eine Lösung wäre, auf betriebsbewährte Ersatzkomponenten – wenn vorhanden - zurückzugreifen. Das Regelwerk lässt dies zu (KTA 3507). Die in der Betriebsbewährung nicht nachgewiesenen Eigenschaften (z. B. Erdbebenfestigkeit, Störfallfestigkeit) müssen in diesen Fällen durch eine zusätzliche Typprüfung nachgewiesen werden.

Ein gänzlich anderes Problem tritt auf, wenn Austauschteile die gleiche Typenbezeichnung tragen wie die Originalteile, jedoch aufgrund eines geänderten Aufbaus/Verdrahtung/Programmierung ein völlig anderes Verhalten zeigen. Dazu liefert die Betriebserfahrung Beispiele (WLN 1997/07). Aus der Betriebserfahrung sind ebenfalls Ereignisse bekannt, bei denen der Austausch von Betriebsstoffen oder (verbesserten) Isoliermaterialien (IRS-Meldung 7376) zu einem nachteiligen Verhalten geführt hat.

Weitere Beispiele:

In einer Anlage kam es nach einem Austausch von Sicherungen gegen solche eines neuen Herstellers zur Auslösung der Sicherungen für Baugruppen des Reaktorschutzes. Die neu eingesetzten Sicherungen hatte ein etwas verändertes Auslöseverhalten,

das in Kombination mit bestimmten Reaktorschutzbaugruppen zu einem unberechtigten Ansprechen der Sicherungen führte.

Ein Beispiel für ein Ereignis, das durch eine ungeeignete Empfehlung eines Herstellers für einen Nachfolgetypen hervorgerufen wurde, war die nicht erfolgte Signalisierung einer Kurzschlussabschaltung von Leistungsschaltern. Ursache hierfür war der Austausch von Schützen gegen einen Nachfolgetyp mit einer längeren Schaltzeit. Der Spannungsimpuls durch die Kurzschlussausrösung war für diese Schütze nicht lang genug um ein Schalten der Schütze zu bewirken.

In einer anderen Anlage zeigte sich, dass sowohl für die Mess- als auch die Sonderelektronik einer Füllstandsmessung ein verändertes Bauteil derselben Bezeichnung vorhanden war. In einer bestimmten Kombination von einem neuen mit einem alten Bauteil erwies sich die Füllstandselektronik als empfindlich für Störeinkopplungen, die in einem Ereignis zur Unverfügbarkeit eines Notstromdiesels geführt hat.

Am 08.10.1996 stellte das Betriebspersonal des amerikanischen KKW Oyster Creek fest, dass eine nicht sicherheitsrelevante Armatur im Hauptkühlmittelsystem nicht von der Warte aus zu betätigen war. Die Ursachenanalyse ergab, dass der Betätigungshebel des Drehmomentenschalters herausgefallen war. Die Untersuchung des Herstellers ergab, dass die Einbauteile des Drehmomentenschalters nicht den technischen Spezifikationen entsprachen. Weiterhin konnte der Hersteller nachweisen, dass es sich bei den Einbauteilen um keine Originalteile des Herstellers handelte. Nachforschungen ergaben, dass der Betreiber die Einbauteile von einem anderen Hersteller bezogen hatte. Über diesen Sachverhalt wurde die USNRC mit Schreiben vom 23.01.1997 informiert. In diesem Schreiben wurde weiterhin mitgeteilt, dass die Betreiber von Nuklearanlagen über den Sachverhalt unterrichtet wurden, da grundsätzlich auch sicherheitsrelevante Stellantriebe von diesem Fehlermechanismus betroffen sein könnten.

4.3.7.2 Bedeutung für deutsche Anlagen

Das Problem ist weltweit für alle kerntechnische Anlagen von Bedeutung.

In der Vergangenheit wurden von der GRS und anderen Institutionen bereits verschiedene Auswertungen entsprechender Ereignisse durchgeführt, mit dem Ziel, generelle Empfehlungen zum Austausch von Komponenten auszusprechen. Vergleichbare Ereignisse sind trotz der bislang ergriffenen Maßnahmen immer wieder aufgetreten.

Die bislang von der GRS im Rahmen von Weiterleitungsnachrichten, dem Abschlussbericht zum Vorhaben 2423 „Identifizierung und Verfolgung sicherheitsrelevanter Schwerpunkte beim Alterungsmanagement in Kernkraftwerken zur bundeseinheitlichen Festlegung behördlicher Anforderungen“ und sonstigen Auswertungen zu diesem Thema gegebenen Empfehlungen, lassen sich folgendermaßen zusammenfassen:

- Beim Austausch von Bauteilen und Komponenten gegen Ersatz- und Nachfolgetypen sollte darauf geachtet werden, dass alle erforderlichen und von dem spezifischen Einsatz der Bauteile/Komponenten abhängigen Eigenschaften, auch beim Nachfolgetyp vorhanden sind.
- Bei der Anschaffung kompatibler Komponenten sollten die Unterschiede zum Vorgängertyp vom Hersteller ausgewiesen werden und vom Betreiber/Gutachter überprüft werden, wie sich die Unterschiede auf das Komponenten-/Anlagenverhalten auswirken können.
- Die Kommunikation zwischen Hersteller und Betreibern sollte dahingehend verbessert werden, dass der Hersteller den Betreiber auch über scheinbar unwichtige Änderungen in Kenntnis setzen muss. Ebenso muss der Betreiber den Hersteller über die jeweiligen Einsatzbedingungen informieren, damit dieser eventuelle Auswirkungen von Veränderungen beurteilen kann.
- Es sollten nach dem Einbau von neuen Ersatzkomponenten abdeckende Funktionsprüfungen durchgeführt werden. Grundsätzlich sollten Prüfungen auf Prüfständen für sicherheitstechnisch wichtige Komponenten so weit wie möglich den Gegebenheiten am Einbauort entsprechen.
- Bei der Gestaltung der Prüfkonzepte, insbesondere bei Inbetriebnahmeprüfungen und Prüfungen auf Prüfständen sollte untersucht und dokumentiert werden, welche sicherheitstechnisch wichtigen Eigenschaften nicht geprüft werden können. Die Ergebnisse sollten bewertet und alternative Prüfmöglichkeiten/Nachweise erarbeitet werden.

Die GRS hat mehrfach empfohlen, neue Teile zunächst in einer Redundanz einzusetzen, um die Betriebsbewährung abzuwarten, wenn diesem Vorgehen akute sicherheitstechnische Gründe nicht entgegenstehen. Dieses Vorgehen wird, soweit möglich, in den Anlagen praktiziert.

4.3.7.3 Sicherheitssignifikanz

Die Betriebserfahrung zeigt, dass Probleme beim Austausch gegen Bauteile mit vermeintlich gleichen Eigenschaften in erster Linie an elektrischen Einrichtungen auftreten. In Einzelfällen sind aber auch Fehler beim Austausch von maschinentechnischen Komponenten aufgetreten. Grundsätzlich können beim Austausch von Komponenten/Bauteilen Auswirkungen auf Systeme aller Sicherheitsebenen auftreten. Eine Auswirkung auf mehrere Redundanzen des Sicherheitssystems ist noch wahrscheinlicher und soll in der Regel dadurch verhindert werden, dass zunächst nur Teile in einzelnen Redundanzen ausgetauscht werden. Die GRS beschäftigt sich kontinuierlich mit diesem Thema.

Bedeutsam ist, dass die latenten Mängel der Baugruppen bei Prüfungen nicht immer erkannt werden können, weil sich der Fehler erst nach längerer Zeit oder nur unter ganz bestimmten Betriebsbedingungen, die bei Prüfungen nicht vorliegen (können), eintritt.

- Betroffene Redundanzen: unter Umständen mehrere
- Betroffene Sicherheitsebenen: Ebenen 1 bis 4
- Status der Sicherheitsfrage: weitere Untersuchungen sind geplant

4.3.7.4 Weitere notwendige Untersuchungen

Der GRS hat sich in mehreren Weiterleitungsnachrichten generisch und mit Einzelfällen befasst und Empfehlungen dazu ausgesprochen. Das Problem ist nicht generell zu lösen, weil die Fehlerursachen äußerst vielfältig und nicht vorhersehbar sind.

Angesichts des zunehmenden Durchschnittsalters deutscher Kernkraftwerke steigt auch die Notwendigkeit des Austausches von Bauteilen und Komponenten. Infolge dessen ist absehbar, dass auch in Zukunft Probleme beim Austausch von Bauteilen gegen solche mit vermeintlich gleichen oder verbesserten Eigenschaften auftreten werden und entsprechende meldepflichtige Ereignisse auch zukünftig weiterverfolgt werden müssen.

4.4 Nationaler und internationaler Erfahrungsaustausch

Die mit den Plattformen GNSSN (Nuclear Safety and Security Network) bzw. RegNet (Regulatory Network) der IAEO verlinkte internationale Wissensbasis GeSi-International wurde entsprechend der Mutter-Wissensbasis GeSi jeweils an den neuesten Stand angepasst.

Im Rahmen des Vorhabens wurde ebenfalls an den folgenden internationalen Workshops, die 2017 unmittelbar nacheinander stattfanden und inhaltlich in Zusammenhang standen, teilgenommen:

- 17th EAN Workshop – “ALARA in Emergency Exposure Situations” und
- Third NERIS Workshop – „State of the art and Needs for further research for emergency and recovery preparedness and response“.

Zielsetzung hierbei war die Ermittlung des Standes von W&T zu Notfallmaßnahmen, Anwendung des ALARA-Prinzips in Notfällen und Fragen des Strahlenschutzes in Notfällen.

In Zusammenhang mit dem ALARA-Prinzip erfolgte in dem EAN Workshop unter anderem die Diskussion zur Anwendung von Reference-Levels für die Strahlenexposition von Personal, das im Falle von Notfällen hinzugezogen werden muss, aber nicht seitens des Strahlenschutzes überwacht wird. Diese Fragestellungen kann bei den Issues MA 3 „Vorhaltung von ausreichendem Personal“, TR 1 „Angemessenes Training der Werksfeuerwehr und der unterstützenden externen Feuerwehr“ und TR 3 „Training von Accident Management Maßnahmen durch die Betriebsmannschaft“ eine Rolle spielen. Im Falle von Wartungsarbeiten wird diese Problematik auch im Issue RP 3 „Maßnahmen zur Einhaltung von Dosisgrenzwerten, um internationale Empfehlungen zu befolgen“ angesprochen.

Fragen des Strahlenschutzes in Notfällen wurden auf dem NERIS Workshop dahingehend diskutiert, dass die Bestimmung von Quelltermen zu Ausbreitungsrechnungen – wünschenswert sind hier Echtzeitangaben – und die Detektierbarkeit von Radioisotopen von Interesse sind. Diese Fragestellungen werden auch teilweise in den Issue SS 8 „Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen“, IC 12 „Availability and adequacy of accident monitoring instrumentation“, G 36 „Berücksichtigung des leichtflüchtigen Ruthenium in den Analysen für AM-Maßnahmen“, G 42 „Belastung von Systemen der ge-

filterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters bei Unfällen“ und G 43 „Rückhaltung von Spaltprodukten in der Kondensationskammer von SWR bei Unfällen“ angesprochen.

Weiterhin wurden in den Workshops unterschiedliche anlagenexterne Notfallmaßnahmen (Schutz, Evakuierung, Jod-Prophylaxe), Information und Gesundheitsüberwachung der Bevölkerung bezüglich des Strahlenschutzes, vorhandene Notfallmaßnahmen in verschiedenen Ländern (Deutschland, Finnland, Frankreich, Großbritannien und Österreich), Modelle zur Ausbreitungsbestimmung und zu radiologischen Konsequenzen sowie Möglichkeiten zur Wiederbesiedlung von durch Unfälle betroffenen Gebieten vorgestellt und diskutiert.

Änderungsbedarf an den genannten Issues oder unmittelbar neue Sicherheitsfragen konnten hieraus nicht abgeleitet werden. Soweit keine Änderungen an z.B. den Reference-Levels zur Strahlenexposition, den Anforderungen an die Notfall-Instrumentierung auftreten, ist hier auch kein Änderungsbedarf zu erwarten. Die genannten Issues befinden sich somit auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik.

4.5 Auswertung der 6. und 7. Überprüfungskonferenzen zur Nuklearen Sicherheit (CNS)

In den Zeitraum des Vorhabens fallen die 6. und 7. Überprüfungskonferenz zur Nuklearen Sicherheit (CNS). Die Informationen aus beiden Konferenzen wurden bei der Durchführung des Screenings bzw. bei der vertieften Auswertung mit berücksichtigt. Auch die entsprechenden Links in der Wissensbasis wurden angepasst.

Aus der 7. Überprüfungskonferenz haben sich weitere Themen für das Nachfolgevorhaben ergeben.

5 Bewertung generischer Sicherheitsfragen

Durch die Überarbeitung der GeSi hat sich die Anzahl der Einträge von 303 auf 288 im Gesamtdatenbestand geändert. Von diesen sind 135 als gelöst und 153 als ungelöst eingetragen (122 bzw. 181 im Vorgängervorhaben). An dem Gesamtbild bezüglich der Sicherheitssignifikanz der einzelnen Issues hat sich im Vergleich zum Vorgängervorhaben nur wenig geändert. Insgesamt besteht bei 26 Einträgen, die alle als ungelöst eingetragen sind, die Sicherheitssignifikanz hoch (23 Einträge im Vorgängervorhaben).

Von den vier Neueinträgen wurden nur die Fragestellungen des Issues IC 17 „Zuverlässigkeit von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen“ und G 48 „Sicherheitskultur“ mit der Sicherheitssignifikanz hoch eingestuft, während die anderen beiden Neueinträge G 49 „Zink-Borat Ausbildung- und Ablagerungsphänomen“ und FS 4 „Anforderung an die Brennelement-Lagerbeckenkühlung“ mit der Sicherheitssignifikanz mittel bzw. keine eingestuft wurden.

Die Einstufung des Issues IC 17 erfolgt auf einer vergleichbaren Grundlage wie diejenige für die bereits bestehenden Fragestellungen zu rechnerbasierten Systemen und Komponenten und der digitalen Leittechnik

- IC 6 „Zuverlässigkeit und Sicherheitsfragen bei der Umstellung auf digitale Leittechnik“ und
- G 39 „Vorbeugung gegen Infektion oder Manipulation von softwarebasierten Komponenten, Einrichtungen und Systemen der Elektro- und Leittechnik“.

Zu dieser Einstufung trägt die potentielle Gefährdung wichtiger Sicherheitsbarrieren und Redundanzen, die mögliche Fehlerträchtigkeit von digitalen und softwaregestützten Systemen und der notwendige Schutz solcher Systeme und Komponenten gegen Angriffe von außen bei.

Die Einstufung des Issues G 48 erfolgte vergleichbar zur Einstufung der Issues

- MA 8 „Einfluss von Mensch / Technik / Organisation auf den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken“,
- TR 3 „Training von Accident Management Maßnahmen durch die Betriebsmannschaft“,
- G 14 „Verbesserung und Weiterentwicklung der KKW-Sicherheit durch Management-Systeme“,
- G 19 „Menschliche Einflussfaktoren“ und
- G 20 „Bewertung von menschlichen Fehlern“,

Diese stehen in Zusammenhang mit Issue G 48, da auch hier die Gesamtanlage betroffen sein kann, es zur potentiellen Gefährdung wichtiger Sicherheitsbarrieren oder Redundanzen kommen kann und weiterhin dringender Forschungsbedarf besteht.

6 Zusammenfassung

Im Vorhaben erfolgte in einem ersten Schritt eine Überprüfung der Aktualität bzw. des Anpassungsbedarfes aller Fragestellungen in der Datenbank (zu Beginn des Vorhabens 303) insbesondere in Bezug auf die korrekte Abbildung des Standes von Wissenschaft und Technik (Screening).

Aufgrund der im Vorhaben nur begrenzt zur Verfügung stehenden Mittel wurden dann eine thematische Vorauswahl und ein Ranking bezüglich der Überarbeitungsnotwendigkeit der Fragestellungen durchgeführt.

Darauf basierend wurden 16 Fragestellungen vertieft untersucht und bearbeitet und so an den Stand von W&T angepasst. Für weitere drei Fragestellungen bestand Überarbeitungsbedarf auf Grund der Zusammenlegung von generischen Fragestellungen, so dass insgesamt 19 Fragestellungen überarbeitet wurden.

Ferner wurden vier neue sicherheitstechnisch wichtige generische Fragestellungen identifiziert und in die GeSi Datenbank aufgenommen: IC 7 Zuverlässigkeit von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen, FS 4 Anforderung an die Brennelement-Lagerbeckenkühlung, G 48 Sicherheitskultur und G 49 Zink-Borat Ausbildung- und Ablagerungsphänomenen.

Gleichzeitig mit der vertieften Überarbeitung einzelner Fragestellungen wurde geprüft inwieweit Fragestellungen zusammengelegt werden können und ob weiterhin der Status einer generischen Sicherheitsfrage besteht. Durch die Zusammenlegung von Einträgen, konnten 13 Fragestellungen in fünf bereits bestehende und eine neue Fragestellung integriert werden. Zusammen mit acht weiteren Einträgen, für die sich weder für Deutschland noch für benachbarte Staaten das Fortbestehen einer generischen Sicherheitsfrage feststellen ließ, wurden insgesamt 21 Einträge aus der GeSi Datenbank entfernt.

Mit Stand September 2017 enthält die Datenbank GeSi 288 Issues von denen 26 die Sicherheitssignifikanz-Kategorie hoch haben. Diese Kategorie enthält vor allem Fragestellungen, für die die Kenntnisunsicherheit noch immer sehr hoch ist und noch keine ausreichenden Lösungen vorhanden sind, d. h. großer Forschungs- und Umsetzungsbedarf besteht.

Für das Nachfolgeprojekt ist eine kontinuierliche Überprüfung aller Fragestellungen bezüglich der Aktualität der Aussagen weiterhin notwendig. Gegebenenfalls sind auch Anpassungen speziell in Bezug auf neu geplante oder gebaute Reaktoren in Europa, als auch auf geplante oder durchgeführte Laufzeitverlängerungen in Europa notwendig. Weiterhin sollte eine Überprüfung bezüglich der Zusammenlegung von generischen Sicherheitsfragen weiterverfolgt werden.

Da die Informationen aus der Datenbank GeSi-International über das Global Nuclear and Security Network für die Mitgliederländer der IAEO einsehbar sind, ist die Aktualität der Informationen in der Datenbank GeSi bzw. GeSi-International für die Zukunft zwingend notwendig.

A Anhänge

A.1 Alle generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GSI sortiert nach „Issue Code“, Status: September 2017

Code	Titel
▼ Design Safety Issues/ Sicherheitsfragen Auslegung	
▼ General/ Allgemein (GL)	
GL 2	↓ Qualifizierung von Einrichtungen und Strukturen unter Berücksichtigung der Alterungseffekte
▼ Reactor core/ Reaktorkern (RC)	
RC 1	← Unbeabsichtigte Borverdünnung bei niedriger Leistung oder bei abgeschalteter Anlage
RC 2	↓ Zuverlässigkeit der Verfahrbarkeit von Steuerstäben in DWR und SWR
RC 3	← Stabilitätsverhalten in SWR
RC 4	↓ Verringerung der Abstände zwischen Brennelementkästen durch Kastenverbiegung beim SWR
RC 5	↑ Störfallverhalten von Brennstoffen mit hohem Abbrand
RC 6	↓ Abrieb- und Korrosion an Brennstabhüllrohren im DWR
▼ Component integrity/ Komponentenintegrität (CI)	
CI 1	↓ Reactor pressure vessel integrity
CI 2	↓ Asymmetric blowdown loads on RPV supports and internals
CI 3	↓ Schäden an Reaktordruckbehälter-Einbauten in Siedewasserreaktoren
CI 4	⊗ Thimble tube thinning
CI 5	⊗ Risse an Nickellegierungen von Komponenten der druckführenden Umschließung (siehe auch Issue C17)
CI 6	⊗ Steam generator collector integrity
CI 7	⊗ Dampferzeuger-Heizrohrintegrität
CI 8	↓ Pipe cracks and feedwater nozzle cracking in BWRs
CI 9	↓ Schwächung oder Versagen von Verschraubungen im Primärkreis
CI 10	⊗ Heavy components support stability
CI 11	⊗ Cast stainless steel cracking
CI 12	↓ Im Originaldesign nicht spezifizierte Belastungen (siehe auch F 37)
CI 13	⊗ Schäden an der druckführenden Umschließung infolge von Borsäurekorrosion
CI 14	⊗ Beeinträchtigung der Integrität von Frischdampf- und Speisewasserleitungen
CI 15	⊗ Steam generator internals damage and plate cracking
CI 16	← Zahlreiche Anzeigen in Schmiederingen von Reaktordruckbehältern
▼ Primary circuit and associated systems/ Primärsystem und assoziierte Systeme (PC)	
PC 1	⊗ Überdruckabsicherung für den Primärkreis und daran angeschlossene Systeme
PC 2	↓ Angemessene Absicherung der Schnittstelle zwischen HD- und ND-Systemen
PC 3	⊗ Reactor coolant pump seal failures
PC 4	⊗ Safety, relief and block valve reliability - primary system
PC 5	⊗ Safety, relief and block valve reliability - secondary system
PC 6	⊗ Federbelastete Sicherheits- und Entlastungsventil-Zuverlässigkeit
PC 7	⊗ Wasserschlag in der Speisewasserleitung
PC 8	↓ Überfüllung der Dampferzeuger infolge einer Fehlfunktion des Regelsystems oder sekundärseitigem Abblasen

Abb. A.1 Gesamte generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GSI GL 2 bis PC 8

▼ **Safety systems/ Sicherheitssysteme (SS)**

- SS 1 ← Verstopfung der Sumpfsiebe bei einem Kühlmittelverluststörfall (siehe auch G 4, U 56)
- SS 2 ⓧ ECCS water storage tank and suction line integrity
- SS 3 ⓧ ECCS heat exchanger integrity
- SS 4 ⓧ Mögliche Beschädigung der Notkühl- oder Gebäudesprühumpfen nach der Umschaltung von Einspeise- auf Sumpfbetrieb
- SS 5 ⓧ Diversion of recirculation water (holdups in containment)
- SS 7 ← Auskristallisation von Borsäure und Borverdünnung im Kern bei Kühlmittelverluststörfällen
- SS 8 ↓ Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen
- SS 9 ↓ Containment or confinement leakage from engineered safety features systems during an accident
- SS 10 ⓧ Funktion der FD-Sicherheitsventile bei niedrigen Drücken
- SS 11 ↓ Thermoschock oder Ermüdung aufgrund von Einspeisung von kaltem Notspeisewasser in die Dampferzeuger
- SS 12 ⓧ Emergency feedwater system reliability
- SS 13 ⓧ Bedarf an H2 Controlmaßnahmen bei Auslegungsstörfällen (DBA)
- SS 14 ↓ Überspeisung der Frischdampfleitungen
- SS 15 ↓ Durchdringungsabschluß von Rohrleitungen mit hochaktiven Flüssigkeiten
- SS 16 ⓧ Zuverlässigkeit von motorangetriebenen Armaturen in Sicherheitssystemen
- SS 17 ⓧ Reliability and mechanical failure of safety related check valves
- SS 18 ⓧ Potential failure of the scram system due to loss of discharge volume
- SS 19 ↑ Sicherstellung der Wärmeabfuhr

▼ **Electrical and other support systems/ Elektrische und andere unterstützende Systeme (ES)**

- ES 1 ↑ Zuverlässigkeit der Netzversorgung (elektrisches Verbundnetz)
- ES 2 ↓ Zuverlässigkeit der Notstromdiesel
- ES 5 ↓ Vulnerability of swingbus configurations
- ES 6 ← Zuverlässigkeit der Gleichstromversorgung
- ES 7 ← gesicherte Wartenbelüftung
- ES 8 ⓧ Reliability of instrument air systems
- ES 9 ↓ Solenoid valve reliability

▼ **Instrumentation and control (incl. protection systems)/ Instrumentierung und Regelung (IC)**

- IC 1 ⓧ Physikalische Trennung der Impulsleitungen für das Reaktorschutzsystem
- IC 2 ⓧ Unzureichende elektrische Entkopplung von sicherheitstechnisch wichtigen und nicht wichtigen Einrichtungen
- IC 3 ↓ Elektromagnetische Interferenzen in der Leittechnik
- IC 4 ⓧ Zuverlässigkeit der Leittechnik
- IC 5 ⓧ Fehlen der On-line Prüfbarkeit des Reaktorschutzsystems
- IC 7 ← Zuverlässige Belüftung und Kühlung der Warte (siehe auch F 70, ES 7)
- IC 10 ⓧ Nichtausreichen des Diagnosesystems (WWER)
- IC 11 ⓧ Reactor vessel head leak monitoring system
- IC 12 ⓧ Availability and adequacy of accident monitoring instrumentation
- IC 13 ⓧ Water chemistry control and monitoring equipment (primary and secondary)
- IC 14 ⓧ Füllstandinstrumentierung des Reaktordruckbehälters in SWRs
- IC 15 ⓧ Verbesserung der primärseitigen und sekundärseitigen Leckagefeststellung
- IC 16 ↓ Establishment and surveillance of setpoints in instrumentation

Abb. A.2 Gesamte generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GSI SS 1 bis IC 16

- ▼ **Internal hazards/ Anlageninterne Einwirkungen (IH)**
 - IH 2 ⚡ Maßnahmen zur Verhinderung von Bränden / bautechnische Brandschutzmaßnahmen
 - IH 3 ⚡ Zuverlässigkeit der Branderkennung und Brandbekämpfung
 - IH 4 ⚡ Vermeidung von nachteiligen Auswirkungen der Brandschutzsysteme auf die Anlagensicherheit
 - IH 5 ⚡ Systematische Analyse von inneren Überflutungen
 - IH 6 ⚡ Need for systematic assessment of high energy line break effects
 - IH 7 ⚡ Bewertung des Risikos durch den Absturz schwerer Lasten
 - IH 8 ⚡ Undichte Beckenauskleidung
 - IH 9 ⚡ Need for assessment of turbine missile hazard
- ▼ **External hazards/ Einwirkungen von außen (EH)**
 - EH 1 ⚡ Überprüfung der seismischen Auslegung der KKW
 - EH 2 ⚡ Seismische Wechselwirkung von Bauwerken oder Betriebsmitteln mit sicherheitstechnisch wichtigen Systemen
 - EH 3 ⚡ Seismische Wechselwirkung von Bauwerken oder Betriebsmitteln mit sicherheitstechnisch wichtigen Systemen
 - EH 4 ⚡ Bewertung von anlagenspezifischen zivilisationsbedingten äußeren Einwirkungen
- ▼ **Accident analysis/ Unfallanalyse (AA)**
 - AA 7 ⚡ Notwendigkeit der Analyse des totalen Ausfalls der Wechselstromversorgung (station blackout)
- ▼ **Containment and other structures/ Containment und andere Strukturen (CS)**
 - CS 3 ⚡ Integrität des Containments bzw. des Sicherheitseinschlusses im Falle von auslegungsüberschreitenden Störfällen
- ▼ **Operational Safety Issues/ Sicherheitsfragen Betrieb**
 - ▼ **Management/ Management (MA)**
 - MA 1 ⚡ Austausch von Teilen sowie deren Beschaffung und Qualitätssicherung (siehe auch G 18)
 - MA 4 ⚡ Überwachung der Aktivitäten im Anlagenstillstand zwecks Risikominimierung
 - MA 5 ⚡ Nicht bestimmungsgemäßen Betriebsbedingungen und Ermittlung der Funktionsfähigkeit von Sicherheitssystemen
 - MA 6 ⚡ Management von Änderungen und vorübergehenden Änderungen
 - MA 10 ⚡ Angemessenheit von Betriebsanweisungen und ihre Benutzung
 - MA 11 ⚡ Angemessenheit von Störfallprozeduren und Notfallprozeduren
 - ▼ **Operations/ Betrieb (OP)**
 - OP 1 ⚡ Freischaltung von Schutzsystemen
 - OP 2 ⚡ Response to loss of control room annunciators
 - OP 3 ⚡ Versehentlicher Eintrag von Chemikalien in Sicherheitssystemen
 - OP 4 ⚡ Vorsichtsmaßnahmen bei Mitte-Loop-Betrieb (siehe auch F 46)
 - ▼ **Surveillance and maintenance/ Überwachung und Wartung, Instandsetzung (SM)**
 - SM 3 ⚡ Use of freeze seals
 - SM 5 ⚡ Unzureichende Überprüfung der Auslösesysteme für aktive Sicherheitseinrichtungen
 - SM 6 ⚡ Fehlende Richtlinie zu Fremdkörpern in Systemen und Komponenten
 - SM 7 ⚡ Control of temporary installations
 - SM 9 ⚡ Response to low level equipment defects (plant material condition)
 - ▼ **Training/ Training (TR)**
 - TR 3 ⚡ Training von Accident Management Maßnahmen durch die Betriebsmannschaft
 - ▼ **Radiation protection/ Strahlenschutz (RP)**
 - RP 1 ⚡ Strahlenbelastung durch "Heisse Teilchen"

Abb. A.3 Gesamte generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GSI IH 2 bis RP 1

- ▼ **Fuel storage/ BE-Lagerung (FS)**
 - FS 1 ↘ Alterung von Absorbermaterialien in Brennelement-Lagerbecken
 - FS 2 ↗ Möglichkeit eines Kühlmittelverlustes aus dem Brennelementlagerbecken
 - FS 3 ↗ Brennelementbeschädigung während der Handhabung
 - FS 4 ⓧ Anforderung an die Brennelement-Lagerbeckenkühlung
- ▼ **IAEA Countries/ IAEA Länder**
 - ▼ **US/ Amerikanische Fragestellungen (U)**
 - U 2 ⓧ Versagen von HD-Förderpumpenwellen
 - U 5 ↘ Ungenügende Störungserkennung an Erdungen von Gleichstromanlagen
 - U 8 ⓧ Fehler in Überstromschutzrelais des Typs CR124 (GE)
 - U 9 ⓧ Ermittlung der Leckrate zwischen Primär- und Sekundärkreislauf in Dampferzeugern
 - U 12 ↘ Ausfall eines Drehmomentschalters an einer Armatur
 - U 14 ↘ Einschaltversagen von Leistungsschaltern
 - U 18 ↘ Mögliche Fehler in der Vorausberechnung von Stellmoment-Anforderungen und Leistungsabgaben von motorgetriebenen Absperrklappen
 - U 22 ⓧ Fehlerhafte Daten zur Brandschutzisolierung von Kabeln
 - U 24 ⓧ Potential für Überdrücken des Frischdampfsystems
 - U 26 ↘ Reaktivitätstransienten und Schwellenwerte für Hüllrohrschäden für hoch abgebrannte Brennelemente
 - U 27 ⓧ Überdrehzahl an turbinengetriebenen Pumpen, verursacht durch Spindelklemmen von Regelventilen
 - U 31 ⓧ Rißbefunde in vertikalen Schweißnähten von Kernmänteln und Reparaturschäden
 - U 33 ↘ Periodischer Nachweis des auslegungsgemäßen Verhaltens von sicherheitstechnisch wichtigen motorbetriebenen Armaturen
 - U 36 ⓧ Nichtverfügbarkeit der zusätzlichen Stromversorgung bei Ereignissen mit Station-Blackout
 - U 39 ⓧ Leistungsschalter in Positionen ohne seismische Qualifikation
 - U 40 ⓧ Mangel bei der Qualifikation einer störfallfesten Dosisleistungmeßstelle
 - U 41 ⓧ Unterdimensionierung von Ölkühlern an Notstrom-Diesel-Generatoren
 - U 42 ↘ Untersuchung über die Zuverlässigkeit des Nachspeisesystems
 - U 45 ↘ Unzureichende Zulaufhöhe von Pumpen aufgrund von Druckverlusten über die Ansaugsiebe
 - U 47 ↘ Ausfall von Elektromotoren für Antriebe in Kernnotkühlsystemen
 - U 48 ⓧ Falsche Einbauteile in einem Stellantrieb der Firma Limitorque
 - U 52 ⓧ Zementauswaschung in der Sauberkeitsschicht von KKW-Containments
 - U 56 ↗ Verstopfung der Sumpfsiebe GSI-191(NUREG -0933) siehe auch G 4 , SS 1
 - U 57 ↘ Unzureichende Zulaufhöhe der Notkühl- und Nachkühlpumpen bei Störfallbedingungen
 - U 59 ⓧ Potentielle Stickstoff-Ansammlungen durch Rückwärtsleckage aus den Druckspeichern
 - U 62 ⓧ Folgeschäden von Rohrleitungsbrüchen (US GSI 156.61)
 - U 63 ↘ Mehrfacher Dampferzeuger Heizrohrbruch (US GSI 163)
 - U 65 ⓧ Eindringen eines Fahrzeugs in den äußeren Sicherheitsbereich bei TMI 1 in den USA (US-GSI 177)
 - U 67 ⓧ BE-Lagerbeckenleckage
 - ▼ **France/ Französische Fragestellungen (F)**
 - F 2 ⓧ Fehler bei der Entlüftung von Leitungen des Gebäudesprühsystems und des Notkühlsystems in der Rückführung
 - F 4 ⓧ Leckage an einem Anschluss des Notkühlsystems
 - F 5 ⓧ Verschlechterung der Beschichtung der Sumpfe des Gebäudesprühsystems und des Notkühlsystems in der Rückführung
 - F 6 ⓧ Koordination der Steuerung der Dieselaggregate

Abb. A.4 Gesamte generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GSI FS 1 bis F 6

- F 7 ↘ Schließ- und Öffnungsprobleme bei Absperrschiebern der Sumpfansaugung des Gebäudesprühsystems
- F 12 ⚠ Alterungserscheinungen an Frischdampfleitungen der 6 ältesten französischen 900 MWe Anlagen
- F 13 ⚠ Zuverlässigkeit der RDB-Füllstandsmessung unter Störfallbedingungen (siehe auch F26, IC14)
- F 14 ⚠ Alterungserscheinungen an den Wärmetauschern des Reaktorgebäudesprühsystems an den 6 ältesten französischen 900 MWe-Anlagen
- F 17 ⚠ Jod-131- Problem während der Instandhaltung
- F 18 ⚠ Zuverlässigkeit des zusätzlichen Eigenbedarfs-Stromversorgungssystems LLS
- F 19 ⚠ Absinken des Rohrbündelleitmantels durch Zwängungen der Inneren Struktur der Dampferzeuger infolge langanhaltender Kalteinspeisung
- F 20 ⚠ Funktionsanomalien des 1300 MW Anlagen-Steuerungssystems "Controbloc"
- F 21 ⚠ Instandhaltung der Brandschutzmaterialien
- F 22 ⚠ Verhinderung von Entborierung des Primärkühlmittels
- F 23 ⚠ Überempfindlichkeit von betrieblichen Regelsystemen
- F 24 ⚠ Probleme mit Neutronenflusslanzen
- F 25 ↘ Analyse des Ereignisses in Cattenom 2 am 13.1 1997 mit mehreren simultanen Ausfällen
- F 26 ⚠ Probleme bei der RDB-Niveaumessung und der Durchflussmessung des Primärkreises bei Heissabschaltung (siehe auch IC14, F 13)
- F 27 ↘ Risiken während der Rückführungsphasen (im Sumpfbetrieb) des Containmentprühsystems und des Sicherheitseinspeisesystems (unter KMV-Bedingungen)
- F 28 ↘ Lecks an den Abzweigen der Rohrleitungen des Not- und Nachkühlsystems
- F 29 ⚠ Zuverlässigkeit der Pumpenaggregate des Sicherheitseinspeisesystems der französischen 900 MWe- Baulinie
- F 31 ⚠ Undichtigkeiten von Klappen am Nachkühlsystem, die zur Vermeidung des "Dampfkochtopfeffektes" zwischen den Iso-Armaturen installiert wurden
- F 32 ⚠ Funktionsstörung des Nachkühlsystems (900 MWe)
- F 33 ⚠ Leckagen an der Dichtungsebene des Spiralgehäuses der Hauptkühlmittelpumpen der franz. 900 MWe- Baulinie
- F 36 ⚠ Zuverlässigkeit der Strahlungs-Messstellen KRT
- F 37 ↘ Korrosionserscheinungen an der Phasengrenze Gas/Wasser bei Leitungen die nicht ständig durchströmt werden (siehe auch CI 12)
- F 38 ↘ Risse in den Flanschen der thermischen Barriere der Hauptkühlmittelpumpen
- F 39 ⚠ Schäden an den Erdbebenschutzanschlüssen in der Reaktorgrube der franz. 900 MWe- Baulinie
- F 41 ⚠ Vorspannung der Verankerungsgewindestäbe von Rohrleitungs- und Geräteträgern
- F 42 ⚠ Alterungserscheinungen von gegossenen Komponenten des Primärkreislaufes
- F 43 ↘ Alterung von martensitischen Stählen
- F 44 ⚠ Ausfälle des Körperschall- Überwachungsgerätes
- F 45 ⚠ Unzureichende Reinigung der Druckhalter- und Volumenausgleichsleitung
- F 46 ⚠ Prozeduren für Zustände, in denen sich das Kühlmittelniveau auf Mittelloopbetrieb befindet (siehe auch OP 4)
- F 47 ⚠ Nachwärmeleistung der Brennelemente nach Entladung in das BE-Becken
- F 49 ⚠ Spannungsabfall der Nickel-Cadmium-Batterien SAFT, KPM Type
- F 51 ⚠ Ereignisse an Transformatoren
- F 52 ↘ Beschädigung der BE-Zentrierstifte in Nogent 1
- F 54 ↘ Risse in Regelstab-Antriebsgehäusen
- F 55 ⚠ Probleme mit dem Getriebe des Antriebs der Regelstäbe
- F 56 ↘ Verformungen an Brennelementen nach mehreren Lastzyklen
- F 57 ⚠ Nicht auslegungsgemässe Bauausführung des Nebenkühlwassersystem
- F 58 ⚠ Nicht auslegungsgemässe Bauausführung der Trägerverankerung von Rohrleitungen des Zwischenkühlsystems
- F 59 ⚠ Risse an der Betonröhre des Nebenkühlwassersystems
- F 61 ⚠ Vorspannung der Träger-Verankerung der Frischdampfleitungen
- F 62 ⚠ Einstellung der neutralen Position der pneumatischen Hauptventile für den Containmentabschluss
- F 64 ⚠ Überwachung der Abdichtung zwischen unterschiedlichen Gebäudeteilen in französischen KKW nach dem Ereignis in Cruas 2 am 21.8.1990
- F 65 ⚠ Probleme mit dem Beton der Anlage Dampiere infolge alkanischer Reaktionen
- F 70 ⚠ Schutz der Warte gegen Eindringen von giftigen Gasen (siehe IC 7)
- F 71 ⚠ Explosion eines Entgasers der Generator-Dichtölanlage
- F 72 ⚠ Unzureichende autonomie Druckluftnetzes
- F 73 ↘ Alterungserscheinungen am Träger der Schaltungschassis
- F 74 ⚠ Verfall des Verankerungsbetons des Krans SETRI in Tricastin 2
- F 75 ⚠ Dichtigkeitsprobleme an Brandschutzklappen
- F 76 ↘ Korrosion an Leitungen, die durch die Dichtungspaste an den Durchführungen verursacht wurden
- F 77 ⚠ Instandhaltungsdoktrin der bautechnischen Teile, Absacken der Gebäude, Anweisungen für vorbeugende Instandhaltung
- F 78 ↘ Fehler an der Ausrüstung des Systems RIC/APE (Incore-Instrumentierung für Bedingungen in Abhängigkeit vom Betriebszustand)
- F 80 ⚠ Kontamination von etwa hundert Arbeitern in dem französischen KKW Tricastin

Abb. A.5 Gesamte generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GSI F 7 bis F 80

▼ Germany/ Deutsche Fragestellungen (G)

- G 2 ← Deborierung z.B. bei Reflux-Condenser"-Betrieb (siehe auch RC1 und SS7, F22)
- G 3 ↑ Einwirkungen von Außen infolge Flugzeugabsturz
- G 4 ← Notkühlwirksamkeit bei KIMV bei Ablagerung von Isoliermaterial und anderen Stoffen auf den Sumpfsieben (siehe auch SS 1, U 56)
- G 5 ↑ Hochabbrand von Brennelementen (siehe auch RC5,U26)
- G 8 ← Sicherheitstechnische Auswirkungen infolge einer Thermische Leistungserhöhung
- G 9 ↓ Risiko von Radiolysegasreaktionen in LWR
- G 10 ↓ Risiko eines Zirconiumbrandes in BE-Becken bei Ausfall der Kühlung
- G 11 ↓ Zuverlässigkeit zerstörungsfreier Prüfungen
- G 12 ⊗ Einsatz von Alterungsmanagement zur Beherrschung von alterungsbedingten Schäden
- G 17 ⊗ Fehler bei der Handhabung von Lasten in DWR- und SWR-Anlagen
- G 24 ⊗ Kühlmittelrückhaltung bei Kühlmittelverluststürfällen in Totraumvolumina
- G 25 ↓ Montagefehler bei HILTI-Dübeln für Rohrleitungshalterungen
- G 26 ⊗ Ausfälle von Drehstromschützen in den Kernkraftwerken Isar 1 und Brunsbüttel
- G 27 ↓ Schäden an Rohrleitungen in Nebenkühlwassersystemen für sicherheitstechnisch wichtige Kühlstellen
- G 29 ← Alterung Elektrischer Einrichtungen
- G 30 ↑ Zuverlässigkeit von software-basierten Schutzeinrichtungen
- G 31 ↑ Zuverlässigkeit von software-basierten Meßtechnik
- G 32 ↑ Bedarf am Einsatz von aktuellen Brand PSA's
- G 33 ↑ Hochenergetisches elektrisches Versagen
- G 35 ⊗ Potentielle Aktivitätsfreisetzung in die Anlage in einem KKW infolge einer systematischen Schädigung von Impulsleitungen
- G 38 ⊗ Schäden infolge chloridinduzierter transkristalliner Spannungsrisskorrosion an druckführenden Komponenten
- G 39 ↑ Vorbeugung gegen Infektion oder Manipulation von softwarebasierten Komponenten, Einrichtungen und Systemen der Elektro- und Leittechnik
- G 40 ⊗ Schäden an Reaktorwasser-Reinigungspumpen infolge von fluoridinduzierter transkristalliner Spannungsrisskorrosion
- G 41 ← Neutronenflussrauschen
- G 44 ↓ Redundanzübergreifende Schäden durch Korrosion in Nebenkühlwassersystemen
- G 45 ↓ Schäden an Komponenten durch Dekontamination
- G 47 ↑ Asymmetrischer Fehler in der Stromversorgung
- G 49 ← Zink-Borat Ausbildung- und Ablagerungsphänomen

▼ Sweden/ Schwedische Fragestellungen (S)

- S 1 ↑ Ereignis in der Anlage Forsmark-1 vom 25.07.2006

▼ CH/ CH

▼ Swiss/ Schweizerische Fragestellungen (CH)

- CH 1 ⊗ Anrisse im Dichtungsgehäuse der Hauptkühlmittelpumpe von Druckwasserreaktoren

Abb. A.6 Gesamte generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GSI G 2 bis CH 1

A.2 Alle generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GFO sortiert nach „Issue Code“, Status: September 2017

Code	Titel
▼ Design Safety Issues/ Sicherheitsfragen Auslegung	
▼ General/ Allgemein (GL)	
GL 1	○ Klassifizierung von Reaktorkomponenten
GL 3	◀ Unzulänglichkeit von Zuverlässigkeitskenngrößen
GL 4	↑ Notwendigkeit der Durchführung von anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsbewertungen
▼ Safety systems/ Sicherheitssysteme (SS)	
SS 6	○ Borkristallisation in sicherheitstechnisch wichtigen Systemen
▼ Electrical and other support systems/ Elektrische und andere unterstützende Systeme (ES)	
ES 3	○ Scope of systems supplied by emergency on-site power
ES 4	○ Abgestufte Schutzfunktion der Schalter
▼ Instrumentation and control (incl. protection systems)/ Instrumentierung und Regelung (IC)	
IC 6	↑ Zuverlässigkeit und Sicherheitsfragen bei der Umstellung auf digitale Leittechnik
IC 8	↓ Human engineering of control rooms
IC 9	↓ Need for a safety parameter display system
IC 17	↑ Zuverlässigkeit von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen
▼ Internal hazards/ Anlageninterne Einwirkungen (IH)	
IH 1	◀ Notwendigkeit einer systematischen Brandgefahrenanalyse und Bewertung
▼ Accident analysis/ Unfallanalyse (AA)	
AA 1	◀ Angemessenheit von Umfang und Methodik der Analyse der Auslegungsstörfälle
AA 2	↓ Qualität der Anlagendaten für Störfallanalysen
AA 3	↓ Validierung von Computer-Rechenprogrammen und des Anlagen-Eingabedatensatzes
AA 4	↑ Notwendigkeit von Analysen für den Nichtvollastbetrieb
AA 5	◀ Notwendigkeit von Analysen für auslegungsüberschreitende Störfälle
AA 6	◀ Notwendigkeit der Analyse von ATWS
▼ Containment and other structures/ Containment und andere Strukturen (CS)	
CS 1	○ Bewertung der dynamischen Lasten von WWER-440/213 Containments
CS 2	○ Einschätzung eines SWR-Containments unter dynamischen Belastungen
▼ Operational Safety Issues/ Sicherheitsfragen Betrieb	
▼ Management/ Management (MA)	
MA 2	○ Fitness for duty
[Replizier- oder Speicherkonflikt]	
MA 3	◀ Vorhaltung von ausreichendem Personal
MA 7	◀ Analyse von Ereignissen: die Identifizierung des menschlichen Faktors und der Organisation als mögliche Ursache
MA 8	↑ Einfluss von Mensch / Technik / Organisation auf den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken
MA 9	○ Einsatz von Effektive Qualitätssicherungsprogrammen in KKW
MA 12	↓ Effektivität von Instandhaltungsprogrammen
▼ Surveillance and maintenance/ Überwachung und Wartung, Instandsetzung (SM)	
SM 1	↓ Eignung von zerstörungsfreien Prüfungen
SM 2	○ Vorbeugende Instandhaltung während des Betriebes
SM 8	○ Clear identification of components and system trains
▼ Training/ Training (TR)	
TR 1	○ Angemessenes Training der Werksfeuerwehr und der unterstützenden externen Feuerwehr
TR 2	↓ Einsatz von anlagenspezifischen (Full Scope) Simulatoren
▼ Emergency preparedness (incl. physical protection)/ Notfallvorbereitung (EP)	
EP 1	↓ Gewährleistung einer effektiven Kommunikation zwischen Kraftwerk und externen Stellen während eines Störfalles bzw. Unfalles
EP 2	↓ Contingency planning for physical security
EP 3	↓ Notwendigkeit für die Einrichtung eines Technischen Support Centres
▼ Radiation protection/ Strahlenschutz (RP)	
RP 2	○ Strahlung aus Durchführungen im biologischen Schild
RP 3	↓ Maßnahmen zur Einhaltung von Dosisgrenzwerten, um internationale Empfehlungen zu befolgen

Abb. A.7 Gesamte generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GFO GL 1 bis RP 3

▼ IAEA Countries/ IAEA Länder	
▼ US/ Amerikanische Fragestellungen (U)	
U 49	⊗ Precursor für Ereignisse mit Kernschäden 1995, Statusbericht
U 50	⊗ Precursor für Ereignisse mit Kernschäden 1982-83, Statusbericht
U 66	⊗ Überprüfung des Spikingfaktors für Jod durch die NRC (US GSI 197)
▼ France/ Französische Fragestellungen (F)	
F 1	⊗ Verbesserung u. Entwicklung der Ingenieure für die Ausbildung, die den Betrieb und die Sicherheit betrifft
F 50	⊗ Ausfälle der Hauptschalter der Reaktor Schnellabschaltung
F 53	⊗ Überprüfung der Vollständigkeit der bisherigen Betrachtungsweise der Störfallkategorie: "Beherrschung der Reaktivität mittels der Regelstäbe"
F 66	⊗ Jahr 2000-Problem für die industrielle Rechenstechnik
F 67	⊗ Jahr 2000-Problem für die Informatik
F 68	⊗ Amöben in der Nebenkühlwasserleitung
F 69	⊗ Risiken der Grundwasserverschmutzung
▼ Germany/ Deutsche Fragestellungen (G)	
G 1	↔ Know-how-Erhalt bei Betreibern u. Gutachtern in ausstiegsorientierten Ländern
G 6	↔ Nachweisforderungen bei ATWS-Störfällen (siehe auch AA6)
G 13	⊗ Quantifizierung der Unsicherheiten von best estimate Analysen
G 14	↗ Verbesserung und Weiterentwicklung der KKW-Sicherheit durch Management-Systeme (siehe auch G 48)
G 15	↔ H2-Problematik bei schweren Störfällen
G 16	↔ Phänomene des Kernzerstörungsunfalls
G 19	↗ Menschliche Einflussfaktoren
G 20	↗ Bewertung von menschlichen Fehlern
G 21	↔ Kühlung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter (durch Fluten)
G 22	↔ Kühlung der Schmelze ausserhalb des RDB's
G 23	↔ Whiskerbildung an leittechnischen Baugruppen in deutschen Anlagen
G 28	↔ Notwendigkeit des Einsatzes von schnellen Störfall-- bzw. Unfalldiagnose- bzw. Prognoseprogrammen
G 34	⊗ Unkontrollierte Aktivitätsfreisetzung von kontaminiertem Deionat in die Umwelt
G 36	↘ Berücksichtigung des leichtflüchtigen Ruthenium in den Analysen für AM-Maßnahmen
G 37	↔ Methoden zur Durchführung einer dynamischen PSA
G 42	↔ Belastung von Systemen der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters bei Unfällen
G 43	↔ Rückhaltung von Spaltprodukten in der Kondensationskammer von SWR bei Unfällen
G 46	↘ Methodik zur probabilistischen Analyse von Bauwerken für kerntechnische Anlagen
G 48	↗ Sicherheitskultur (siehe auch G 14)
▼ Japan/ Japanische Fragestellungen (J)	
J 1	↔ Neutronenphysikalische Analyse von degradierten Kernbeladungen nach schweren Störfällen

Abb. A.8 Gesamte generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GFO
U49 5 bis J 1

A.3 Alle ungelösten generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GSI sortiert nach Sicherheitssignifikanz, Status: September 2017

Code	Titel
Hohe	
RC 5	↑ Störfallverhalten von Brennstoffen mit hohem Abbrand
SS 19	↑ Sicherstellung der Wärmeabfuhr
ES 1	↑ Zuverlässigkeit der Netzversorgung (elektrisches Verbundnetz)
MA 4	↑ Überwachung der Aktivitäten im Anlagenstillstand zwecks Risikominimierung
OP 4	↑ Vorsichtsmaßnahmen bei Mitte-Loop-Betrieb (siehe auch F 46)
TR 3	↑ Training von Accident Management Maßnahmen durch die Betriebsmannschaft
F 46	↑ Prozeduren für Zustände, in denen sich das Kühlmittelniveau auf Mittelloopbetrieb befindet (siehe auch OP 4)
G 3	↑ Einwirkungen von Außen infolge Flugzeugabsturz
G 5	↑ Hochabbrand von Brennelementen (siehe auch RC5,U26)
G 30	↑ Zuverlässigkeit von software-basierten Schutzeinrichtungen
G 31	↑ Zuverlässigkeit von software-basierten Meßtechnik
G 32	↑ Bedarf am Einsatz von aktuellen Brand PSA's
G 33	↑ Hochenergetisches elektrisches Versagen
G 39	↑ Vorbeugung gegen Infektion oder Manipulation von softwarebasierten Komponenten, Einrichtungen und Systemen der Elektro- und Leittechnik
G 47	↑ Asymmetrischer Fehler in der Stromversorgung
S 1	↑ Ereignis in der Anlage Forsmark-1 vom 25.07.2006
Mittlere	
RC 1	← Unbeabsichtigte Borverdünnung bei niedriger Leistung oder bei abgeschalteter Anlage
RC 3	← Stabilitätsverhalten in SWR
CI 16	← Zahlreiche Anzeigen in Schmiederingen von Reaktordruckbehältern
SS 1	← Verstopfung der Sumpfsiebe bei einem Kühlmittelverluststörfall (siehe auch G 4, U 56)
SS 7	← Auskristallisation von Borsäure und Borverdünnung im Kern bei Kühlmittelverluststörfällen
ES 6	← Zuverlässigkeit der Gleichstromversorgung
ES 7	← gesicherte Wartenbelüftung
IC 7	← Zuverlässige Belüftung und Kühlung der Warte (siehe auch F 70, ES 7)
IH 2	← Maßnahmen zur Verhinderung von Bränden / bautechnische Brandschutzmaßnahmen
IH 4	← Vermeidung von nachteiligen Auswirkungen der Brandschutzsysteme auf die Anlagensicherheit
EH 1	← Überprüfung der seismischen Auslegung der KKW
EH 2	← Seismische Wechselwirkung von Bauwerken oder Betriebsmitteln mit sicherheitstechnisch wichtigen Systemen
EH 3	← Seismische Wechselwirkung von Bauwerken oder Betriebsmitteln mit sicherheitstechnisch wichtigen Systemen
EH 4	← Bewertung von anlagenspezifischen zivilisationsbedingten äußeren Einwirkungen
MA 1	← Austausch von Teilen sowie deren Beschaffung und Qualitätssicherung (siehe auch G 18)
MA 10	← Angemessenheit von Betriebsanweisungen und ihre Benutzung
FS 2	← Möglichkeit eines Kühlmittelverlustes aus dem Brennelementlagerbecken
FS 3	← Brennelementbeschädigung während der Handhabung
U 56	← Verstopfung der Sumpfsiebe GSI-191(NUREG -0933) siehe auch G 4, SS 1
F 22	← Verhinderung von Entborierung des Primärkühlmittels
F 70	← Schutz der Warte gegen Eindringen von giftigen Gasen (siehe IC 7)
F 80	← Kontamination von etwa hundert Arbeitern in dem französischen KKW Tricastin
G 2	← Deborierung z.B. bei Reflux-Condenser-Betrieb (siehe auch RC1 und SS7, F22)
G 4	← Notkühlwirksamkeit bei KMW bei Ablagerung von Isoliermaterial und anderen Stoffen auf den Sumpfsieben (siehe auch SS 1, U 56)
G 8	← Sicherheitstechnische Auswirkungen infolge einer Thermische Leistungserhöhung
G 29	← Alterung Elektrischer Einrichtungen
G 41	← Neutronenflussrauschen
G 49	← Zink-Borat Ausbildung- und Ablagerungsphänomen

Abb. A.9 Gesamte ungelöste generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank
GSI RC 5 bis G 49

▼ Geringe

- GL 2 ↕ Qualifizierung von Einrichtungen und Strukturen unter Berücksichtigung der Alterungseffekte
- RC 2 ↕ Zuverlässigkeit der Verfahrbarkeit von Steuerstäben in DWR und SWR
- RC 4 ↕ Verringerung der Abstände zwischen Brennelementkästen durch Kastenverbiegung beim SWR
- RC 6 ↕ Abrieb- und Korrosion an Brennstabhüllrohren im DWR
- CI 1 ↕ Reactor pressure vessel integrity
- CI 2 ↕ Asymmetric blowdown loads on RPV supports and internals
- CI 3 ↕ Schäden an Reaktordruckbehälter-Einbauten in Siedewasserreaktoren
- PC 2 ↕ Angemessene Absicherung der Schnittstelle zwischen HD- und ND-Systemen
- PC 8 ↕ Überfüllung der Dampferzeuger infolge einer Fehlfunktion des Regelsystems oder sekundärseitigem Abblasen
- SS 8 ↕ Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen
- SS 9 ↕ Containment or confinement leakage from engineered safety features systems during an accident
- SS 11 ↕ Thermoschock oder Ermüdung aufgrund von Einspeisung von kaltem Notspeisewasser in die Dampferzeuger
- ES 2 ↕ Zuverlässigkeit der Notstromdiesel
- ES 5 ↕ Vulnerability of swingbus configurations
- ES 9 ↕ Solenoid valve reliability
- IC 3 ↕ Elektromagnetische Interferenzen in der Leittechnik
- IC 16 ↕ Establishment and surveillance of setpoints in instrumentation
- IH 3 ↕ Zuverlässigkeit der Branderkennung und Brandbekämpfung
- IH 5 ↕ Systematische Analyse von inneren Überflutungen
- IH 6 ↕ Need for systematic assessment of high energy line break effects
- IH 8 ↕ Undichte Beckenauskleidung
- AA 7 ↕ Notwendigkeit der Analyse des totalen Ausfalls der Wechselstromversorgung (station blackout)
- CS 3 ↕ Integrität des Containments bzw. des Sicherheitseinschlusses im Falle von auslegungüberschreitenden Störfällen
- MA 11 ↕ Angemessenheit von Störfallprozeduren und Notfallprozeduren
- SM 3 ↕ Use of freeze seals
- SM 5 ↕ Unzureichende Überprüfung der Auslösesysteme für aktive Sicherheitseinrichtungen
- RP 1 ↕ Strahlenbelastung durch "Heisse Teilchen"
- FS 1 ↕ Alterung von Absorbermaterialien in Brennelement-Lagerbecken
- U 5 ↕ Ungenügende Störungserkennung an Erdungen von Gleichstromanlagen
- U 12 ↕ Ausfall eines Drehmomentschalters an einer Armatur
- U 14 ↕ Einschaltversagen von Leistungsschaltern
- U 18 ↕ Mögliche Fehler in der Vorausberechnung von Stellmoment-Anforderungen und Leistungsabgaben von motorgetriebenen Absperrklappen
- U 26 ↕ Reaktivitätstransienten und Schwellenwerte für Hüllrohrschäden für hoch abgebrannte Brennelemente
- U 33 ↕ Periodischer Nachweis des auslegungsgemäßen Verhaltens von sicherheitstechnisch wichtigen motorbetriebenen Armaturen
- U 42 ↕ Untersuchung über die Zuverlässigkeit des Nachspeisesystems
- U 45 ↕ Unzureichende Zulaufhöhe von Pumpen aufgrund von Druckverlusten über die Ansaugsiebe
- U 47 ↕ Ausfall von Elektromotoren für Antriebe in Kernnotkühlsystemen
- U 57 ↕ Unzureichende Zulaufhöhe der Notkühl- und Nachkühlpumpen bei Störfallbedingungen
- U 63 ↕ Mehrfacher Dampferzeuger Heizrohrbruch (US GSI 163)
- F 7 ↕ Schließ- und Öffnungsprobleme bei Absperrschiebern der Sumpfansaugung des Gebäudesprühsystems
- F 25 ↕ Analyse des Ereignisses in Cattenom 2 am 13.1.1997 mit mehreren simultanen Ausfällen
- F 27 ↕ Risiken während der Rückführungsphasen (im Sumpfbetrieb) des Containmentprühsystems und des Sicherheitseinspeisesystems (unter KMW-Bedingungen)
- F 28 ↕ Lecks an den Abzweigen der Rohrleitungen des Not- und Nachkühlsystems
- F 37 ↕ Korrosionserscheinungen an der Phasengrenze Gas/Wasser bei Leitungen die nicht ständig durchströmt werden (siehe auch CI 12)
- F 38 ↕ Risse in den Flanschen der thermischen Barriere der Hauptkühlmittelpumpen
- F 43 ↕ Alterung von martensitischen Stählen
- F 52 ↕ Beschädigung der BE-Zentrierstifte in Nogent 1
- F 54 ↕ Risse in Regelstab-Antriebsgehäusen
- F 56 ↕ Verformungen an Brennelementen nach mehreren Lastzyklen
- F 73 ↕ Alterungserscheinungen am Träger der Schaltungschassis
- F 76 ↕ Korrosion an Leitungen, die durch die Dichtungspaste an den Durchführungen verursacht wurden
- F 78 ↕ Fehler an der Ausrüstung des Systems RIC/APE (Incore-Instrumentierung für Bedingungen in Abhängigkeit vom Betriebszustand)
- G 9 ↕ Risiko von Radiolysegasreaktionen in LWR
- G 10 ↕ Risiko eines Zirkoniumbrandes in BE-Becken bei Ausfall der Kühlung
- G 11 ↕ Zuverlässigkeit zerstörungsfreier Prüfungen
- G 25 ↕ Montagefehler bei HILTI-Dübeln für Rohrleitungshalterungen
- G 27 ↕ Schäden an Rohrleitungen in Nebenkühlwassersystemen für sicherheitstechnisch wichtige Kühlstellen
- G 44 ↕ Redundanzübergreifende Schäden durch Korrosion in Nebenkühlwassersystemen
- G 45 ↕ Schäden an Komponenten durch Dekontamination

Abb. A.10 Gesamte ungelöste generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank
GSI GL 2 bis G 45

▼ Keine

- SS 16 ⓧ Zuverlässigkeit von motorangetriebenen Armaturen in Sicherheitssystemen
- IC 12 ⓧ Availability and adequacy of accident monitoring instrumentation
- IH 9 ⓧ Need for assessment of turbine missile hazard
- OP 2 ⓧ Response to loss of control room annunciators
- SM 7 ⓧ Control of temporary installations
- U 67 ⓧ BE-Lagerbeckenleckage
- F 26 ⓧ Probleme bei der RDB-Niveaumessung und der Durchflussmessung des Primärkreises bei Heissabschaltung (siehe auch IC14, F 13)

Abb. A.11 Gesamte ungelöste generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank
GSI SS 16 bis F 26

A.4 Alle ungelösten generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GFO sortiert nach Sicherheitssignifikanz, Status: September 2017

Code	Titel
▼ Hohe	
GL 4	↗ Notwendigkeit der Durchführung von anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsbewertungen
IC 6	↗ Zuverlässigkeit und Sicherheitsfragen bei der Umstellung auf digitale Leittechnik
IC 17	↗ Zuverlässigkeit von PLD-basierten leittechnischen Einrichtungen
AA 4	↗ Notwendigkeit von Analysen für den Nichtvolllastbetrieb
MA 8	↗ Einfluss von Mensch / Technik / Organisation auf den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken
G 14	↗ Verbesserung und Weiterentwicklung der KKW-Sicherheit durch Management-Systeme (siehe auch G 48)
G 19	↗ Menschliche Einflussfaktoren
G 20	↗ Bewertung von menschlichen Fehlern
G 48	↗ Sicherheitskultur (siehe auch G 14)
▼ Mittlere	
GL 3	↔ Unzulänglichkeit von Zuverlässigkeitskenngrößen
IH 1	↔ Notwendigkeit einer systematischen Brandgefahrenanalyse und Bewertung
AA 1	↔ Angemessenheit von Umfang und Methodik der Analyse der Auslegungsstörfälle
AA 5	↔ Notwendigkeit von Analysen für auslegungsüberschreitende Störfälle
AA 6	↔ Notwendigkeit der Analyse von ATWS
MA 3	↔ Vorhaltung von ausreichendem Personal
MA 7	↔ Analyse von Ereignissen: die Identifizierung des menschlichen Faktors und der Organisation als mögliche Ursache
G 1	↔ Know-how-Erhalt bei Betreibern u. Gutachtern in ausstiegsorientierten Ländern
G 6	↔ Nachweisforderungen bei ATWS-Störfällen (siehe auch AA6)
G 15	↔ H2-Problematik bei schweren Störfällen
G 16	↔ Phänomene des Kernzerstörungsunfalls
G 21	↔ Kühlung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter (durch Fluten)
G 22	↔ Kühlung der Schmelze ausserhalb des RDB's
G 23	↔ Whiskerbildung an leittechnischen Baugruppen in deutschen Anlagen
G 28	↔ Notwendigkeit des Einsatzes von schnellen Störfall- bzw. Unfalldiagnose- bzw. Prognoseprogrammen
G 37	↔ Methoden zur Durchführung einer dynamischen PSA
G 42	↔ Belastung von Systemen der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters bei Unfällen
G 43	↔ Rückhaltung von Spaltprodukten in der Kondensationskammer von SWR bei Unfällen
J 1	↔ Neutronenphysikalische Analyse von degradierten Kernbeladungen nach schweren Störfällen
▼ Geringe	
IC 8	↘ Human engineering of control rooms
IC 9	↘ Need for a safety parameter display system
AA 2	↘ Qualität der Anlagendaten für Störfallanalysen
AA 3	↘ Validierung von Computer-Rechenprogrammen und des Anlagen-Eingabedatensatzes
MA 12	↘ Effektivität von Instandhaltungsprogrammen
SM 1	↘ Eignung von zerstörungsfreien Prüfungen
TR 2	↘ Einsatz von anlagenspezifischen (Full Scope) Simulatoren
EP 1	↘ Gewährleistung einer effektiven Kommunikation zwischen Kraftwerk und externen Stellen während eines Störfalles bzw. Unfalles
EP 2	↘ Contingency planning for physical security
EP 3	↘ Notwendigkeit für die Einrichtung eines Technischen Support Centres
RP 3	↘ Maßnahmen zur Einhaltung von Dosisgrenzwerten, um internationale Empfehlungen zu befolgen
G 36	↘ Berücksichtigung des leichtflüchtigen Ruthenium in den Analysen für AM-Maßnahmen
G 46	↘ Methodik zur probabilistischen Analyse von Bauwerken für kerntechnische Anlagen
▼ Keine	
TR 1	⊗ Angemessenes Training der Werksfeuerwehr und der unterstützenden externen Feuerwehr

Abb. A.12 Gesamte ungelöste generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GSI bis GL 4 bis TR 1

Literaturverzeichnis

- /BÖN 14/ G. Bönigke: Generische Sicherheitsfragen - Auswertungen von Untersuchungen, Studien und Gutachten anderer Staaten, Abschlussbericht zum Vorhaben 3611I01500, GRS-A-3766, Oktober 2014
- /CNSC 13/ Canadian National Report for the Convention on Nuclear Safety, Canada, Sixth Report, Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC), August 2013
- /IAE 91/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Safety Culture – A report by the international Nuclear Safety Advisory Group (Safety Series No. 75-INSAG-4), Wien: IAEA, 1991
- /IAE 98/ IAEA: Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants with Light Water Reactors and Measures taken for their Resolution, IAEA-TECDOC-1044, Vienna 1998
- /IAE 07/ IAEA: Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants with Pressurized Heavy Water Reactors and Measures for their Resolution, IAEA-TECDOC-1554, Vienna 2007
- /IAE 14/ IAEA: Home Page IAEA GNSSN
[http://gnssn.iaea.org/sites/auth/RegNet/CCA/GER/WebPartPages/Generic%20Safety%20Issues%20\(GSI\).aspx](http://gnssn.iaea.org/sites/auth/RegNet/CCA/GER/WebPartPages/Generic%20Safety%20Issues%20(GSI).aspx)
- /NUR 14/ NRC: Resolution of Generic Safety Issues (Formerly entitled: „A Prioritization of Generic Safety Issues“), NUREG-0933, (Status: Aktualisierung fortlaufend)
- /NUR 14b/ NRC Homepage: Generic Safety Issue Program
<http://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/gen-issues.html>
- /NUR 97/ NRC: Individual Plant Examination Program: Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance, NUREG-1560, December 1997

Abbildungsverzeichnis

Abb. A.1	Gesamte generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GSI GL 2 bis PC 8	59
Abb. A.2	Gesamte generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GSI SS 1 bis IC 16.....	60
Abb. A.3	Gesamte generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GSI IH 2 bis RP 1	61
Abb. A.4	Gesamte generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GSI FS 1 bis F 6	62
Abb. A.5	Gesamte generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GSI F 7 bis F 80.....	63
Abb. A.6	Gesamte generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GSI G 2 bis CH 1	64
Abb. A.7	Gesamte generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GFO GL 1 bis RP 3.....	65
Abb. A.8	Gesamte generischen Sicherheitsfragen in der GeSi-Datenbank GFO U49 5 bis J 1	66
Abb. A.9	Gesamte ungelöste generischen Sicherheitsfragen in der GeSi- Datenbank GSI RC 5 bis G 49	67
Abb. A.10	Gesamte ungelöste generischen Sicherheitsfragen in der GeSi- Datenbank GSI GL 2 bis G 45	68
Abb. A.11	Gesamte ungelöste generischen Sicherheitsfragen in der GeSi- Datenbank GSI SS 16 bis F 26	69
Abb. A.12	Gesamte ungelöste generischen Sicherheitsfragen in der GeSi- Datenbank GSI bis GL 4 bis TR 1	70

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14

85748 Garching b. München

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

10719 Berlin

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

38122 Braunschweig

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de

ISBN 978-3-946607-64-9