Generische Sicherheitsfragen

Auswertung von Untersuchungen, Studien und Gutachten anderer Staaten für die Wissensbasis GeSi

GRS - 366

Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

Generische Sicherheitsfragen

Auswertung von Untersuchungen, Studien und Gutachten anderer Staaten für die Wissensbasis GeSi

Günther Bönigke
Shanna Eismar

März 2016

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende FE-Vorhaben 3611 I 01500 wurde im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) 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.

GRS - 366
ISBN 978-3-944161-47-1

Deskriptoren

Generisch, GeSi, Deutsche Anlagen, Forschungsfragen, Screening, Sicherheitsfragen, Vertiefte Untersuchung

Kurzfassung

Für die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH als Sachverständigenorganisation sind der Know-how-Erhalt und die Kenntnis-Erweiterung auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit von grundlegender Bedeutung. Ein wichtiger Ansatz zur Erreichung dieses Ziels ist die Sammlung und Bewertung von nationalen und internationalen Erkenntnissen und Ereignissen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit z. B. bei generischen, d. h. anlagenübergreifenden Fragestellungen.

Die Wissensbasis GeSi bzw. GeSi-International mit ihren Teilsystemen dient der Abbildung des aktuellen Stands von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der generischen Fragestellungen und als Werkzeug auf dem Gebiet des Wissensmanagements. Im Rahmen des Vorhabens des BMUB (3611 I 01500) erfolgte die systematische Sammlung von Informationen zu diesen Fragestellungen. Zweck des Vorhabens war es, die zur Zeit national und international diskutierten Sicherheitsfragen hinsichtlich ihrer Relevanz für deutsche Verhältnisse zu prüfen und solchen Fragen vertieft nachzugehen, die für die nationale Sicherheitspraxis von Bedeutung sind. Ähnliche Wissensbasen existieren auch in andern großen Kernenergie-betreibenden Ländern wie z. B. in den USA, Kanada und Frankreich.

Derzeit (Stand: September 2014) befinden sich in der Gesamt-Wissensbasis 303 Fragestellungen, von denen 23 Fragestellungen mit der Signifikanz „Hoch“ für deutsche Anlagen eingeschätzt werden. Hiervon sind 16 Fragestellungen der Teil-Wissensbasis für generische Sicherheitsfragen (GSI) und sieben Fragestellungen der Teil-Wissensbasis für generische Forschungsfragen (GFO) zugeordnet.

In der Wissensbasis GSI sind derzeit 138 Fragestellungen enthalten, für die weiterer Untersuchungsbedarf besteht und 101, die als gelöst eingeschätzt werden. Für 43 Fragestellungen der Wissensbasis GFO besteht weiterer Forschungsbedarf und 21 werden als gelöst eingeschätzt.

Abstract

For the non-profit-making expert organization Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, maintaining know-how and broadening its knowledge in the field of nuclear safety is of fundamental relevance. One important approach to achieving this goal is to collect and assess national and international findings and events in the field of nuclear safety e.g. in connection with generic issues – i.e. issues that are not specific to a particular plant.

The GeSi/GeSi International database and its subsystems serves 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. Within the framework of Project 3611 I 01500 sponsored by the BMUB, information on these issues was compiled systematically. The aim of the project was to examine the safety issues that are currently discussed at national and international level with regard to their relevance for the conditions prevailing in Germany and to follow up in detail those issues that are of relevance for national safety practice. Similar knowledge databases also exist in other major nuclear-power-plant-operating countries such as the US, Canada, and France.

At present (September 2014), there are 303 issues in the overall database, of which 23 are assessed to be of "high" significance for German plants. Of these, 16 issues belong to the sub-database for generic safety issues (GSI) and seven belong to the sub-database for generic research issues (GFO).

The database GSI currently contains 138 issues that need to be further addressed and 101 issues that are considered as solved. 43 issues from the database GFO require further investigation, while 21 issues are considered as solved.

Inhalt

1 Einleitung und Aufgabenstellung 1

2 Kurzdarstellung des relevanten Standes von Wissenschaft und Technik 3

3 Signifikanz-Einschätzung 9

4 Durchgeführte Arbeiten 11

4.1 Screening 12

4.2 Vertiefte Untersuchung einzelner Sicherheitsfragen 13

4.2.1 G 39 – Vorbeugung gegen Infektion von softwarebasierter Leittechnik 16

4.2.2 G 40 – Schäden an Reaktorwasser-Reinigungspumpen infolge von fluoridinduzierter transkristalliner Spannungsrisskorrosion 18

4.2.3 G 41 – Neutronenflussrauschen 19

4.2.4 G 42 – Belastung von Systemen der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters bei Unfällen 22

4.2.5 G 43 – Rückhaltung von Spaltprodukten in der Kondensationskammer von SWR bei Unfällen 23

4.2.6 G 44 – Redundanzübergreifende Schäden durch Korrosion in Nebenkühlwassersystemen 26

4.2.7 G 45 – Schäden an Komponenten durch Dekontamination 27

4.2.8 G 46 – Methodik zur probabilistischen Analyse von Bauwerken für kerntechnische Anlagen 28

4.2.9 G 47 – Asymmetrischer Fehler in der Stromversorgung 29

4.2.10 J 1 – Neutronenphysikalische Analyse von degradierten Kernbeladungen nach schweren Störfällen 30

4.2.11 CH 1 – Anrisse im Dichtungsgehäuse der Hauptkühlmittelpumpe von Druckwasserreaktoren 30

4.2.12 BE 1 – Zahlreiche Anzeigen in Schmiederingen von Reaktordruckbehältern (Ultraschall-anzeigen am Reaktordruckbehälter des belgischen Kernkraftwerkes Doel, Block 3) 31

4.2.13 F 80 – Kontamination von etwa hundert Arbeitern in dem französischen KKW Tricastin 33

4.3 Nationaler und internationaler Erfahrungsaustausch 33
4.4 Auswertung der Nuklearen Sicherheitskonvention 34
4.5 Anpassung und Erweiterung der Wissensbasis GeSi bzw. GeSi International 34

5 Signifikanzverteilung in der Wissensbasis 37

6 Zusammenfassung 41

Literatur 43

A. Anhang 47
A.1 Inhalt der GSI-Wissensbasis sortiert nach „Issue Code“, Status: September 2014 47
A.2 Inhalt der GSI-Wissensbasis gelöst, Status: September 2014 51
A.3 Inhalt der GFO-Wissensbasis sortiert nach „Issue Code“, Status: September 2014 55
A.4 Inhalt der GFO-Wissensbasis gelöst, Status: September 2014 57

1 Einleitung und Aufgabenstellung

Die GRS betreibt seit 1998 die Wissensbasis GeSi in der wichtige generische Sicherheitsfragen systematisch gesammelt und Informationen zu diesen Fragestellungen bereitgestellt werden. Unter generischen Sicherheitsfragen versteht man Fragestellungen die charakteristisch sind für eine Klasse oder Gruppe von Ereignissen oder Anlagenkonfigurationen mit einem wichtigen Bezug zur Sicherheit der Anlagen bzw. zum Schutz der Bevölkerung. Zweck der Wissensbasis GeSi ist es, die zur Zeit national und international diskutierten Sicherheitsfragen hinsichtlich ihrer Relevanz für deutsche Verhältnisse zu prüfen und solchen Fragen vertieft nachzugehen, die für die nationale Sicherheitspraxis von Bedeutung sein könnten. Ein weiterer Punkt ist die Ausweisung von Wissenslücken in Bezug zu diesen Fragestellungen. Ausgangspunkt und Referenz für die Wissensbasis war der bei der IAEA erarbeitete Bericht „Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants with Light Water Reactors and Measures taken for their Resolution“ /IAE 98/ aus dem Jahre 1998.

Die Wissensbasis **GeSi** bzw. daraus abgeleitet die Wissensbasis **GeSi-International** wurde im Vorhabenszeitraum kontinuierlich weiter gepflegt und durch aktuelle nationale und internationale Sicherheitsfragen ergänzt bzw. weiter entwickelt. Hierzu waren auch die Übertragbarkeit von Fragestellungen aus dem nationalen und internationalen Bereich näher zu analysieren und sicherheitstechnisch einzuschätzen. Durch die Sammlung und Auswertung von neuen und gegebenenfalls die Neubewertung von älteren generischen Fragestellungen sollte die GRS auf dem aktuellen Informationsstand gehalten werden.

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

Die Wissensbasis **GeSi** mit ihren Teilbereichen **GSI** (reine generische Sicherheitsfragen) und **GFO** (wichtige generische Forschungsfragestellungen) dient hierbei auch zur Planung von Vorhaben zu Fragen der Reaktorsicherheit und als 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 Wissensbasis **GeSi** kurz dargestellt.

Kapitel 3 gibt einen Überblick über die derzeit in der Wissensbasis **GeSi** verwendete Prozedur zur Einschätzung der Signifikanz der generischen Fragestellungen für deutsche Anlagen.

In Kapitel 4 werden die in den letzten drei Jahren durchgeführten Arbeiten zur Anpassung der Wissensbasis an den Stand von Wissenschaft- und Technik vorgestellt, wie z. B. die Einschätzung des Überarbeitungsbedarfes (siehe Kap. 4.1), die Auflistung der überarbeiteten und der neu aufgenommenen Fragestellungen in der Wissensbasis (siehe Kap. 4.2), nationaler und internationaler Erfahrungsaustausch (siehe Kap. 4.3), Auswertung der Sicherheitskonvention (siehe Kap. 4.4) und die Anpassung und Erweiterung der Wissensbasis (siehe Kap. 4.5).

Das Kapitel 5 gibt einen Überblick über die Signifikanz-Verteilung in den Wissensbasen GSI und GFO.

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 diente.

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-GIP-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 5 Schritte. Bei der Behandlung in den einzelnen Schritten wird ein Kriterienkatalog herangezogen, der es erlaubt, den Status der Fragestellungen im Rahmen des regulatorischen Prozesses bis zur Lösung zu verfolgen. Neue Issues oder Fragestellungen können von allen Beteiligten und der Öffentlichkeit vorgeschlagen werden.

Die Lösung der sicherheitstechnischen Fragestellungen kann auch außerhalb des GIP-Programmes erfolgen. Derzeit sind in der NUREG-0933 /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, auf die auch die Sachverständigenorganisation der Behörde IRSN Zugriff hat /ATG 08/.

Die Behandlung der generischen Fragestellungen 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.

Kanada orientiert sich bei der Struktur weitgehend an dem IAEA-TECDOC /REZ08/, auch wenn die sicherheitstechnische Einschätzung auf der Basis einer probabilistischen Einschätzung erfolgt /REZ 08/.

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

IAEO: Maßgebend beeinflusst von Deutschland wurde von der **IAEO** /IAE 14/ in den 90er Jahren der TECDOC-1044 /IEA 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 IAEO einen vergleichbaren Bericht für Schwerwasserreaktoren /IEA 07/.

Deutschland: Grundsätzlich werden in Deutschland im Rahmen der Betriebsauswertung von der GRS spezielle detaillierte Berichte zu generischen Fragestellungen erstellt. Zusätzlich wurden zur Sammlung und Zusammenstellung von weltweit neu aufgekommenen generischen sicherheitstechnisch wichtigen Fragestellungen von der GRS im Auftrag des BMUB auf der Basis des LWR-Berichts IAEO-TECDOC-1044 die Wissensbasis GeSi entwickelt. Die Hauptaufgabe dieser Wissensbasis sollte die Sammlung und kompakte Darstellung sowie die Bewertung der Fragestellung in Bezug auf die Übertragbarkeit auf deutsche Verhältnisse und die Einschätzung der Signifikanz für deutsche Verhältnisse sein, wobei die Ausweisung von Kenntnislücken und Lösungsansätzen erfolgen sollte. Diese Wissensbasis hat sich in Bezug auf den kerntechnischen Wissenstransfer (schneller Einstieg in die Problematik) sowie im Rahmen der internationalen Zusammenarbeit (Hilfe bei der Erstellung des deutschen Berichts zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit) gut bewährt.

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

GNSSN sowie das RegNet wurde von deutscher Seite die Wissensbasis **GeSi International** aufgebaut. Sie stellt ein Extrakt aus der der Gesamtbasis **GeSi** dar.

Außerdem werden die generischen Sicherheitsfragen bei der Auswertung 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.

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

Zudem werden Erkenntnisse, die die GRS aus der internationalen Zusammenarbeit mit ihren Partnerorganisationen erhält, sowie deutsche und internationale Betriebserfahrungen als weitere Informationsquellen für die Wissensbasis eingebunden.

Der Aufbau der Wissensbasis GeSi orientiert sich grundsätzlich an der Vorgehensweise des IAEA-TECDOC-1044 /IAE 98/. Die einzelnen Fragestellungen werden in der Wissensbasis hierbei den folgenden Merkmalen zugeordnet:

Design Safety Issues/Sicherheitstechnische Auslegung

- GL: General/Allgemein
- RC: Reactor Core/Reaktorkern
- CI: Component Integrity/Komponentenintegrität
- PC: Primary circuit and associated systems/Primärsysteme und assoziierte Systeme
- SS: Safety Systems/Sicherheitssysteme

- ES: Electrical and other support systems/Elektrische und andere unterstützende Systeme
- IC: Instrumentation and Control/Instrumentierung und Regelung
- IH: Internal Hazards/Anlageninterne Einwirkungen
- EH: External Hazards/Einwirkungen von außen
- AA: Accident Analysis/Unfallanalyse

Operational Safety Issues/Sicherheitsfragen Betrieb

- MA: Management/Management
- OP: Operation/Betrieb
- SM: Surveillance and Maintenance/Überwachung und Wartung, Instandsetzung
- TR: Training/Training
- RP: Radiation Protection/Strahlenschutz
- FS: Fuel Storage/BE-Lagerung

Jede einzelne sicherheitstechnisch wichtige generische Fragestellung ist hierbei weiter unterteilt in die Teilbereiche (siehe auch Kapitel 4.3):

- Problembeschreibung aus deutscher Sicht
- Bedeutung für deutsche Anlagen (gegebenenfalls verlinkt mit Weiterleitungsnachrichten)
- Zusätzlich Informationsquellen in Form von Dossiers
- Bewertung der Signifikanz für deutsche Anlagen
- Ausweisung von weiterem Forschungsbedarf zur Schließung von Kenntnislücken
- Regulatorischer Bezug mit einer Direktverlinkung des einschlägigen deutschen Regelwerkes (z. B. Sicherheitsanforderungen, KTA-Regeln usw.)
- CNS (Internationale nukleare Sicherheitskonvention) gegebenenfalls mit Auswertung der jeweiligen Länderberichte in Bezug zur Fragestellung und Direktlink zum CNS-Portal

- Zusätzliche Quellen (Literaturverweis)
- Internationale Maßnahmen (Auflistung der in den jeweiligen Ländern durchgeführten Maßnahmen zur Beherrschung der in der generischen Fragestellung aufgeworfenen Problematik)
- GRS-Ansprechpartner (fachlich)
- Dokumentationsinformationen

3 Signifikanz-Einschätzung

Um eine Wichtung der Fragestellungen in Bezug auf die generische Bedeutung für deutsche Anlagen zu erhalten, erfolgt eine Signifikanz-Einschätzung für deutsche Anlagen, die sich dominierend an dem sich daraus ergebenden potentiellen Gefährdungspotential, der Kenntnisunsicherheit und den umgesetzten oder noch durchzuführenden Maßnahmen orientiert.

Die Einschätzung der Signifikanz für **deutsche** Anlagen in der Wissensbasis GeSi basiert auf einem automatisierten Expert-Judgement-Ansatz. Diesem deterministischen Ansatz wurde ein Abfragesystem hinterlegt. Als Klassifizierungsmaßstab werden die Kategorien „***Hoch***“, „***Mittel***“, „***Gering***“, „***Keine*“** und „***Gelöst***“ benutzt.

Die Einstufung der generischen Sicherheitsfragen nach der **Signifikanz 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 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 einschränkt. Als Basis für diese Vorgehensweise diente ein Ergebnisbaum mit fünf Ebenen und insgesamt 144 Endverzweigungen.

4 Durchgeführte Arbeiten

In den letzten drei Jahren wurde u. a. die in den Vorgängervorhaben aufgebaute Wissensbasis **GeSi** kontinuierlich weiterentwickelt und gepflegt. Hierzu wurden sicherheitstechnische Fragestellungen sowohl aus nationalen wie auch aus internationalen Quellen systematisch ausgewertet.

Zur Pflege des vorhandenen Datenbestandes in der Wissensbasis **GeSi** erfolgte in einem ersten Schritt jährlich ein Screening, in dem die Aktualität bzw. der Anpassungsbedarf der Fragestellungen an den Stand von Wissenschaft und Technik überprüft wurde. Eine entsprechende Vorgehensweise wurde auch für neu aufkommende Fragestellungen mit nationalem oder internationalem Hintergrund durchgeführt. Auf der Basis dieses Screenings wurde eine größere Anzahl von im Bestand der Wissensbasis vorhandenen überarbeitungsbedürftigen Fragestellungen erkannt. Mittels einer sicherheitstechnischen Wichtung wurden die Fragestellungen ausgewählt, die jeweils überarbeitet werden mussten. Bei den neu hinzugekommenen sicherheitstechnischen generischen Fragestellungen wurde in ähnlicher Weise vorgegangen. Zusätzlich wurde im Rahmen des Screenings bei Fragestellungen aus dem Ausland in einem ersten Schritt überprüft, ob diese Fragestellung bzw. die Problemstellung überhaupt auf deutsche Anlagen übertragbar ist. Fragestellungen die keinen Bezug zu den deutschen Rahmenbedingungen hatten, wurden nicht berücksichtigt.

Fragestellungen, die als dringend überarbeitsbedürftig bzw. als wichtige neue Problemstellungen erkannt wurden, wurden vertieft bearbeitet.

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

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 korrekt wiederspiegeln.

Die Auswahl erfolgte mittels eines **Rankings** bezüglich der Überarbeitungsnotwendigkeit der Fragestellungen. Hierzu wurde eine dreistufige Dringlichkeitsskala genutzt:

Die **Kategorie I** enthält alle Fragestellungen die als dringend überarbeitungsbedürftig gelten. Dies sind Fragestellungen, die mit einer Signifikanz ***Hoch*** oder ***Mittel*** eingestuft wurden und/oder deren Inhalt aufgrund der nicht mehr adäquaten Abbildung des Standes von Wissenschaft und Technik zu falschen Schlüssen führen könnten.

Kategorie II enthält mittelfristig überarbeitungsbedürftige Fragestellungen, die entweder hinsichtlich der Signifikanz als ***Gering*** eingestuft wurden bzw. bei denen der Überarbeitungsbedarf nur gering ist.

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

Wissensbasis-Screening

Bei dem im Vorhaben jährlich durchzuführenden Wissensbasis-Screening wurden jeweils eine größere Anzahl von Fragestellungen herausgefiltert, bei denen Anpassungsbedarf in Punkto Abbildung des laufenden Standes von Wissenschaft und Technik bestand. Hiervon wurden dann jeweils die Fragestellungen herausgefiltert, bei denen ein dringender Überarbeitungsbedarf bestand (Kategorie I) und die der höchsten Signifikanzstufe zugeordnet waren. Entsprechend erfolgte die Zuordnung für Fragestellungen mit mittelfristigem Überarbeitungsbedarf (Kategorie II) oder mit langfristigem Überarbeitungsbedarf (Kategorie III).

Screening von neu aufkommenden generischen Fragestellungen

Für **neu aufkommende** generische Fragestellungen mit nationalem oder internationalem Hintergrund wurden im Vorhabenszeitraum insgesamt 13 Fragestellungen selektiert, die einer vertieften Untersuchung unterzogen wurden (Kategorie I).

4.2 Vertiefte Untersuchung einzelner Sicherheitsfragen

Zur Anpassung an den Stand von Wissenschaft und Technik in Bezug auf die generische Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen wurden folgende Fragen im Vorhabenszeitraum, als dringend überarbeitungs-bedürftig in der Wissensbasis ausgewiesen.

Anpassung an den Stand von Wissenschaft und Technik von Wissensbasis-Fragestellungen

Folgende Fragestellungen aus dem Datenbestand der Wissensbasis wurden in letzten drei Jahren vertieft bearbeitet:

GL 1	Klassifizierung von Reaktorkomponenten
RC 5	Störfallverhalten von Brennstoffen mit hohem Abbrand
RC 6	Abrieb- und Korrosion an Brennstabhüllrohren im DWR
CI 3	Schäden an Reaktordruckbehälter-Einbauten in Siedewasserreaktoren
SS 1	Verstopfung der Sumpfsiebe bei einem Kühlmittelverluststörfall
SS 13	Bedarf an H2 Kontrollmaßnahmen bei Auslegungsstörfällen (DBA)
SS 14	Überspeisung der Frischdampfleitungen (SWR)
SS 19	Sicherstellung der Wärmeabfuhr
ES 1	Zuverlässigkeit der Netzversorgung (elektrisches Verbundnetz)
ES 2	Zuverlässigkeit der Notstromdiesel
ES 6	Zuverlässigkeit der Gleichstromversorgung
ES 7	Gesicherte Wartenbelüftung
IC 6	Zuverlässigkeit und Sicherheitsfragen bei der Umstellung auf digitale Leittechnik

IC 7	Zuverlässige Belüftung und Kühlung der Warte
AA 3	Validierung von Computer-Rechenprogrammen und des Anlagen-Eingabedatensatzes
MA 1	Austausch von Teilen sowie deren Beschaffung und Qualitätssicherung
MA 3	Vorhaltung von ausreichendem Personal
MA 9	Einsatz von effektiven Qualitätssicherungsprogrammen in KKW
MA 12	Effektivität von Instandhaltungsprogrammen
EP 3	Notwendigkeit für die Einrichtung eines Technischen Support Centres
RP 1	Strahlenbelastung durch „Heiße Teilchen“
U 56	Verstopfung der Sumpfsiebe GSI-191(NUREG-0933) (siehe auch G 4, SS 1)
U 40	Mangel bei der Qualifikation einer störfallfesten Dosisleistungsmessstelle
U 66	Überprüfung des Spikingfaktors für Jod durch die NRC (US GSI 197)
U 67	BE-Lagerbeckenleckage
F 17	Jod-131-Problem während der Instandhaltung
F 37	Korrosionserscheinungen an der Phasengrenze Gas/Wasser bei Leitungen die nicht ständig durchströmt werden
F 68	Amöben in der Nebenkühlwasserleitung
G 1	Know-how-Erhalt bei Betreibern und Gutachtern in ausstiegsorientierten Ländern
G 2	Deborierung z. B. bei Reflux-Condenser"-Betrieb
G 4	Notkühlwirksamkeit bei KMV bei Ablagerung von Isoliermaterial und anderen Stoffen auf den Sumpfsieben
G 10	Risiko eines Zirconiumbrandes in BE-Becken bei Ausfall der Kühlung
G 12	Einsatz von Alterungsmanagement zur Beherrschung von alterungsbedingten Schäden
G 15	H2-Problematik bei schweren Störfällen

G 16 Phänomene des Kernzerstörungsunfalls

G 18 Austausch gleichartiger Bauteile

G 19 Menschliche Einflussfaktoren

G 21 Kühlung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter (durch Fluten)

G 27 Schäden an Rohrleitungen in Nebenkühlwassersystemen für sicherheitstechnisch wichtige Kühlstellen

G 32 Bedarf am Einsatz von aktuellen Brand PSA's

G 34 Unkontrollierte Aktivitätsfreisetzung von kontaminiertem Deionat in die Umwelt

G 35 Potentielle Aktivitätsfreisetzung in die Anlage in einem KKW infolge einer systematischen Schädigung von Impulsleitungen

G 37 Methoden zur Durchführung einer dynamischen PSA

G 38 Schäden infolge chloridinduzierter transkristalliner Spannungsrisskorrosion an druckführenden Komponenten

Vertiefte Auswertung von neu aufkommenden generischen Fragestellungen

Neu in die Wissensbasis aufgenommen wurden folgende Fragestellungen:

<u>Aus deutscher Betriebserfahrung</u>

G 39 Vorbeugung gegen Infektion von softwarebasierter Leittechnik

G 40 Schäden an Reaktorwasser-Reinigungspumpen infolge von fluoridinduzierter transkristalliner Spannungsrisskorrosion

G 41 Neutronenflussrauschen

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 44 Redundanzübergreifende Schäden durch Korrosion in Nebenkühlwassersystemen

G 45 Schäden an Komponenten durch Dekontamination

G 46 Methodik zur probabilistischen Analyse von Bauwerken für kerntechnische Anlagen

G 47 Asymmetrischer Fehler in der Stromversorgung

Aus japanischer Betriebserfahrung

J 1 Neutronenphysikalische Analyse von degradierten Kernbeladungen nach schweren Störfällen

Aus Schweizer Betriebserfahrung

CH 1 Anrisse im Dichtungsgehäuse der Hauptkühlmittelpumpe von Druckwasserreaktoren

Aus belgischer Betriebserfahrung

BE 1 Zahlreiche Anzeigen in Schmiederingen von Reaktordruckbehältern (Ultraschallanzeigen am Reaktordruckbehälter des belgischen Kernkraftwerkes Doel, Block 3)

Aus französischer Betriebserfahrung

F 80 Kontamination von etwa hundert Arbeitern in dem französischen KKW Tricastin

Die oben aufgelisteten, neu aufgenommenen generischen Fragestellungen werden in den folgenden Unterkapiteln etwas ausführlich beschrieben.

4.2.1 G 39 – Vorbeugung gegen Infektion von softwarebasierter Leittechnik

In den deutschen Kernkraftwerken (KKW) werden seit einigen Jahren umfangreiche Modernisierungsmaßnahmen an betrieblichen und sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten und Einrichtungen durchgeführt. Dieser Modernisierungsbedarf beruht u. a. auf der zunehmend erschwerten Ersatzteilbeschaffung bei den bisher eingesetzten konventionellen, nicht-softwarebasierten (festverdrahteten) Komponenten und Einrichtungen. Es ist erkennbar, dass die „Ursprungsversionen“ dieser Komponenten und Einrichtungen zum Teil nicht mehr auf dem Markt verfügbar sind und daher in neuer

Technik nachgebaut werden. Des Weiteren kann davon ausgegangen werden, dass aufgrund des forcierten Ausstiegs aus der Kernenergie für deutsche KKW keine kerntechnikspezifischen Austauschkomponenten oder -einrichtungen mehr entwickelt werden und es somit zu einem verstärkten Einsatz von Komponenten und Einrichtungen aus anderen nicht-kerntechnikspezifischen Bereichen kommen wird. Ein weiterer Grund für die durchgeführten bzw. geplanten Modernisierungsmaßnahmen ist die realisierbare Prozessoptimierung durch den Einsatz von softwarebasierten Komponenten oder Einrichtungen.

Mittlerweise werden in nahezu allen deutschen KKW softwarebasierte Komponenten und Einrichtungen eingesetzt. Der Umfang dieser Umrüstungen erstreckt sich je nach Anlage von einzelnen Bauteilen in ansonsten konventionellen, nicht-softwarebasierten (festverdrahteten) Systemen bis hin zu komplett in softwarebasierter Technik ausgeführten Systemen. Als beispielhafte Einsatzbereiche softwarebasierter Technik können intelligente Messumformer und Messwertaufzeichner, Steuerungen von Hebezeugen, Notstromdieselaggregaten und Kältemaschinen, leittechnische Einrichtungen des Notstandsystems sowie Regelungs- und Begrenzungssysteme angeführt werden.

Durch die oben angesprochenen Modernisierungsmaßnahmen kommen auch verstärkt softwarebasierte, leittechnische Systeme, wie z. B. speicherprogrammierbare Steuerungen wie SIMATIC S5 oder S7, TELEPERM XS oder XP sowie Symphony Melody, zum Einsatz. Mit der verstärkten Integration dieser softwarebasierten Technik, auch bei der internen Vernetzung der KKW, steigt die Bedrohung durch unbefugte Zugriffe auf oder über solche Systeme (z. B. ein IT-basierter Angriff durch den die Programmstruktur oder der Funktionsablauf manipuliert wird). Aus diesem Grund sind neben den Sicherungsmaßnahmen für den physischen Schutz, zusätzlich für den Bereich der IT-Sicherheit, Sicherungsmaßnahmen zum Schutz der softwarebasierten Systeme, Komponenten und Einrichtungen zu treffen.

Dass IT-basierte Angriffe auf softwarebasierte Komponenten, Einrichtungen oder Systeme möglich sind und auch bereits vollzogen werden, hat spätestens die Schadsoftware „Stuxnet“ eindrucksvoll demonstriert. „Stuxnet“ hat im Jahr 2010 mehrere Schwachstellen von Microsoft ausgenutzt, um SCADA-Systeme (Supervisory Control and Data Acquisition, d. h. Systeme zur Überwachung und Steuerung technischer Prozesse), die SIMATIC WinCC oder SIMATIC PSC 7 von Siemens einsetzen, zu manipulieren. Dabei kann „Stuxnet“ theoretisch neben der Weitergabe von Daten auch spezifi-

sche Prozesse und Abläufe beeinflussen. Dies bedeutet, dass „Stuxnet“ grundsätzlich in der Lage ist, die Prozessbearbeitung einer Steuerung zu beeinflussen.

Damit solche IT-basierten Angriffe in KKW vermieden werden, müssen entsprechende Gegenmaßnahmen (sog. Sicherungsmaßnahmen) getroffen werden, die eine derartige Infektion bzw. Manipulation vorbeugen und abwehren können.

4.2.2 G 40 – Schäden an Reaktorwasser-Reinigungspumpen infolge von fluoridinduzierter transkristalliner Spannungsrisskorrosion

Am 24. März 2009 wurden in einem deutschen Kernkraftwerk Rissbefunde in den Dichtungsbereichen der O-Ringdichtungen der Zwischenlaternen (Wärmesperren) von zwei Reaktorwasser-Reinigungspumpen gemeldet. Im Rahmen metallographischer Untersuchungen entnommene Gefügeabdrücke zeigten an den Sitzflächen der O-Ringdichtungen einer der Pumpen klaffende und geradlinige Rissbildungen mit vereinzelten fein verästelten Nebenrissen und an der zweiten Pumpe verästelte transkristalline Rissbildungen, die auch hier dem Erscheinungsbild der transkristallinen Spannungsrisskorrosion entsprachen. Die Rissbildungen an beiden Zwischenlaternen waren größtenteils umlaufend im Nutgrund und an den Nutflanken der Sitzflächen der O-Ringdichtungen. Besonders ausgeprägt waren die Risse im Bereich der angeschweißten Haltepratzen. Die maximale Risstiefe betrug 13 mm an der Zwischenlaterne der ersten Pumpe, die vorwiegend in axialer Richtung (bezogen auf die Pumpenachse) verliefen. Neben den linearen lagen auch lokale lochförmige Befunde vor. Die Befunde im Fördergehäuse waren eher flächig und narbenförmig ausgeprägt und kleiner als 0,3 mm.

Am 1. September 2009 informierte ein weiteres deutsches Kernkraftwerk über Rissbefunde im Dichtungsbereich einer O-Ringdichtung der Zwischenlaterne einer Reaktorwasser-Reinigungspumpe. Das Schadensbild entsprach den Befunden, wie sie im anderen Kernkraftwerk aufgetreten sind, mit einer maximalen Risstiefe von über 17 mm. Neben den linearen und lokal lochförmigen Befunden wurden zusätzlich an der O-Ringauflagefläche des Fördergehäuses auch umlaufende punktförmige Befunde festgestellt.

Die betroffenen Pumpen sind Bestandteil des Reaktorwasser-Reinigungssystems und haben die Aufgabe, Reaktorkühlmittel in dieses System zu fördern. In beiden Kernkraftwerken handelt es sich dabei um einstufige Kreiselpumpen gleicher Bauart desselben Herstellers.

Die Pumpen bestehen im Wesentlichen aus den Fördergehäusen mit Saug- und Druckstutzen, den Zwischenlaternen, Antriebsblöcken und Lagerböcken. Die Zwischenlaternen sind an die Fördergehäuse angeflanscht und haben jeweils eine in eine Dichtungsnut eingelegte innere (primäre) Graphit-Flachdichtung und eine äußere (sekundäre) O-Ringdichtung aus PTFE (Teflon). Die Pumpen werden mit heißem Reaktorkühlmittel von ca. 280 °C beaufschlagt, das an der Primärdichtung unter einem Druck von ca. 80 bar ansteht. Die Zwischenlaternen werden zum Schutz der elektrischen Antriebe vor hohen Temperaturen mit Wasser von ca. 30 °C gekühlt. Aufgrund des geförderten Mediums sind die Pumpen einer erhöhten Strahlung ausgesetzt.

Fördergehäuse, Zwischenlaternen und Antriebsblöcke sind durch Dehnschraubenbolzen miteinander verbunden. Die Fördergehäuse und die Zwischenlaternen sind aus dem austenitischen Stahl 1.4571 geschmiedet.

Der für den Schädigungsmechanismus notwendige Feuchteeintrag kam in der ersten Anlage durch Kondensationsprozesse in der Leckageabsaugeleitung zustande, welche an den Raum zwischen der primären und sekundären O-Ringdichtung angeschlossen ist. In der zweiten Anlage wurde eine zeitweilige, unentdeckte Undichtigkeit der primären Graphit-Flachdichtung als mögliche Ursache für den Feuchteeintrag angenommen.

4.2.3 G 41 – Neutronenflussrauschen

Neutronenflussschwankungen bzw. Neutronenflussrauschen ist seit langem ein bekanntes Phänomen.

In der letzten Dekade zeichnete sich in deutschen Anlagen ab, dass die Schwankungen der Neutronenflusssignale nicht nur im Verlauf eines Zyklus zunehmen, sondern dass die Schwankungen in der Abfolge der letzten Zyklen deutlich zunahmen. Bis vor ca. 10 Jahren hatten die Rauschamplituden bei Werten um ca. 1 % in DWR ohne Vorwärmkammer in den Dampferzeugern und ca. 3 – 4 % in DWR mit Vorwärmkammer gelegen. Innerhalb weniger Betriebszyklen der letzten 10 Jahre vergrößerten sich die Schwankungen um einen Faktor von bis zu 2.5 auf 8 – 10 % in DWR mit Vorwärmekammer. Die Schwankungen treten dabei lokal mit unterschiedlichen Phasen auf, so dass sich aus der Mittelung dieser Neutronenfluss-Schwankungen eine globale Leistungsschwankung von nur etwa 1 % ergibt.

Die kontinuierlich gemessenen Neutronenfluss-Signale der Kerninnen- und Kernaußeninstrumentierung eines DWR werden im Reaktorschutzsystem, Reaktorbegrenzungssystem, in der Störfallfolgeinstrumentierung und in der betrieblichen Leittechnik verarbeitet. Die Neutronenfluss-Messungen erfolgen dabei redundant mit einer Anzahl örtlich verteilter Detektoren sowie diversitär mittels unterschiedlicher Detektortypen.

Die Grenzwerte der Leistungsbegrenzung (5 % erhöhte Signalamplitude) wurden vereinzelt bereits vor 10 Jahren von auftretenden Schwankungen in den ungefilterten Neutronenflusssignalen erreicht, insbesondere bei den DWRs mit Vorwärmkammern.

Zur Erfassung der lokalen Leistungsverteilung im Kern werden die Incore-Detektoren (Spaltkammern) herangezogen. Die Incore-Detektoren werden mit Hilfe des stärker räumlich auflösenden Kugelmesssystems diskontinuierlich kalibriert. Zur globalen, kernweiten, Leistungsbestimmung werden die Signale der Excore-Detektoren (Ionisationskammern) ausgewertet. Zur kontinuierlichen Bestimmung der thermischen Reaktorleistung werden neben den Messungen der hydraulischen Parameter (Kühlmittel-Temperatur, -Druck, -Durchsatz) Neutronenfluss-Messungen einbezogen. Kurzzeitige Schwankungen im Neutronenflusssignal werden folglich als kurzzeitige Schwankungen in der Reaktorleistung interpretiert und als Eintrittssignal im Leistungsbegrenzungssystem verarbeitet.

Um die vermehrte Auslösung von Begrenzungssignalen infolge des Auftretens erhöhter Neutronenflussschwankungen zu vermeiden, wurden bereits 1990 signaltechnische Neubewertungen der Neutronenflussschwankungen durchgeführt. Im Ergebnis dieser Bewertung wurde die Dämpfung der Schwankungsamplituden mit Hilfe von Filtern genehmigt und in den Anlagen realisiert. Die einfachste Dämpfung verwendet ein Verzögerungsglied mit einer festen Zeitkonstante in der Signal-Verarbeitungskette. Dies bedeutet, dass ein tatsächlicher Leistungssprung erst nach einer Verzögerungszeit im Reaktorschutz erkannt wird. Intelligente Dämpfungen sehen deshalb die Verfolgung des Rauschbandes vor. Die Grenzwerte des Rauschbandes werden anlagenspezifisch bestimmt und erlauben Neutronenflussschwankungen bis zu 10 %. Innerhalb des Rauschbandes werden die gemessenen Werte des Neutronenflusssignals über ein definiertes Zeitintervall gemittelt und dieses Ergebnis als schwankungsfreies Begrenzungssignal zur Verfügung gestellt. Auftretende Transienten im Neutronenfluss führen zu einer Verschiebung des Rauschbandes und damit zum Ansprechen des Grenzwertes.

Die durch die Filterung der Neutronenflusssignale verursachte Signalverzögerung von Sprüngen des Messsignals bzw. Nichtauslösung von Signalen durch Dämpfung des Messsignals haben einen sicherheitstechnischen Einfluss auf die Wirksamkeit von Begrenzungs- und Schutzmaßnahmen, die entweder verzögert oder im ungünstigsten Fall gar nicht ausgelöst werden. Auftretende globale Neutronenflussschwankungen sind ein Indikator für Leistungsschwankungen infolge sich zeitlich verändernder Prozessbedingungen im Reaktorkern. Die Dynamik der Prozessbedingungen wird vor allem durch die thermohydraulischen Schwankungen im Reaktorkern im Zusammenhang mit der Durchströmung der Brennelemente und der damit verbundenen zeitlichen Änderungen von Temperatur, Dichte und Moderation des Kühlmittels bestimmt. So beeinflusst die Wirbelbildung im Brennelement die Wärmeabtragung am Brennstab mit einer schwankenden Veränderung der Kühlmittel-Parameter sowie die mechanische Integrität der Brennelementstruktur durch Schwingungsanregung.

Bei den Schwankungen im Neutronenflusssignal muss zwischen dem inhärenten Prozessrauschen und den von außen aufgeprägten Modulationen unterschieden werden. Das Neutronenflussrauschen im DWR wird verursacht durch den stochastischen Prozess der Kernspaltung im Reaktorkern. Dies bedeutet, dass die Zahl der Spaltungen und damit auch die Neutronenbilanz in einem bestimmten Zeitintervall einer Zufallsverteilung genügen. Entsprechend dieser Zufallsverteilung schwankt die thermische Neutronenflussdichte während des Reaktorbetriebes um einen Mittelwert, der in seiner Ortsabhängigkeit der stationären Neutronenflussdichteverteilung des Reaktorkerns entspricht. Die Peak-Amplituden des Neutronenflussrauschens im DWR erhöhen sich im Verlauf eines Betriebszyklus deutlich infolge der Veränderungen der Spalt-, Absorptions- und Einfangquerschnitte mit zunehmendem Kernabbrand proportional zu dem Moderator-Temperatur-Koeffizienten der Reaktivität. Dieser Effekt wird zusätzlich durch die im letzten Jahrzehnt veränderte Kernbeladung mit Brennelementen höherer Anreicherung und MOX-Brennelementen verstärkt. Die Veränderung des Moderator-Temperaturkoeffizienten durch die veränderte Kernbeladung allein erklärt jedoch nicht den starken Anstieg der Neutronenflussschwankungen in den letzten Jahren. Weiterhin verursachen thermo-hydraulische Schwingungen und mechanische Schwingungen der Kerneinbauten im Reaktorkern (Brennelemente und Kernbehälter) und der Reaktorkomponenten (Reaktordruckbehälter) Modulationen der Neutronenflussschwankungen. Diese Modulationen können zu einer Veränderung der Amplituden lokaler Schwankungen der Neutronenflussdichte und auch zu einer Amplitudenveränderung der globalen Reaktivitätsschwankungen führen. Bei den Frequenzen der Schwankungen können Werte bis etwa 25 Hz beobachtet werden, wobei sich die Amplituden der Schwankun-

gen zu höheren Frequenzen hin deutlich verringern (entsprechend der Zufallsverteilung). Auf Grund der Rückkopplung der Prozesse im Reaktorkern beeinflussen Schwankungen der Temperatur über den Moderator-Temperatur-Koeffizienten der Reaktivität die Schwankungen der Neutronenflussdichte breitbandig im gesamten Frequenzbereich.

4.2.4 G 42 – Belastung von Systemen der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters bei Unfällen

Bei den Unfallabläufen in den KKW am Standort Fukushima kam es in den Blöcken 1 bis 3 infolge der auslegungsüberschreitenden Ereignisse mit Kernschäden und der damit verbundenen Wasserstoffentstehung zu einem kontinuierlichen starken Druckanstieg im Sicherheitsbehälter (SHB) weit über den Auslegungsdruck hinaus, der eine Druckentlastung zwingend erforderlich machte. Die Druckentlastung erfolgte in allen Fällen ungefiltert in die Umgebung durch an den Sicherheitsbehälter angeschlossene Lüftungsleitungen.

In deutschen Anlagen sind seit den späten 80er Jahren Systeme der gefilterten Druckentlastung des SHB als Notfallmaßnahme vorgesehen, die auf diesbezügliche Empfehlungen der RSK von 1987/88 zurückgehen. Mit ihnen soll ein Überdruckversagen des SHB durch kontinuierlichen Druckaufbau verhindert werden, indem im SHB angesammelte Gase (Luft, Dampf, H2, CO und CO2) sowie luftgetragene radioaktive Aerosole und Edelgase, die im Verlauf von Unfällen gebildete werden, gefiltert an die Umgebung abgegeben werden. Die Systeme sind entweder im peripheren Bereich des SHB bei DWR oder in die Kondensationskammer bei SWR eingebunden. Die Filter stehen dabei zumeist außerhalb des SHB in angrenzenden oder separaten Gebäuden. Die Rohrleitungsführung zur Ableitung der Abgase/Abluft in die Umgebung ist anlagenspezifisch unterschiedlich ausgeführt.

Eine Überprüfung von Notfallmaßnahmen – hier der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters – im Hinblick auf ihre anlagenspezifische Umsetzung in deutschen Anlagen wird in der Weiterleitungsnachricht der GRS (WLN 2012/02) empfohlen. Dort heißt es u. a.: „Das System zur gefilterten Sicherheitsbehälter (SHB)-Druckentlastung ist so auszuführen, dass es unter den bei Notfällen anzunehmenden Randbedingungen, wie beispielsweise bei Station-Blackout mit zusätzlichem Verlust der Gleichstromversorgung und auch unter ungünstigen radiologischen Bedingungen, be-

trieben werden kann. Im Zusammenhang mit dem Druckentlastungsvorgang stehende potentielle H2-Verbrennungsvorgänge müssen auch in den Ventingleitungen und gegebenenfalls in den Sammelräumen für die Fortluft oder anderer Bereiche des Reaktorgebäudes ausgeschlossen werden können. Ein langfristiger Betrieb des gefilterten SHB-Druckentlastungssystems ist vorzusehen."

Die Problematik möglicher H2-Verbrennungsvorgänge während des Druckentlastungsvorgangs in den Ventingleitungen und insbesondere in den Sammelräumen für die Fortluft resultiert aus der anlagenspezifischen Ausführung der Systeme und ist für solche Systeme u. U. relevant, die keine getrennte Abgas-/Abluftführung haben. Dort kann es durch Beimengung von Luft aus betrieblichen Lüftungssystemen in den Ventinggasmassenstrom, der einen hohen Anteil brennbarer Gase (H2, CO) enthält, zu brennbaren Gasgemischen kommen. Die Bedingungen und Zeiten im Ventingprozess, unter denen dies möglich ist, sind abhängig vom Systemaufbau. Sie sollten bei den vorgesehenen Fahrweisen des Ventingsystems berücksichtigt, d. h. solche Zustände sollten vermieden werden.

4.2.5 G 43 – Rückhaltung von Spaltprodukten in der Kondensationskammer von SWR bei Unfällen

Bei den Unfallabläufen in den KKW am Standort Fukushima mit Siedewasserreaktoren mit Mark I Containment kam es in den Blöcken 1 bis 3 infolge der auslegungsüberschreitenden Ereignisse mit komplett ausgefallener Wärmeabfuhr (Reaktorkern zeitweilig, Kondensationskammer lang andauern) zu schweren Kernschäden und damit verbunden zur Wasserstofferzeugung und Radionuklidfreisetzung aus dem Kern. Die Freisetzung aus dem Reaktor erfolgte primär über Sicherheits- und Entlastungsventile in die Kondensationskammer, wo ein Teil der Radionuklide beim Durchströmen in der Wasservorlage zurückgehalten wurde. Die Zustände in der Wasservorlage (Temperatur, Wassermenge, Druck, etc.) beeinflussen die Rückhaltung in der Kondensationskammer, der automatische Druckausgleich zwischen Kondensations- und Druckkammer führt trotzdem auch zum Übertrag von Wasserstoff und gasförmigen Radionukliden und Edelgasen in die Druckkammer.

Bei der erforderlichen Druckentlastung des Sicherheitsbehälters in der weiteren Folge des Unfalls, die in allen Fällen ungefiltert durch an die Druckkammer des Sicherheitsbehälters angeschlossene Leitungen in die Umgebung erfolgte, kam es zu signifikan-

ten Freisetzungen an Wasserstoff , Radionukliden und Edelgasen. Unsicher ist, wie stark die freigesetzte Menge an Radionukliden in die Umgebung beim Venting durch die Rückhaltung von Radionukliden in der Kondensationskammer beeinflusst wurde.

In deutschen Anlagen sind seit den späten 80er Jahren Systeme der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters (SHB) als Notfallmaßnahme vorgesehen, die auf diesbezügliche Empfehlungen der RSK von 1987/88 zurückgehen. In den Filtern können aerosolförmige Radionuklide und bestimmte Iodspezies zurückgehalten werden. Die Abluftleitungen der Systeme sind entweder im peripheren Bereich des SHB bei DWR oder in die Kondensationskammer bei SWR eingebunden. Letzteres wurde für SWR von der RSK empfohlen, um damit die Rückhaltefunktion der Kondensationskammer für Radionuklide bei Unfällen mit auszunutzen.

Für auslegungsüberschreitende Stör- und Unfallabläufe in SWR (SWR-72 in Deutschland, SWR mit Mark I bis III Containment oder andere im Ausland), aber auch in DWR mit Druckabbausystemen im Ausland (RBMK, WWER-440/W-213) ist dabei das Auswaschen bzw. die Rückhaltung radioaktiver Aerosole und Spaltprodukte in Wasservorlagen von hoher Bedeutung. Durchströmen Gasblasen, die Aerosole/Spaltprodukte und Iod enthalten (im Leckmassenstrom bzw. beim Abblasen unter Wasser) eine Wasservorlage (die Kondensationskammer bei SWR oder spezielle bubble condenser bei WWER), kommt es zu einem Übergang von Aerosolen und Iod aus den Blasen in das Wasser. Der Prozess wird generell als Pool-Scrubbing bezeichnet und die Effizienz hängt maßgeblich von den Zuständen in der Wasservorlage sowie den Einströmbedingungen und -geometrien ab.

Das Auswaschen radioaktiver Aerosole und Spaltprodukte aus Gasen beim Durchgang durch Wasservorlagen wird in COCOSYS und ASTEC durch das Modell SPARC beschrieben (Suppression Pool Aerosol Removal Code). Das Rechenprogramm SPARC wurde im Zeitraum 1985 bis 1990 in den USA (am Pacific Northwest Laboratory, PNL) zur Berechnung der Rückhaltung von in einem Trägergas suspendierten Aerosolpartikeln bei Durchströmung einer Wasservorlage /OWC 85, OWC 91/ entwickelt. Folgende Experimente wurden zur Modellentwicklung und -validierung verwendet: EPRI Serie 1 /CUN 86/, Serie 2 /KUH 91a/, Serie 3 /KUH 91b/, Versuche bei CIEMAT /PEY 95/, POSEIDON /DEH 97/.

Ausgehend von dieser SAPRC-Version wurde in den 90er Jahren das Rechenmodell von der Battelle Ingenieurtechnik GmbH, Eschborn, (heute: Becker Technologies

GmbH) überarbeitet und unter der Bezeichnung SPARC-B/98 in den GRS-Integralcode COCOSYS (und nachher auch in ASTEC) zur Beschreibung des Aerosolverhaltens im Sicherheitsbehälter integriert /FIS 94, FIS 96, FIS 98/. In der aus diesen Arbeiten hervorgegangenen Version SPARC-B/98 wurden Untermodelle bereit gestellt, die den Zustandsbedingungen in einer Reaktoranlage genauer Rechnung tragen und wichtige Einflüsse auf das Abscheidungsverhalten in den verschiedenen Stadien der Blasenbildung auf der Basis von experimentgestützten, semiempirischen Modellierungen erfassen, wie z. B. Modelle für eingetauchte Gasstrahlen, Strömungsverhältnisse an einem Verteilerrohr, Blasenbildung am Tauchrohr, Rezirkulation in der Wasservorlage, Freisetzung in flache Wasservorlagen, Resuspension an der Wasseroberfläche. Die von Battelle durchgeführte Validierung erstreckt sich über einen Umfang von 81 Einzelversuchen und zeigt eine konservative Unterschätzung der Dekontaminationsfaktoren, d. h. der Rückhaltung von Radionukliden im Wasser.

Im Arbeitspunkt WP3 von SARNET: „ASTEC Validation Against Experiments“ wurde vom spanischen Institut CIEMAT das SPARC-98/B-Modell in ASTEC V1.32 auf Basis der Versuche der POSEIDON-Serie überprüft und mit der Version SPARC-90 (im Stand-Alone-Betrieb) verglichen. Als Ergebnis dieser Analyse wurde die Leistungsfähigkeit von SPARC-98/B deutlich schlechter als die von SPARC-90 beurteilt, da die von SPARC-98/B berechneten Rückhaltefaktoren die experimentellen Werte scheinbar systematisch unterschätzen. Hier sind weiterführende Arbeiten erforderlich, um eine neue anerkannte Modellierung bereitzustellen, mit der anlagenspezifische Analysen durchgeführt werden können.

Von der GRS werden darüber hinaus im Rahmen eines vom BMUB geförderten Vorhabens Analysen zu den Filtersystemen in den deutschen KKW durchgeführt. Zielsetzung der geplanten Arbeiten des Vorhabens ist es, mit den in der GRS nach Stand von W+T verfügbaren Rechenprogrammen (COCOSYS für Modelle des Gleitdruckventuriwäschers und anderer Filtersysteme, ATHLET-CD/COCOSYS oder ASTEC oder MELCOR zur Berechnung der relevanten Unfallabläufe und des Quellterms in den SB), die Belastung von Gleitdruckventuriwäschern – insbesondere die Aerosol- und Iodbeladung, strömungsdynamische (Plugging) und thermische Belastung z. B. durch die Nachzerfallswärme der zurückgehaltenen Spaltprodukte oder Verbrennungsvorgänge und den verbleibenden Spaltprodukt-Quellterm an die Umgebung bei verschiedenen auslegungsüberschreitenden Ereignissen detailliert zu analysieren.

Im 7. Rahmenprogram der EU wurde das experimentelle Forschungsprogramm PASSAM (Passive and Active Systems on Severe Accident source term Mitigation) in 2013 gestartet, das von IRSN koordiniert wird. Acht Partner aus sechs Ländern nehmen daran teil: IRSN (Frankreich), CIEMAT & CSIC (Spanien), PSI (Schweiz), RSE (Italien), VTT (Finnland) und die Industrie vertreten durch EDF (Frankreich) & AREVA (Deutschland). Durchgeführt werden experimentelle und theoretische Arbeiten zu Maßnahmen zur Schadensbegrenzung, speziell zu Filtersystemen aber auch zu neuen innovativen Rückhaltesystemen.

4.2.6 G 44 – Redundanzübergreifende Schäden durch Korrosion in Nebenkühlwassersystemen

Mit Fluss- oder Brackwasser beaufschlagte Anlagenteile des Nebenkühlwassersystems werden häufig durch ein kathodisches Korrosionsschutzsystem vor Korrosion geschützt. Voraussetzung für die Funktionsfähigkeit dieses Korrosionsschutzes ist dabei eine leitfähige Verbindung zu allen zu schützenden Bauteilen.

In einer deutschen Anlage trat trotz aktiven kathodischen Schutzsystems Korrosion an einem so genannten Gehäuselosen Schieber an der Mutter der Schieberplattenaufhängung auf der Saugseite einer Nebenkühlwasserpumpe auf. Dies führte dazu, dass dieser Schieber nicht mehr geöffnet werden konnte und somit der entsprechende Strang des Nebenkühlwassersystems ausfiel. An einer anderen Redundanz wurde bei einer Inspektion ebenfalls starke Korrosion an einem Schieber an der gleichen Mutter gefunden; dieser befand sich allerdings in offener Stellung und konnte nicht mehr geschlossen werden.

Eine der Ursachen war in beiden Fällen, dass der als Mutternsicherung verwendete Klebstoff so aufgebracht worden war, so dass die leitende Verbindung zwischen Schieber und Mutter unterbrochen wurde. Somit waren die Muttern ungeschützt dem chloridhaltigen Brackwasser ausgesetzt und korrodierten. Eine weitere Ursache für den schnellen Korrosionsfortschritt lag darin, dass die Muttern nicht aus dem spezifizierten Werkstoff gefertigt waren. Durch eine Werkstoffverwechslung beim Hersteller der Muttern waren diese falsch gestempelt worden und bestanden nicht aus demselben Werkstoff wie die Schrauben, sondern einem in chloridhaltigem Wasser deutlich weniger korrosionsbeständigen Stahl.

Sicherheitstechnisch bedeutend war dabei die Tatsache, dass es sich um eine systematische Schädigung handelte, die potenziell zu einem redundanzübergreifenden Ausfall der Nachwärmeabfuhr aus gleicher Ursache führen könnte. Korrosion durch unterbrochenen kathodischen Korrosionsschutz oder eine systematische Werkstoffverwechslung kann potenziell auch an anderen sicherheitstechnisch wichtigen, mit Kühlwasser beaufschlagten Komponenten auftreten und zu deren Ausfall führen.

4.2.7 G 45 – Schäden an Komponenten durch Dekontamination

Dekontamination von mit Reaktorwasser beaufschlagten Komponenten wird gelegentlich durchgeführt, um die Strahlenbelastung des Personals bei nachfolgenden Arbeiten zu reduzieren. Bei Anlagen in der Nachbetriebsphase wird üblicherweise eine Systemdekontamination des Primärkreises und der angrenzenden Hilfs- und Nebenanlagen durchgeführt, um die Strahlenbelastung während der folgenden Abbauphasen soweit wie möglich zu verringern.

In einer deutschen DWR-Anlage in der Nachbetriebsphase wurde dabei ein neues Verfahren angewandt, bei dem die Menge an zusätzlich benötigten Geräten und Leitungen so gering wie möglich gehalten wurde. Während des Dekontaminationsprozesses mussten innerhalb kurzer Zeit zwei Hauptkühlmittelpumpen aufgrund ansteigender Wellenschwingungen abgeschaltet werden, so dass die Dekontamination gestoppt wurde. Auslöser war starke Korrosion an Schrauben und Muttern innerhalb der Pumpen. An Armaturen im Nachkühlsystem wurden ebenfalls Korrosionsschäden festgestellt. Ursache war mangelnde Beständigkeit mehrerer verwendeter Werkstoffe gegenüber dem Dekontaminationsmedium. Es handelt sich dabei um verschiedene martensitische Chromstähle, die insbesondere bei niedrigen Chromgehalten unter 13 % und bei höheren Strömungsgeschwindigkeiten deutliche Korrosionsschäden zeigten. Schäden an den durchgängig austenitischen Oberflächen der Druckführenden Umschließung wurden nicht festgestellt.

Diese Schäden waren sicherheitstechnisch bedeutend, da alle vier Redundanzen des Nachkühlsystems in den Dekontaminationsprozess eingebunden waren. Deren Funktionsfähigkeit hätte durch den Dekontaminationsprozess beeinträchtigt werden können. Da im Brennelement-Lagerbecken noch Wärme entwickelnde Brennelemente lagerten, wäre bei einem Ausfall der beiden Stränge der Beckenkühlung, die nicht in den Dekontaminationsprozess eingebunden war, ein Strang des Nachkühlsystems angefordert

worden. Bei einem gleichzeitigen Ausfall beider Stränge der Beckenkühlung und Zuschalten eines Strangs des Nachkühlsystems wären außerdem Dekontaminationschemikalien in das Brennelement-Lagerbecken gelangt, für das die Verträglichkeit aber nicht nachgewiesen war, wodurch potenziell Schäden am Becken selbst, den Lagergestellen oder den Brennelementen hätten auftreten können.

Darüber hinaus ist dieses Verfahren grundsätzlich auch für Anlagen vorgesehen, die anschließend wieder in den Leistungsbetrieb gehen sollen. Bei diesen könnten unentdeckte Schäden an Einbauten von Armaturen und Pumpen zu späteren Ausfällen im Betrieb führen.

4.2.8 G 46 – Methodik zur probabilistischen Analyse von Bauwerken für kerntechnische Anlagen

Bei den bisherigen probabilistischen Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke wurde das Verhalten baulicher Anlagen in der Regel nicht bewertet. Weil die Versagenswahrscheinlichkeit von Bauwerken jedoch niemals gleich Null ist, muss diese quantitativ abgeschätzt werden. Bei Bauwerksversagen können verschiedene Versagensmechanismen und Versagensszenarien auftreten. Deshalb ist es notwendig, alle möglich Versagensmechanismen und Versagensszenarien zu betrachten und die auf das Szenario bezogene Versagenswahrscheinlichkeit zu berechnen. Dabei handelt es sich um eine komplexe ingenieurtechnische und mathematische Aufgabe. Um diese Aufgabe zu lösen, können Methoden für eine probabilistische Bauwerksbemessung aus dem konventionellen nichtnuklearen Industriebauwesen herangezogen werden.

Während der letzten Jahrzehnte wurden im konventionellen Bauwesen zahlreiche Forschungsarbeiten zur probabilistischen Berechnung bzw. Zuverlässigkeitsabschätzung von Bauwerken durchgeführt. Es wurden Bewertungsansätze für die probabilistische Bemessung entwickelt und erprobt. Dabei entstand in Europa ein einheitliches bautechnisches Regelwerk, der Eurocode (u. a. DIN EN 1990 „Grundlagen der Tragwerksplanung“). Dieses Regelwerk bestimmt die Zielzuverlässigkeit baulicher Anlagen. Die DIN EN 1990 „Grundlagen der Tragwerksplanung“ erlaubt es für Sonderbauwerke (z. B. kerntechnische Anlagen, Dämme, Brücken usw.) mit Zustimmung der zuständigen Behörde eine Bemessung mit direkter Anwendung probabilistischer Verfahren durchzuführen.

Recherchen, inwieweit die Zuverlässigkeit baulicher Anlagen ausländischer Kernkraftwerke berücksichtigt werden kann, zeigten, dass, abgesehen von einzelnen probabilistischen Untersuchungen (z. B. in Schweiz), die Bauwerkszuverlässigkeit kerntechnischer Anlagen nicht systematisch untersucht wird.

4.2.9 G 47 – Asymmetrischer Fehler in der Stromversorgung

Der asymmetrische Fehler in der Stromversorgung bezeichnet einen Fehler in ein- oder zwei Phasen eines Drehstromsystems. Bei Ausfall einer (oder zwei) Phasen auf der Oberspannungsseite (z. B. externes Netz) eines Transformators können noch Spannungen und Ströme auf der Unterspannungsseite (z. B Eigenbedarf der Anlage) auftreten. Dies kann dazu führen, dass ein asymmetrischer Zustand, auch über einen längeren Zeitraum, nicht erkannt wird. Dies kann vor allem bei niedriger Belastung der Transformatoren der Fall sein und hängt stark von der Topologie des Transformatorkerns und dessen Windungskonfiguration ab.

Ausgelöst wird ein asymmetrischer Fehler meist durch mechanische Schäden an Isolatoren und Schalteinrichtungen einer oder zwei Phasen.

Das Risiko eines solchen asymmetrischen Fehlers geht von seinen Auswirkungen auf die Verbraucher der Unterspannungsseite und von seiner schweren Erkennbarkeit aus. Durch den Wegfall einer Phase auf der Oberspannungsseite kann es zu erhöhter Stromaufnahme von Komponenten auf der Unterspannungsseite kommen ohne dass Schutzeinrichtungen ansprechen. Weiterhin kann der asymmetrische Fehler auch bei Ansprechen von Schutzeinrichtungen zur Unverfügbarkeit von Komponenten führen.

Vor allem die Bildung des Notstromsignals zum Start der Dieselgeneratoren kann durch den Phasenfehler verhindert werden, da dieses durch Unterspannung und Unterfrequenz auf den Notstromschienen angeregt wird. Der asymmetrische Fehler in der Stromversorgung kann sowohl zur Unverfügbarkeit von Komponenten des Sicherheitssystems, ggf. auch redundanzübergreifend als auch zu einem unerkannten Station-Black-Out führen. Zur Normalisierung dieses Anlagenzustandes sind meist Handmaßnahmen erforderlich.

Prominente Ereignisse der jüngeren Betriebserfahrung sind die Vorfälle in

- den Blöcken 1 und 2 des Kernkraftwerk Byron (USA) vom 28.02.2012 und 30.01.2012,
- dem Kernkraftwerk James A. FitzPatrick/James A. FitzPatrick NPP/Nine Mile Point NPP (New York, USA), 19.12.2005,
- im Beaver Valley NPS (Pennsylvania, USA), Unit 1, 27.11.2007,
- im Forsmark NPP (Schweden), Block 3, 30.05.2013 und im
- Palo Verde NGS (Arizona, USA), Unit 1 - 3, 14.06.2004.

4.2.10 J 1 – Neutronenphysikalische Analyse von degradierten Kernbeladungen nach schweren Störfällen

Während eines schweren Störfalls in einem Leichtwasserreaktor ist die geometrische Anordnung des Spaltmaterials, sowie der anderen Strukturen im Reaktor teilweise oder ganz zerstört. Die Untersuchung des teilweise geschmolzenen Kerns des Reaktors TMI-2 hat gezeigt, dass an unterschiedlichen Orten des Reaktors beispielsweise Hohlräume, lose Bruchstücke des Kerns und Brocken von Corium (inkl. Kruste und geschmolzenem Kernmaterial) aufzufinden sind. Zusätzlich verändern chemische Reaktionen die Materialspezifikationen und durch die Zerstörung der Hüllrohre können Spaltprodukte in das Kühlmittel gelangen. Die neue geometrische/chemische Zusammensetzung des Reaktorkerns kann im Extremfall zu einer Re-Kritikalität führen.

Beispielsweise wurde 236 Tage nach dem Reaktorunglück im Block 2 des Kraftwerkes Fukushima-Daiichi eine erhöhe Konzentration von Xe-133 und Xe-135 gemessen, was darauf hindeutet, dass der Kern zwischenzeitlich lokal kritisch geworden ist.

4.2.11 CH 1 – Anrisse im Dichtungsgehäuse der Hauptkühlmittelpumpe von Druckwasserreaktoren

Ausgelöst durch Befunde in Dichtungsgehäusen der Hauptkühlmittelpumpen in einem Schweizer Kernkraftwerk wurden auch bei deutschen Kernkraftwerken mit baugleichen Hauptkühlmittelpumpen die Pumpen geöffnet und das Dichtungsgehäuse einer Ober-

flächenprüfung mit dem Farbeindringverfahren im Bereich des Sitzes zu der Bundhülse unterzogen.

Diese Prüfung ergab Rissbefunde in den Sacklochgewinden, in der Dichtungsnut und an der Sitzfläche zu der Bundhülse. Im Rahmen einer Übertragbarkeitsprüfung wurde in einem weiteren deutschen Kernkraftwerk eine baugleiche Hauptkühlmittelpumpe geöffnet und ähnliche Rissbefunde wie in dem anderen deutschen Kernkraftwerk und in der Schweizer Anlage im Dichtungsgehäuse festgestellt.

4.2.12 BE 1 – Zahlreiche Anzeigen in Schmiederingen von Reaktordruckbehältern (Ultraschall-anzeigen am Reaktordruckbehälter des belgischen Kernkraftwerkes Doel, Block 3)

In der belgischen Kernkraftwerksanlage Doel, Block 3 (Doel-3) wurden während der Revision 2012 zum ersten Mal betriebsbegleitende Ultraschall-Prüfungen (UT) am Grundwerkstoff des Reaktordruckbehälters (RDB) durchgeführt. Hierbei kam eine speziell für die Erkennung von Unterplattierungsrissen qualifizierte Ultraschalltechnik zum Einsatz, die bereits früher in Frankreich eingeführt worden war (siehe IRS-Meldung 7368). Dabei erstreckt sich der Prüfumfang über den gesamten kernnahen Bereich des RDB, d. h. die beiden kernnahen zylindrischen Mantelringe und die verbundenen Umfangsschweißnähte. Das eingesetzte Ultraschallverfahren ist geeignet, Risse im Bereich der Grenzfläche zwischen Plattierung und Grundwerkstoff bis zu einer Tiefe von ca. 25 mm zu finden. In den RDB von Doel-3 und Tihange-2 wurden jedoch keine Unterplattierungsrisse gefunden, sondern eine große Anzahl von Anzeigen von Fehlern in verschiedener Tiefe in den beiden zylindrischen Mantelringen. Da diese Prüftechnik jedoch weder geeignet ist Fehler in größerer Tiefe, noch Fehler parallel zur Oberfläche zu finden, wurde zusätzlich UT mit senkrechter Einschallung (0 °) eingesetzt. Damit wurden meist in größerer Tiefe des Grundwerkstoffs tausende ebene, flächige Anzeigen gefunden, die nahezu parallel zur Oberfläche liegen. Mit der IRS-Meldung 8244 ist von der belgischen Behörde FANC über diese Anzeigen berichtet worden. Darüber hinaus hat FANC auf seiner Webseite auch Berichte des Betreibers zu den Sicherheitsnachweisen und eigene Bewertungsberichte veröffentlicht.

Nach intensiver Auswertung einer Reihe von experimentellen und theoretischen Untersuchungen wurden die Anzeigen in den RDB von Doel-3 und Tihange-2 eindeutig wasserstoffinduzierten Fehlern („Wasserstoff-Flocken“) zugeordnet. Nach heutiger (2014)

Erkenntnis können sich diese nur während der Herstellung des Grundwerkstoffs bilden, und zwar beim Abkühlen des Stahls von hohen Temperaturen auf Raumtemperatur durch Anreicherung von Wasserstoff an Seigerungen und Einschlüssen. Große Schmiedestücke neigen besonders zur Bildung solcher Flocken, während Bleche als weit weniger empfindlich gelten. Die Schmiederinge für Doel-3 und Tihange-2 wurden seinerzeit vom niederländischen Hersteller Rotterdam Droogdok Maatschappij (RDM) gefertigt.

Für große Schmiedestücke werden die Abnahmeprüfungen des Grundwerkstoffs, die auch Ultraschall-Prüfungen mit einschließen, als der entscheidende Schritt angesehen, um die Anwesenheit von Wasserstoff-Flocken auszuschließen. Entsprechend internationaler Praxis werden alle großen Schmiedestücke solchen Abnahmeprüfungen unterzogen, ehe sie weiter zu Komponenten zusammengeschweißt werden. Stücke mit klaren Anzeigen von Flocken werden verworfen. Für die Schmiedestücke von Doel-3 und Tihange-2 konnte nicht mehr geklärt werden, warum diese die Abnahmeprüfungen ohne Beanstandungen passiert haben, anstatt verworfen zu werden. Nach diesen Abnahmeprüfungen wird entsprechend den Regelwerks-Anforderungen westlicher Länder das gesamte Volumen des Grundwerkstoffs nie wieder geprüft.

Die „Flocken“ sind zwar keine „Risse“, stellen jedoch Trennungen innerhalb des Werkstoffs dar, von denen angenommen wird, dass sie sich ähnlich ungünstig auf das mechanische Verhalten der Komponente auswirken. Deshalb werden die Flocken im Rahmen der Integritätsbewertung des RDB wie Risse behandelt. Für die allgemeine Vorgehensweise bei der Integritätsbewertung des RDB siehe Issue CI-1 „Integrität des Reaktordruckbehälters“.

Angesichts der großen Anzahl von Anzeigen in den RDB von Doel-3 und Tihange-2, für die angenommen wird, dass sie durch eine dichte „Wolke“ nahe beieinander liegender Flocken verursacht werden, entstehen für die Integritätsbewertung des RDB einige besondere Unsicherheiten. Dafür liegen folgende Gründe vor:

- Die korrekte Zählung, Größenbestimmung und Charakterisierung der Flocken auf Basis der Ultraschallanzeigen ist besonders schwierig. Bestehende Vorgehensweisen für die Größenbestimmung und die Gruppierung gehen lediglich von zwei oder drei nahe beieinander liegenden Anzeigen aus.
- Es gibt keine validierten Methoden für eine strukturmechanische Behandlung von tausenden von Fehlern, die möglicherweise miteinander wechselwirken. Entspre-

chend internationaler Praxis wird bei Integritätsbewertungen ein einzelner Riss an der Oberfläche postuliert oder ein einzelner Fehler modelliert, der den bei Inspektionen gefundenen Anzeigen entspricht.

- Die Eigenschaften des Werkstoffs, der die Flocken umgibt, und sein Verhalten unter Bestrahlung sind nicht unbedingt diejenigen von „fehlerfreiem“ Werkstoff, der den Spezifikationen genügt. Auch die Proben des Bestrahlungs-Überwachungsprogramms enthalten keine Flocken, da sie aus den oberen oder unteren Randzonen der Schmiederinge entnommen sind.

Diese Probleme wurden in einem Programm von analytischen und experimentellen Untersuchungen des Betreibers behandelt, das die Integrität des RDB nachweisen sollte. Es verbleiben jedoch Zweifel, ob ein Nachweis der Sicherheit des RDB bei allen anzunehmenden Störfällen mit der für diesen Nachweis erforderlichen Aussagesicherheit geführt werden kann.

4.2.13 F 80 – Kontamination von etwa hundert Arbeitern in dem französischen KKW Tricastin

Während einer Betriebspause für Instandhaltungsarbeiten und das Wiederbefüllen von Brennelementen an Block 4 des KKW Tricastin wurden 100 Arbeiter kontaminiert.

Der Reaktor war runtergefahren und der Reaktorkern enthielt keine Brennelemente mehr. Am 23. Juli 2008 um ca. 9:30 Uhr während Arbeiten am Primärkreislauf zeigten zwei Überwachungsstationen im Reaktorgebäude eine Kontamination der Luft an. Im Einklang mit seinen Verfahrensvorgaben ließ der Betreiber EDF das Reaktorgebäude evakuieren und den Zutritt zum Gebäude sperren. Die Arbeiter wurden vor Ort mit einem Ganzkörperzähler untersucht und medizinischen Test unterzogen. Laut EDF ergaben die Tests, dass 100 Arbeiter kontaminiert wurden und die Dosen unter 2,5 % der behördlichen Jahreslimits für Arbeiter von 20 mSv lag.

ASN hat den Vorfall vorläufig mit dem Level 0 auf der INES Skala eingestuft.

4.3 Nationaler und internationaler Erfahrungsaustausch

Die internationale Wissensbasis GeSi-International wurde entsprechend der Mutter-Wissensbasis GeSi jeweils an den neuesten Stand angepasst. GeSi International ist

hierbei direkt mit den Plattformen GNSSN (Nuclear Safety and Security Network) bzw. RegNet (Regulatory Network) der IAEO verlinkt und somit auch von den Nutzern dieser Plattformen einsehbar. Der Informationsinhalt dieser Wissensbasis beinhaltet jedoch nur den Teilbereich der Mutterversion GeSi der auch für die internationale Gemeinschaft von Nutzen sein kann.

4.4 Auswertung der Nuklearen Sicherheitskonvention

Die Informationen aus der im April 2011 abgeschlossenen 5. Überprüfungskonferenz zur Nuklearen Sicherheit (CNS) wurden bei der Durchführung des Screenings bzw. bei der vertieften Auswertung mit berücksichtigt. Auch die entsprechenden Links in der Wissensbasis wurden angepasst.

4.5 Anpassung und Erweiterung der Wissensbasis GeSi bzw. GeSi International

Zur Verbesserung der Wissensbasis GeSi bzw. GeSi-International wurde eine neue Struktur entwickelt. Hierbei soll zur Verbesserung der Übersichtlichkeit eine Unterteilung der Fragestellungen in reine generische Sicherheitsfragen (**GSI**) und wichtige generische Forschungsfragestellungen (**GFO**) erfolgen und damit eine Verbesserung der Ausweisung von Kenntnislücken erlauben.

Unter einer **Generischen Sicherheitsfrage (GSI),** versteht man eine

- sicherheitstechnische Fragestellung, die kurz- oder mittelfristig beantwortet werden soll und die sich auf interne oder externe Ereignisse/Vorkommnisse/Forschungsergebnisse/Phänomene oder erkannte potentielle Schwachstellen in der realisierten Technik oder in Prozeduren bezieht.

Unter einer **Generischen Forschungsaufgabe, (GFO)**, sind Fragestellungen zu verstehen, die auf

- Wissenslücken zu (generischen) **Verfahren und Methoden** hindeuten, die zur Einschätzung und Behandlung der nuklearen Sicherheit beitragen und mittel- oder langfristig geschlossen werden sollten.

Zur Verbesserung der Wahrnehmung der Wissensbasis GeSi in den jeweiligen Portalseiten der GRS bzw. des BMUB wurden eine Statusanzeige sowie ein Update-Hinweis eingefügt (Automatischer Hinweis für Änderungen in der Wissensbasis Neues Issues). Der automatische Update-Hinweis kennzeichnet alle Fragestellungen, in denen in den letzten drei Monaten größere Änderungen vorgenommen wurden.

In allen generischen Fragestellungen der Gesamtwissensbasis sind die Bezüge zu den Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke vom 24. Januar 2013 und den Interpretationen hierzu angepasst worden. Um den ursprünglichen Genehmigungsbezug zu erhalten, wurde jedoch bei älteren Fragestellungen zusätzlich der Bezug zum älteren Regelwerk beibehalten (kursiv gekennzeichnet).

5 Signifikanzverteilung in der Wissensbasis

In der Wissensbasis für Generische Sicherheitsfragen **GSI** sind derzeit 138 Fragestellungen enthalten für die weiterer Untersuchungsbedarf besteht. Hiervon werden derzeit 16 Fragestellungen der Signifikanz für deutsche Anlagen *Hoch* eingeschätzt. Das bedeutet, dass eine größere Kenntnisunsicherheit sowie noch keine vollständige Lösung der Problemstellung existiert. Wie Abb. 5.1 zeigt wird der größte Teil dieser mit *Hoch* eingeschätzten Fragestellungen den Merkmalen Instrumentierung und Leittechnik (vier Fragestellungen) und elektrische Systeme (drei Fragestellungen) zugeordnet. Maßgebend zu der Anzahl trägt hierzu die mögliche Fehlermechanismen von digitalen und software-gestützten Systemen bei. Fragestellungen, die mit *Hoch* eingeschätzt werden, treten auch bei den Merkmalen Allgemein (GL), Reaktorkern (RC), Sicherheitssysteme (SS), EVA (EH), Management (MA), Betrieb (OP), und Training (TR) auf. Es handelt sich hierbei um folgende Fragestellungen:

RC 5	Störfallverhalten von Brennstoffen mit hohem Abbrand
SS 19	Sicherstellung der Wärmeabfuhr
ES 1	Zuverlässigkeit der Netzversorgung (elektrisches Verbundnetz)
IC 14	Füllstandinstrumentierung des Reaktordruckbehälters in SWRs
MA 4	Überwachung der Aktivitäten im Anlagenstillstand zwecks Risikominimierung
OP 4	Vorsichtsmaßnahmen bei Mitte-Loop-Betrieb
TR 3	Training von Accident Management Maßnahmen durch die Betriebsmannschaft
F 46	Prozeduren für Zustände, in denen sich das Kühlmittelniveau auf Mittelloopbetrieb befindet
G 3	Einwirkungen von außen infolge Flugzeugabsturz
G 5	Hochabbrand von Brennelementen
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

Wie aus der Abb. 5.1 zu ersehen ist, wird der dominierende Anteil der darin enthaltenen Fragestellungen mit einer geringen Signifikanz für deutsche Anlagen eingeschätzt oder gilt als gelöst.

Derzeit gelten insgesamt 101 Fragestellungen der Wissensbasis **GSI** als gelöst.

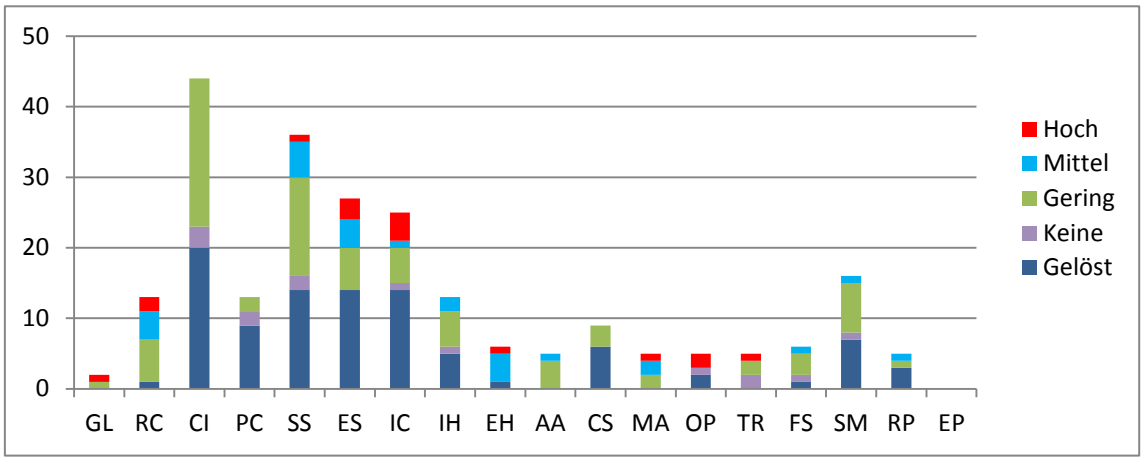

Abb. 5.1 Verteilung der Signifikanz in der Wissensbasis für generische Sicherheitsfragen (GSI)

GL: General/Allgemein
RC: Reactor Core/Reaktorkern
CI: Component Integrity
PC: Primary circuit and associated systems/Primärsysteme und assoziierte Systeme
SS: Safety Systems/Sicherheitssysteme
ES: Electrical and other support systems/Elektrische und andere unterstützende Systeme
IC: Instrumentation and Control/Instrumentierung und Regelung
IH: Internal Hazards/Anlageninterne Einwirkungen
EH: External Hazards/Einwirkungen von außen
AA: Accident Analysis/Unfallanalyse
MA: Management/Management
OP: Operation/Betrieb
SM: Surveillance and Maintenance/Überwachung und Wartung, Instandsetzung
TR: Training/Training
RP: Radiation Protection/Strahlenschutz
FS: Fuel Storage/BE-Lagerung

In der Wissensbasis **GFO** (Generische Forschungsfragen) wird für insgesamt 43 Fragestellungen ein weiterer Untersuchungsbedarf gesehen. 21 Fragestellungen werden derzeit als gelöst betrachtet. Sieben Fragestellungen werden in der Wissensbasis GFO mit der Signifikanz **Hoch** bewertet. Wie Abb. 5.2 zeigt, dominieren hier die Fragestellungen, die aus dem Merkmal Management herrühren, speziell diejenigen, die die Human-Factor-Problematik behandeln.

Folgende Fragestellungen der Wissensbasis **GFO** weisen die Signifikanz **Hoch** für deutsche Anlagen auf:

GL 4 Notwendigkeit der Durchführung von anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsbewertungen

IC 6 Zuverlässigkeit und Sicherheitsfragen bei der Umstellung auf digitale Leittechnik

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 eine gute Sicherheitskultur/Sicherheitsmanagement-Systeme

G 19 Menschliche Einflussfaktoren

G 20 Bewertung von menschlichen Fehlern

Wie Abb. 5.2 zeigt, dominieren Fragestellungen mit der Signifikanz Mittel, meist aus dem Bereich der Unfallanalyse (AA), diese Wissensbasis. Dies sind größtenteils Fragestellungen, die sich mit der Modellierung und der Analyse von Unfallszenarien, möglichen Kühlstrategien für Schmelze, der H2-Problematik usw. beschäftigen. Das Merkmal EP (Notfallvorbereitung) weist nur eine Fragestellung auf, die mit der Signifikanz Mittel eingeschätzt wurde (G 28, Notwendigkeit des Einsatzes von schnellen Störfall- bzw. Unfalldiagnose- bzw. Prognoseprogrammen). Die gleiche Signifikanz weist im Merkmal, Management, die Fragestellung auf, die sich mit der Vorhaltung von ausreichend qualifiziertem Personal (MA 3) und von Human-Factor-Fragestellungen (MA 7) beschäftigt. Das Merkmal Management (MA) weist auch den höchsten Anteil auf, der mit Hoch eingeschätzt wurde. Dies sind die Fragestellungen, „G 14 Verbesserung und Weiterentwicklung der KKW-Sicherheit durch eine gute Sicherheitskultur/Sicherheits-

management-Systeme“, „G 19 Menschliche Einflussfaktoren“ und „MA 8 Einfluss von Mensch/Technik/Organisation auf den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken“.

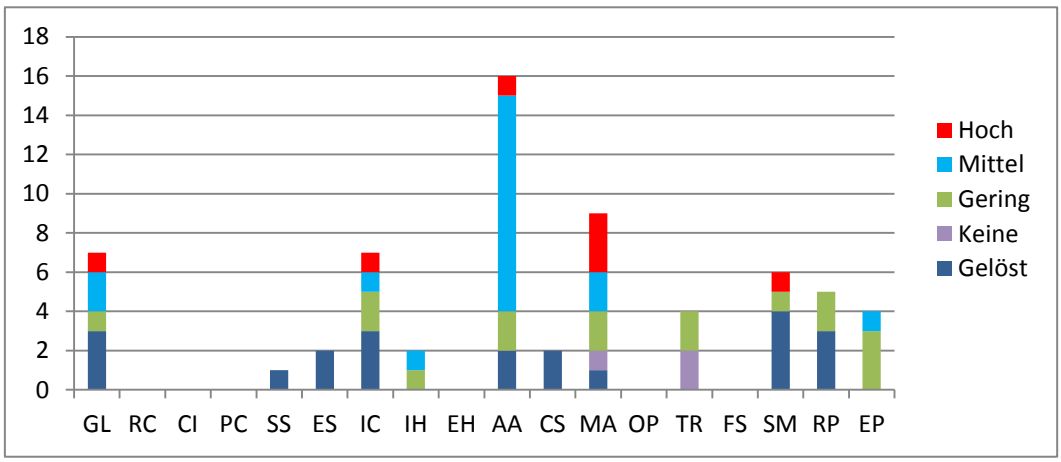

Abb. 5.2 Verteilung der Signifikanz in der Wissensbasis für generische Forschungsfragen (GFO)

6 Zusammenfassung

Die GRS hat sich im Rahmenvertrag mit der Bundesrepublik Deutschland, vertreten durch das BMUB, verpflichtet, zur Beurteilung und Weiterentwicklung der kerntechnischen Sicherheit, des Strahlenschutzes und der Entsorgung ihre Fähigkeiten auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu erhalten und weiter zu entwickeln, so dass sie auch in Zukunft in der Lage ist, die geforderte Beratungstätigkeit des BMUB auf dem kerntechnischen Sektor zu erfüllen. Ein wichtiges Element auf diesem Sektor ist die Verfolgung von generischen Sicherheitsfragen.

Die Behandlung und Dokumentation von generischen Fragestellungen im Rahmen der Wissensbasis GeSi hat sich gut bewährt.

Die Wissensbasis GeSi mit ihren Teil-Wissensbasen **GSI** und **GFO** stellt ein wichtiges Instrument zur Planung und Steuerung der Maßnahmen zur Erhaltung des kerntechnischen Know-hows der GRS und ihrer Forschungsausrichtung dar. Dem BMUB kann sie als Basis für eine frühzeitige strategische Ausrichtung und eine Effektivitätsverbesserung der Bundesaufsicht über deutsche Kernkraftwerke sowie seinen vielfältigen Aufgaben im nationalen und internationalen Bereich dienen.

Die Pflege des Datenbestandes erfolgte jeweils jährlich. In einem ersten Schritt wird eine grobe Überprüfung der Aktualität (Screening) bzw. des Anpassungsbedarfes aller Fragestellungen in der Gesamt-Wissensbasis GeSi (Inhalt derzeit ca. 303 Fragestellungen) in Bezug auf die korrekte Abbildung des Standes von W+T durchgeführt.

Mittels eines Rankings wird die Überarbeitungsnotwendigkeit der Fragestellungen bewertet. Hierzu wurde eine dreistufige Dringlichkeitsskala genutzt. Kategorie I enthält alle Fragestellungen, die als dringend überarbeitungsbedürftig gelten. In Kategorie II werden alle Fragestellungen eingruppiert, die mittelfristig überarbeitungsbedürftig sind. In die letzte Kategorie III wurden alle langfristig überarbeitungsbedürftigen Fragestellungen eingruppiert.

Die 44 als „dringend überarbeitungsbedürftig“ kategorisierten Fragestellungen wurden in den letzten drei Jahren vertieft untersucht und so an den Stand von Wissenschaft und Technik angepasst. 13 Fragestellungen wurden neu aufgenommen.

In der Teilwissensbasis **GSI** (generische Sicherheitsfragen) wird derzeit für 138 Fragestellungen weiterer Bearbeitungsbedarf gesehen, von denen 16 Fragestellungen der Signifikanz Hoch für deutsche Anlagen zugeordnet werden. Dominiert werden die Fragestellungen mit der Signifikanz Hoch von solchen aus dem Bereich E-und Leittechnik. 101 Fragestellungen gelten in dieser Wissensbasis als gelöst.

In der Wissensbasis **GFO** (generische Forschungsfragen) sind für 43 Fragestellungen ebenfalls weitere Untersuchungen notwendig. Hiervon wurden sieben Fragestellungen mit der Signifikanz Hoch eingeschätzt. Den größten Anteil hierzu tragen Fragestellungen aus dem Merkmal Management/Human Factor bei. 21 Fragestellungen der Wissensbasis **GFO** gelten als gelöst.

Literatur

/ATG 08/ A. Atger
Overview of the Operational Feedback Experience System in France, IRSN, 2. - 4. September 2008, Wien

/CUN 86/ J. C. Cunnane, T. A. Bishop, R. P. Collier, R. A. Cudnik, L. J. Flanigan, J. A. Gieseke, M. R. Kuhlman and D. D. Paul
Scrubbing of Aerosols by Water Pools, Volume 1: Quencher Orifice Injection, Report EPRI NP-4890SP, October 1986.

/DEH 97/ A. Dehbi, D. Suckow, S. Güntay
POSEIDON Integral Experiments under Hot Pool Conditions
Paul Scherrer Institut, Report TM-49-POS-1-97, 1997

/FIS 94/ K. Fischer, W. Häfner
Aerosolrückhaltung in Wasservorlagen - Aerosol Retention in Water Pools, Abschlussbericht/Final Report BF-V-38.070-01 (in German),
Battelle Ingenieurtechnik GmbH, Eschborn, 1994

/FIS 96/ K. Fischer, W. Häfner
Aerosolrückhaltung in Wasservorlagen II - Aerosol Retention in Water Pools II, Abschlussbericht/Final Report BF-R68.257-1 (in German),
Battelle Ingenieurtechnik GmbH, Eschborn, 1996

/FIS 98/ K. Fischer
Modellierung von Abscheidungsvorgängen in Wasservorlagen,
Battelle Ingenieurtechnik GmbH Eschborn, BF-R68.411-1, Eschborn, 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

/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

/KUH 91a/ M. R. Kuhlman, J. A. Gieseke
Scrubbing of Aerosols by Water Pools. Vol-ume 2: Simulated Full-Scale Downcomers, Horizontal Vents, and Multiorifice Quenchers
Report EPRI NP-4890-L, October 1991

/KUH 91b/ M. R. Kuhlman, J. A. Gieseke
Scrubbing of Aerosols by Water Pools. Volume 3: Small-Scale Single-Orifice Experiments. Report EPRI NP-4890-L, October 1991

/NUR 14/ NRC
Resolution of Generic Safety Issues, (Formerly entitled: „A Prioritization of Generic Safety Issues“),NUREG-0933, (Status: Aktualisierung fortlaufend)

/NUR 14b/ NRC Hompage
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

/OWC 85/ P. C. Owczarski, A. K. Postma, R. I. Schreck
Technical Bases and User's Manual for the Prototype of SPARC - A Suppression Pool Aerosol Removal Code,NUREG/CR-3317, PNL-4742
erstellt von Pacific Northwest Laboratory für die US NRC, 1985

/OWC 91/ P. C. Owczarski, K. W. Burk
SPARC-90: A Code for Calculating Fission Product Capture in Suppression Pools, NUREG/CR-5765, erstellt von Pacific Northwest Laboratory für die US NRC, 1991

/PEY 95/ V. Peyrés, M. M. Espigares, J. Polo, M. J. Escudero, L. E. Herranz, J. López-Jiménez
Pool Scrubbing and Hydrodynamic Experiments on Jet Injection Regime, CEC Report ST(95)-P200, CIEMAT Report ITN/TS-15SP-95
Madrid, October 1995

/REZ 08/ G. Rzentkowski
Application of Risk-Informed Decision Making Process to CANDU Safety Issues, 2. - 4. September 2008, Wien

/ROD 08/ J. Rodriguez
Generic Issues – TEMGE, CSN, 2. - 4. September 2008, Wien

/SUH 14/ D. Suchard
Reisebericht zur Teilnahme am 46. Seminar von ESReDA
Turin, Italien, 28. - 30. Mai 2014

A. Anhang

A.1 Inhalt der GSI-Wissensbasis sortiert nach „Issue Code“, Status: September 2014

Code	Titel
Design Safety Issues/ Sicherheitsfragen Auslegung	
General/ Allgemein (GL)	
GL 2	Qualifizierung von Einrichtungen und Strukturen unter Berücksichtigung der Alterungungseffekte
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 8	Pipe cracks and feedwater nozzle cracking in BWRs
CI 9	Schwächung oder Versagen von Verschraubungen im Primärkreis
CI 12	Im Orginaldesign nicht spezifizierte Belastungen (siehe auch F 37)
CI 15	Steam generator internals damage and plate cracking
Primary circuit and associated systems / Primärsystem und assozierte Systeme (PC)	
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 8	Überfüllung der Dampferzeuger infolge einer Fehlfunktion des Regelsystems oder sekundärseitigem Abblasen
Safety systems/ Sicherheitssysteme (SS)	
SS 1	Verstopfung der Sumpfsiebe bei einem Kühlmittelverluststörfall (siehe auch G 4, U 56)
SS 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 11	Thermoschock oder Ermüdung aufgrund von Einspeisung von kaltem Notspeisewasser in die Dampferzeuger
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 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	Control room habitability
ES 9	Solenoid valve reliability
Instrumentation and control (incl. protection systems)/ Instrumentierung und Regelung (IC)	
IC 3	Elektromagnetische Interferenzen in der Leittechnik
IC 7	Zuverlässige Belüftung der Warte (siehe auch F 70, ES 7) (in Bearbeitung)
IC 12	Availability and adequacy of accident monitoring instrumentation
IC 14	Füllstandinstrumentierung des Reaktordruckbehälters in SWRs
IC 16	Establishment and surveillance of setpoints in instrumentation
Internal hazards/ Anlageninterne Einwirkungen (IH)	
IH 2	Maßnahmen zur Verhinderung von Bränden / bautechnische Brandschutzmaßnahmen

Code	Titel
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 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 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 2	Response to loss of control room annunciators
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 4	Use of pressure injection of compounds to seal leaks
SM 5	Unzureichende Überprüfung der Auslösesysteme für aktive Sicherheitseinrichtungen
SM 7	Control of temporary installations
Training/ Training (TR)	
TR 3	Training von Accident Management Maßnahmen durch die Betriebsmannschaft
Radiation protection/ Strahlenschutz (RP)	
RP 1	Strahlenbelastung durch "Heisse Teilchen"
Fuel storage/ BE-Lagerung (FS)	
FS 1	Alterung von Absorbermaterialien in Brennelement-Lagerbecken
FS 2	Möglichkeit eines Kühlmittelverlustes aus dem Brennelementlagerbecken
FS 3	Brennelementbeschädigung während der Handhabung
IAEA Countries/ IAEA Länder	
US/ Amerikanische Fragestellungen (U)	
U 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 Zuverlässigheit des Nachspeisesystems
U 45	Unzureichende Zulaufhöhe von Pumpen aufgrund von Druckverlusten über die Ansaugsiebe

Code	Titel
U 47	Ausfall von Elektromotoren für Antriebe in Kernnotkühlsystemen
U 51	Korrosion an Linern aus Stahlblech von Beton-Containments
U 56	Verstopfung der Sumpfsiebe GSI-191(NUREG -0933) siehe auch G 4 , SS 1
U 57	Unzureichende Zulaufhöhe der Notkühl- und Nachkühlpumpen bei Störfallbedingungen
U 59	Potentielle Stickstoff-Ansammlungen durch Rückwärtsleckage aus den Druckspeichern
U 60	Rissbefunde in Umfangsrichtung in Mischschweißnähten im KKW Wolf Creek
U 61	Davis Besse Ereignis (Spannungsriß- bzw. Borsäurekorrosion am RDB-Deckel)
U 63	Mehrfacher Dampferzeuger Heizrohrbruch (US GSI 163)
U 67	BE-Lagerbeckenleckage
France/ Französische Fragestellungen (F)	
F 7	Schließ- und Öffnungsprobleme bei Absperrschiebern der Sumpfansaugung des Gebäudesprühsystems
F 13	Zuverlässigkeit der RDB-Füllstandsmessung unter Störfallbedingungen
F 22	Verhinderung von Entborierung des Primärkühlmittels
F 25	Analyse des Ereignisses in Cattenom 2 am 13.1 1997 mit mehreren simultanen Ausfällen
F 26	Probleme bei der RDB-Niveaumessung und der Durchflussmessung des Primärkreises bei Heissabschaltung
F 27	Risiken während der Rückführungsphasen (im Sumpfbetrieb) des Containmentprühsystems und des Sicherheitseinspeisesystems (unter KMV-Bedingungen)
F 28	Lecks an den Abzweigen der Rohrleitungen des Not- und Nachkühlsystems
F 30	Temperaturschichtungen an der gemeinsamen Rohrleitung des Normal- und des Hilfseinspeisesystems der Dampferzeuger
F 34	Leck im Nachkühlsystem von Civaux 1 infolge einer thermischen Wechselbeanspruchung
F 35	Alterung von Primärkreislauf-Bauteilen aus Inconel
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 46	Prozeduren für Zustände, in denen sich das Kühlmittelniveau auf Mittelloopbetrieb befindet (siehe auch OP 4)
F 48	Analyse des Ablaufs des Ereignisses in Civaux 1 (siehe F34) am 12.05.98
F 52	Beschädigung der BE-Zentrierstifte in Nogent 1
F 54	Risse in Regelstab-Antriebsgehäusen
F 56	Verformungen an Brennelementen nach mehreren Lastzyklen
F 60	Alterung der Dichtungen von Sicherheitsbehälter-Durchführungen
F 63	Aufgrund von Alterungserscheinungen an Beton /Liner zu erwartende Sicherheitsbehälterlebensdauer
F 70	Schutz der Warte gegen Eindringen von giftigen Gasen (siehe IC 7)
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)
F 80	Kontamination von etwa hundert Arbeitern in dem französischen KKW Tricastin
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 KMV bei Ablagerung von Isoliermaterial und anderen Stoffen auf den Sumpfsieben (siehe auch SS 1, U 56)
G 5	Hochabbrand von Brennelementen (siehe auch RC5,U26)
G 7	Schäden an der druckführenden Umschließung infolge einer Borsäurekorrosion
G 8	Sicherheitstechnische Auswirkungen infolge einer Thermische Leistungserhöhung
G 9	Risiko von Radiolysegasreaktionen in LWR

Code	Titel
G 10	Risiko eines Zirconiumbrandes in BE-Becken bei Ausfall der Kühlung
G 11	Zuverlässigkeit zerstörungsfreier Prüfungen
G 17	Fehler bei der Handhabung von Lasten in DWR- und SWR-Anlagen
G 18	Austausch gleichartiger Bauteile (Siehe auch MA 1)
G 24	Kühlmittelrückhaltung bei Kühlmittelverluststörfällen in Totraumvolumina
G 25	Montagefehler bei HILTI-Dübeln für Rohrleitungshalterungen
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 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 [Replizier- oder Speicherungskonflikt]
G 47	Asymmetrischer Fehler in der Stromversorgung
Sweden/ Schwedische Fragestellungen (S)	
S 1	Ereignis in der Anlage Forsmark-1 vom 25.07.2006
BE/ BE	
Belgium/ Belgische Fragestellungen (BE)	
BE 1	Zahlreiche Anzeigen in Schmiederingen von Reaktordruckbehältern

A.2 Inhalt der GSI-Wissensbasis gelöst, Status: September 2014

Code	Titel
Design Safety Issues/ Sicherheitsfragen Auslegung	
Component integrity/ Komponentenintegrität (CI)	
CI 5	Inconel-600 cracking
CI 6	Steam generator collector integrity
CI 7	Dampferzeuger-Heizrohrintegrität
CI 10	Heavy components support stability
CI 11	Cast stainless steel cracking
CI 13	Boron corrosion on reactor coolant pressure boundary (Siehe auch Issues U61 und G7)
CI 14	Beeinträchtigung der Integrität von Frischdampf- und Speisewasserleitungen
Primary circuit and associated systems / Primärsystem und assoziierte Systeme (PC)	
PC 1	Überdruckabsicherung für den Primärkreis und daran angeschlossene Systeme
PC 5	Safety, relief and block valve reliability - secondary system
PC 6	Federbelastete Sicherheits- und Entlastungsventil-Zuverlässigkeit
PC 7	Wasserschlag in der Speisewasserleitung
Safety systems/ Sicherheitssysteme (SS)	
SS 2	ECCS water storage tank and suction line integrity
SS 3	ECCS heat exchanger integrity
SS 4	Mögliche Beschädigung der Notkühl- oder Gebäudesprühpumpen nach der Umschaltung von Einspeise- auf Sumpfbetrieb
SS 5	Diversion of recirculation water (holdups in containment)
SS 10	Funktion der FD-Sicherheitsventile bei niedrigen Drücken
SS 12	Emergency feedwater system reliability
SS 13	Bedarf an H2 Controlmaßnahmen bei Auslegungsstörfällen (DBA)
SS 18	Potential failure of the scram system due to loss of discharge volume
Electrical and other support systems / Elektrische und andere unterstützende Systeme (ES)	
ES 8	Reliability of instrument air systems
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 4	Zuverlässigkeit der Leittechnik
IC 5	Fehlen der On-line Prüfbarkeit des Reaktorschutzsystems
IC 10	Nichtausreichen des Diagnosesystems (WWER)
IC 11	Reactor vessel head leak monitoring system
IC 13	Water chemistry control and monitoring equipment (primary and secondary)
IC 15	Verbesserung der primärseitigen und sekundärseitigen Leckagefeststellung
Internal hazards/ Anlageninterne Einwirkungen (IH)	
IH 7	Bewertung des Risko's durch den Absturz schwerer Lasten (siehe auch U 64)
Operational Safety Issues/ Sicherheitsfragen Betrieb	
Management/ Management (MA)	
MA 5	Nicht bestimmungsgemäßen Betriebsbedingungen und Ermittlung der Funktionsfähigkeit von Sicherheitssystemen
Operations/ Betrieb (OP)	
OP 1	Freischaltung von Schutzsystemen
OP 3	Versehentlicher Eintrag von Chemikalien in Sicherheitssystemen
Surveillance and maintenance / Überwachung und Wartung ,Instandsetzung (SM)	
SM 6	Fehlende Richtlinie zu Fremdkörpern in Systemen und Komponenten
SM 9	Response to low level equipment defects (plant material condition)
IAEA Countries/ IAEA Länder	
US/ Amerikanische Fragestellungen (U)	
U 2	Versagen von HD-Förderpumpenwellen
U 8	Fehler in Überstromschutzrelais des Typs CR124 (GE)
U 9	Ermittlung der Leckrate zwischen Primär- und Sekundärkreislauf in Dampferzeugern
U 22	Fehlerhafte Daten zur Brandschutzisolierung von Kabeln
U 24	Potential für Überdrücken des Frischdampfsystems
U 27	Überdrehzahl an turbinengetriebenen Pumpen, verursacht durch Spindelklemmen von Regelventilen

Code	Titel
U 31	Rißbefunde in vertikalen Schweißnähten von Kernmänteln und Reparaturschäden
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 48	Falsche Einbauteile in einem Stellantrieb der Firma Limitorque
U 52	Zementauswaschung in der Sauberkeitsschicht von KKW-Containments
U 62	Folgeschäden von Rohrleitungsbrüchen (US GSI 156.61)
U 64	Absturz von schweren Lasten in Kernkraftwerken, Risiken und Konsequenzen (US GSI 186) - siehe auch IH 7
U 65	Eindringen eines Fahrzeugs in den äußeren Sicherungsbereich bei TMI 1 in den USA (US-GSI 177)
France/ Französische Fragestellungen (F)	
F 2	Fehler bei der Entlüftung von Leitungen des Gebäudesprühsystems und des Notkühlsystems in der Rückführung
F 3	Schwingungen in den Frischdampfleitungen verursacht durch den Dampfstrom
F 4	Leckage an einem Anschluss des Notkühlsystems
F 5	Verschlechterung der Beschichtung der Sümpfe des Gebäudesprühsystems und des Notkühlsystems in der Rückführung
F 6	Koordination der Steuerung der Dieselaggregate
F 8	Korrosionerscheinung infolge Fehler beim inneren Anstrich der Reaktorgebäude
F 9	Probleme mit der Lüftung der Hilfs- und Nebenanlagengebäude
F 10	Dichtungsprobleme bei Absperrventilen des Containments
F 11	Risse an den Stutzen der Steuerstabantrieb im RDB
F 12	Alterungserscheinungen an Frischdampfleitungen der 6 ältesten französischen 900 Mwe Anlagen
F 14	Alterungserscheinungen an den Wärmetauschern des Reaktorgebäudesprühsystems an den 6 ältesten französischen 900 MWe-Anlagen
F 15	Kein Rückbau von (Bau-)Filtern an dem Beckenlager- und Flutbehältersystem nach der Erstellung in St. Alban Anlage
F 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-Steuerungssytems "Controbloc"
F 21	Instandhaltung der Brandschutzmaterialien
F 23	Überempfindlichkeit von betrieblichen Regelsystemen
F 24	Probleme mit Neutronenflusslanzen
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 39	Schäden an den Erdbebenschutzanschlägen in der Reaktorgrube der franz. 900 MWe- Baulinie
F 40	Betriebsverhalten der Reaktordruckbehälter
F 41	Vorspannung der Verankerungsgewindestäbe von Rohrleitungs- und Geräteträgern
F 42	Alterungserscheinungen von gegossenen Komponenten des Primärkreislaufes
F 44	Ausfälle des Körperschall- Überwachungsgerätes
F 45	Unzureichende Reinigung der Druckhalter- und Volumenausgleichsleitung
F 47	Nachwärmeleistung der Brennelemente nach Entladung in das BE-Becken
F 49	Spannungsabfall der Nickel-Cadmium-Batterien SAFT, KPM Type

Code	Titel
F 51	Ereignisse an Transformatoren
F 55	Probleme mit dem Getriebe des Antriebs der Regelstäbe
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 derTräger-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 alkanlischer Reaktionen
F 71	Explosion eines Entgasers der Generator-Dichtölanlage
F 72	Unzureichende autonomie Druckluftnetzes
F 74	Verfall des Verankerungsbetons des Krans SETRI in Tricastin 2
F 75	Dichtigkeitsprobleme an Brandschutzklappen
F 77	Instandhaltungsdoktrin der bautechnischen Teile, Absacken der Gebäude, Anweisungen für vorbeugende Instandhaltung
Germany/ Deutsche Fragestellungen (G)	
G 12	Einsatz von Alterungsmanagement zur Beherrschung von alterungsbedingten Schäden
G 26	Ausfälle von Drehstromschützen in den Kernkraftwerken Isar 1 und Brunsbüttel
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
CH/ CH	
Swiss/ Schweizerische Fragestellungen (CH)	
CH 1	Anrisse im Dichtungsgehäuse der Hauptkühlmittelpumpe von Druckwasserreaktoren

A.3 Inhalt der GFO-Wissensbasis sortiert nach „Issue Code“, Status: September 2014

Code	Titel
Design Safety Issues/ Sicherheitsfragen Auslegung	
General/ Allgemein (GL)	
GL 3	Unzulänglichkeit von Zuverlässigkeitskenngrößen
GL 4	Notwendigkeit der Durchführung von anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsbewertungen
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
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
Operational Safety Issues/ Sicherheitsfragen Betrieb	
Management/ Management (MA)	
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
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 3	Maßnahmen zur Einhaltung von Dosisgrenzwerten, um internationale Empfehlungen zu befolgen
IAEA Countries/ IAEA Länder	
France/ Französische Fragestellungen (F)	
F 1	Verbesserung u. Entwicklung der Ingenieure für die Ausbildung,die den Betrieb und die Sicherheit betrifft
F 79	Entwicklung und Erhaltung der Kompetenzen für die Analyse des Risikos (Know-how-Erhalt, Ausbildung)
Germany/ Deutsche Fragestellungen (G)	
G 1	Know-how-Erhalt bei Betreibern u. Gutachtern in ausstiegsorientierten Ländern
G 6	Nachweisanforderungen bei ATWS-Störfällen (siehe auch AA6)
G 14	Verbesserung und Weiterentwicklung der KKW-Sicherheit durch eine gute Sicherheitskultur / Sicherheitsmanagement-Systeme
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

Code	Titel
G 23	Whiskerbildung an leittechnischen Baugruppen in deutschen Anlagen
G 28	Notwendigkeit des Einsatzes von schnellen Störfall-- bzw. Unfalldiagnose- bzw. Prognoseprogrammen
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
Japan/ Japanische Fragestellungen (J)	
J 1	Neutronenphysikalische Analyse von degradierten Kernbeladungen nach schweren Störfällen

A.4 Inhalt der GFO-Wissensbasis gelöst, Status: September 2014

Code	Titel
Keine	
GL 1	Klassifizierung von Reaktorkomponenten
SS 6	Borkristallisation in sicherheitstechnisch wichtigen Systemen
ES 3	Scope of systems supplied by emergency on-site power
ES 4	Abgestufte Schutzfunktion der Schalter
CS 1	Bewertung der dynamischen Lasten von WWER-440/213 Containments
CS 2	Einschätzung eines SWR-Containments unter dynamischen Belastungen
MA 2	Fitness for duty
SM 2	Vorbeugende Instandhaltung während des Betriebes
SM 8	Clear identification of components and system trains
RP 2	Strahlung aus Durchführungen im biologischen Schild
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)
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 Rechentechnik
F 67	Jahr 2000-Problem für die Informatik
F 68	Amöben in der Nebenkühlwasserleitung
F 69	Risiken der Grundwasserverschmutzung
G 13	Quantifizierung der Unsicherheiten von best estimate Analysen
G 34	Unkontrollierte Aktivitätsfreisetzung von kontaminiertem Deionat in die Umwelt

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH

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

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

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

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

www.grs.de

ISBN 978-3-944161-47-1