

**Auswertung von  
internationalen  
Untersuchungen,  
Studien und Gutachten  
von atomrechtlichen  
Aufsichtsbehörden  
zu generischen  
Sicherheitsfragen**

**Auswertung von  
internationalen  
Untersuchungen,  
Studien und Gutachten  
von atomrechtlichen  
Aufsichtsbehörden  
zu generischen  
Sicherheitsfragen**

Shanna Eismar

August 2020

**Anmerkung:**

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) unter dem Kennzeichen 4717101500 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

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

## **Deskriptoren**

Ausland, Datenbank, Deutschland, Generische Sicherheitsfragen, Kernkraftwerke

## **Kurzfassung**

In diesem Eigenforschungsvorhaben wurden von der GRS internationale Untersuchungen, Studien und Gutachten von atomrechtlichen Aufsichtsbehörden zu generischen Sicherheitsfragen ausgewertet. Die in den Vorgängervorhaben entwickelte Wissensbasis GeSi zur Bewertung generischer Sicherheitsfragen für deutsche und ausländische Kernkraftwerke (KKW) mit Leichtwasserreaktoren (LWR) wurde fortgeschrieben und erweitert. Der Fokus wurde dabei auf das Ausland sowie neue Reaktorkonzepte erweitert.

Die Weiterverfolgung und vertiefte Untersuchung von generischen Fragestellungen für deutsche Anlagen umfassten zum einen die vertiefte Bearbeitung von ausgewählten generischen Fragestellungen. Zum anderen wurde eine Gesamtschau der Datenbank für Generische Sicherheitsfragen (GeSi) durchgeführt und alle enthaltenen Fragestellungen wurden insbesondere hinsichtlich ihrer Bedeutung für deutsche Anlagen vor dem Hintergrund des aktuellen Standes von W&T erneut diskutiert. Zusammenfassend konnte festgestellt werden, dass für alle bekannten Fragestellungen in Deutschland betriebliche Lösungen gefunden wurden. Die Arbeiten zur Auswertung generischer Sicherheitsfragen für deutsche Anlagen können somit vor dem Hintergrund der geringen Restlaufzeit der Anlagen als abgeschlossen betrachtet werden.

Es wurden zudem generische Fragestellungen für ausländische Anlagen vertieft untersucht. Hierzu wurden jährliche Screenings nach neuen generischen Fragestellungen durchgeführt. Darüber hinaus wurden neue generische Fragestellungen für neue Reaktorkonzepte identifiziert und untersucht.



## Inhaltsverzeichnis

<b>1</b>	<b>Einleitung.....</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Zielsetzung und Aufgabenstellung.....</b>	<b>3</b>
<b>3</b>	<b>Durchgeführte Arbeiten.....</b>	<b>5</b>
3.1	Weiterverfolgung und vertiefte Untersuchung von generischen Fragestellungen mit Relevanz für deutsche Anlagen.....	5
3.1.1	Vertiefte Untersuchungen generischer Sicherheitsfragen.....	5
3.1.2	Gesamtschau und Archivierung des Datenbestands .....	28
3.2	Untersuchung von länderübergreifenden generischen Fragestellungen in ausländischen Anlagen .....	33
3.2.1	Identifikation neuer generischer Fragestellungen weltweit.....	34
3.2.2	Vertiefte Untersuchungen .....	35
3.3	Untersuchung von generischen Fragestellungen bei neuen Reaktoren ...	44
3.3.1	Druckentlastungssysteme bei neuen Reaktoren.....	44
3.3.2	Qualitätsmängel an Schweißnähten .....	45
3.3.3	Auffälligkeiten beim Reaktordruckbehälter.....	48
3.3.4	Probleme und Schäden bei langen Bauzeiten .....	50
3.3.5	Inbetriebnahme neuer Anlagenkonzepte .....	54
<b>4</b>	<b>Zusammenfassung und Ausblick.....</b>	<b>57</b>
	<b>Literaturverzeichnis.....</b>	<b>59</b>



# 1 Einleitung

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 auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit z. B. bei generischen, d. h. anlagenübergreifenden Fragestellungen.

Im Jahr 1998 wurde auf Initiative der IAEO und einiger Länder, wie z. B. Deutschland, der IAEO-Bericht „Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants with Light Water Reactors and Measures taken for their Resolution“ /IAE 98/ veröffentlicht, in dem anlagenübergreifende, bisher noch nicht vollständig geklärte, sicherheitstechnische Fragestellungen systematisch erfasst wurden. Auf Basis dieses Berichts entwickelte die GRS die Wissensbasis GeSi /GRS 98/, deren Grundstruktur sich eng an den o. g. Bericht /IAE 98/ anlehnt. Diese Wissensbasis wurde seitdem in einer Reihe von Nachfolge-Vorhaben fortgeführt und weiterentwickelt /GRS 03/, /GRS 06/, /GRS 09/, /GRS 11/, /GRS 14/.

Die Wissensbasis GeSi hat sich insbesondere beim Wissenstransfer sowie bei Aktivitäten im Rahmen der internationalen Zusammenarbeit, z. B. im Rahmen des Übereinkommens über nukleare Sicherheit, bewährt. Sie wurde auch im Rahmen des internationalen Wissens- und Informationsaustausches erfolgreich eingesetzt. So ist die Wissensbasis GeSi-International als deutscher Beitrag direkt in der Global Nuclear Safety and Security Network (GNSSN)-Seite der IAEO verlinkt.

In diesem Vorhaben wurde die Wissensbasis GeSi insbesondere für die zukünftige Nutzung weiterentwickelt und die Betrachtungsweise auf ausländische und neue Reaktorkonzepte ausgeweitet.





## **2 Zielsetzung und Aufgabenstellung**

Übergeordnetes Ziel des Vorhabens war die Fortschreibung und Nutzung der Wissensbasis GeSi zur Bewertung generischer Sicherheitsfragen für deutsche und ausländische KKW mit LWR.

Daraus ergaben sich die beiden folgenden technischen Einzelziele:

1. Bewertung generischer Sicherheitsfragen für in Betrieb befindliche deutsche Anlagen einschließlich Nachbetrieb und
2. Nutzung der Informationen zur Bewertung sicherheitstechnischer Fragestellungen in bestehenden ausländischen, insbesondere grenznahen Anlagen sowie bei Neubaulprojekten.

Der in der bestehenden Wissensbasis GeSi enthaltene Datenbestand zu generischen Sicherheitsfragen in KKW sollte kontinuierlich fortgeschrieben werden. Informationen mit Relevanz für deutsche Anlagen sollten weiterverfolgt und der Datenbestand falls notwendig modifiziert werden. Die Ergebnisse sollten veröffentlicht und der internationalen Gemeinschaft in der GNSSN-Umgebung zugänglich gemacht werden.

Darüber hinaus sollten im Rahmen dieses Vorhabens verstärkt generische Sicherheitsfragen in ausländischen KKW, insbesondere im grenznahen Ausland, identifiziert und untersucht werden. Die Identifizierung dieser Fragestellungen sollte vor allem auf Basis von Ergebnissen aus der internationalen Kooperation, insbesondere aus CNS, IRS, WENRA sowie aus weiteren multilateralen sowie bilateralen Arbeitsgruppen, erfolgen.

Die Verfolgung der neuen Erkenntnisse zum internationalen Stand der Ermittlung, Bewertung und Lösung aktueller Sicherheitsfragen sollte vor allem der Feststellung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik dienen. Die Ausweitung des Vorhabens auf die ausländischen Anlagen und neuen Reaktorkonzepte sollte dazu beitragen, die wissenschaftliche Kompetenz der GRS auch für Fragestellungen in ausländischen Anlagen zu stärken.



### **3 Durchgeführte Arbeiten**

Die durchgeführten Arbeiten teilten sich in drei Arbeitspakete auf.

- **Arbeitspaket 1:**  
Weiterverfolgung und vertiefte Untersuchung von generischen Fragestellungen mit Relevanz für deutsche Anlagen
- **Arbeitspaket 2:**  
Untersuchung von länderübergreifenden generischen Fragestellungen in ausländischen Anlagen
- **Arbeitspaket 3:**  
Untersuchung von generischen Fragestellungen bei neuen Reaktoren

Im Folgenden werden die durchgeführten Arbeiten in kompakter Form dargestellt und erläutert.

#### **3.1 Weiterverfolgung und vertiefte Untersuchung von generischen Fragestellungen mit Relevanz für deutsche Anlagen**

Zielsetzung des Arbeitspaketes war es, die bestehende Wissensbasis GeSi zu generischen Sicherheitsfragen in KKW fortzuschreiben und Informationen mit Relevanz für die noch in Betrieb befindlichen deutschen Anlagen weiterzuverfolgen. Hierzu wurden insbesondere generische Fragestellungen vertieft bearbeitet und der vorhandene Datenbestand einer Gesamtschau unterzogen. Zu den Arbeiten gehörten auch die Pflege der Wissensbasis GeSi sowie die Replikation von ausgewählten Teilen auf der GNSSN-Plattform.

##### **3.1.1 Vertiefte Untersuchungen generischer Sicherheitsfragen**

Die folgenden Sicherheitsfragen wurden vertieft behandelt.

- Brennelement(BE-)verbiegung (Zusammenfassung und Aktualisierung)
- Überprüfung der seismischen Auslegung (Zusammenfassung und Aktualisierung)
- Bewertung von Einwirkungen von außen (Zusammenfassung und Aktualisierung)
- Sicherstellung der Wärmeabfuhr (Aktualisierung und Erweiterung)

- Ersatzteilversorgung (Aktualisierung und Erweiterung)
- Erhöhte Korrosion an Brennstabhüllrohren aus M5 (neue Fragestellung)
- Robustheit der BE-Lagerbecken (neue Fragestellung).

### **3.1.1.1 Brennelementverbiegung**

Es wurden die generischen Fragestellungen RC2 – „Zuverlässigkeit der Verfahrbareit von Steuerstäben in DWR und SWR“ und F56 – „Verformungen an Brennelementen nach mehreren Lastzyklen“ in einer neuen Fragestellung RC8 – „Brennelementverbiegung“ zusammengeführt und aktualisiert. Die Fragestellung wurde ebenfalls in AP 2 für die ausländischen Anlagen betrachtet. Die Zusammenfassung des Themas geschieht jedoch an dieser Stelle.

#### **3.1.1.1.1 Zusammenfassung der Fragestellung**

Durch strahlungsinduziertes Längenwachstum der Brennstäbe kann die Geradheit der BE-Struktur beeinträchtigt werden. In Druckwasserreaktoren (DWR) wurde unter betrieblichen Bedingungen mit sehr steilen Neutronenfluss-Gradienten beobachtet, dass sich das BE-Skelett derart verbiegt, dass das Einfahren der Steuerstäbe behindert wird. Weltweit sind in den neunziger Jahren viele „besondere Vorkommnisse“ mit Ausfällen einzelner oder mehrerer Steuerelemente (SE) gemeldet worden. Diese betrafen

- verlängerte Fallzeiten außerhalb der technischen Spezifikation,
- festsitzende oder blockierte Steuerelemente und
- differentielle Verbiegung zwischen BE und Steuerelement als Ursache für unvollständiges Einfallen.

Auch in Siedewasserreaktoren (SWR) konnte eine verminderte Verfahrbareit von Steuerelementen festgestellt werden. Hierbei lag im Unterschied zu DWR die Ursache nicht an der Verbiegung der BE-Struktur, sondern an einer Aufblähung des Steuer-element-Blattes (Japan, USA). Diese Vorkommnisse beschränkten sich auf bestimmte Steuerelemente der Fa. ABB.

Das Problem der sich verbiegenden BE bei DWR nach zwei oder drei Lastzyklen ist weltweit bekannt. Diese Probleme wurden u. a. in Frankreich intensiv untersucht. BE-

Verformungen ergeben sich als Folge von Kriechverformungen während des Reaktoreinsatzes unter der Einwirkung von äußeren Belastungen auf das BE in Abhängigkeit von dessen Abtragverhalten. BE-Verformungen haben aufgrund der dadurch bedingten Veränderung der Spaltweite zwischen benachbarten BE Einfluss auf die lokale Brennstableistung infolge der veränderten Moderation und auf die Wärmeübertragung vom Brennstab an das Kühlmittel infolge veränderter Massenströme und der Kühlmittelenthalpie in den spaltnahen Unterkanälen. BE-Verformungen führen außerdem zu Veränderung des Beanspruchungszustandes in den Führungsrohren, die sich örtlich als Erhöhung der Biegespannungen auswirken. Es ist nicht auszuschließen, dass die beobachteten BE-Verformungen einen relevanten Einfluss auf die vom BE bzw. den Steuerstabführungsrohren abzutragenden Lasten haben könnten und damit auf die Abtragbarkeit von Störfällen.

Verstärkte BE-Verformungen können zu einer Vergrößerung der Reibkräfte zwischen den Steuerelementfingern und den Führungsrohren und folglich zu einer Verlängerung der Steuerelement-Fallzeiten führen. Insbesondere im Stoßdämpfer, d. h. dem unteren Bereich des Führungsrohres mit reduziertem Innendurchmesser, können die Reibkräfte so groß werden, dass das Steuerelement stecken bleibt und die untere Endstellung nicht erreicht.

Verstärkte Verformungen haben u. U. auch Auswirkungen auf die Handhabung beim Be- und Entladen der BE mit der Gefahr von Beschädigungen an Abstandshaltern oder den Hüllrohren. Die BE-Verformungen könnten auch die Ursache für das in den letzten Jahren verstärkt aufgetretene Fretting an Abstandshalterecken und von Neutronenflussschwankungen sein.

#### **3.1.1.1.2 Deutsche Betriebserfahrung**

Auch in deutschen Anlagen trat beginnend ab etwa dem Jahr 2000 eine Zunahme von bleibenden BE-Verformungen im Laufe des Reaktorbetriebs auf. Diese Verformungen führten zuerst zu BE-Handhabungsproblemen und in einzelnen Fällen auch zu erhöhten Einfallzeiten oder zum Nichterreichen der unteren Endstellung beim Steuerelementeinfall. So wurden z. B. bei deutschen DWR Auffälligkeiten beim Einsetzen der BE festgestellt, die auf eine zunehmende Verformung der BE schließen ließen. Sowohl das Maß der Verformung als auch die Häufigkeit des Auftretens nahm im Laufe der Jahre zu. Zum Ende des Jahrzehntes traten vermehrt meldepflichtige Ereignisse mit Bezug zu BE-Verformungen auf. Die einzelnen Kraftwerke waren unterschiedlich stark betroffen.

Im Falle einer Anlage wurde festgestellt, dass ein Steuerelement bei einer ereignisbedingten Leistungsreduktion die untere Endstellung nicht erreicht hatte. In den Jahren 2010 und 2011 kam es in einer weiteren Anlage zur Verletzung der spezifizierten Fallzeiten für das Erreichen der unteren Endlage bei drei Steuerelementen. Allerdings betrafen die Verzögerungen den für die Wirksamkeit der Abschaltreaktivität nicht sensitiven Bereich ab Eintritt in den Dämpfer. In einigen weiteren Fällen wurden erhöhte Einfallzeiten festgestellt, die jedoch noch innerhalb der zulässigen Werte lagen.

Außerdem wurde in mehreren Kraftwerken Reibkorrosion an Abstandshalterecken mit unterschiedlichem Schädigungsgrad, beginnend mit leichten Anlagespuren bis hin zu durchgetrennten Abstandshalterecken, in einigen Fällen mit Beschädigung des dahinterliegenden Eckbrennstabs, beobachtet. Daraufhin wurden in mehreren Anlagen Messungen von BE-Verformungen außerhalb des Reaktorkerns durchgeführt. Die dabei festgestellten BE-Durchbiegungen betragen bis zu ca. 25 mm. In KONVOI-Anlagen sind bisher kaum solche BE-Verformungen und Schäden an Kernbauteilen aufgetreten.

Als Ursache der BE-Verformungen werden Kriechverformungen während des Reaktoreinsatzes unter der Einwirkung von äußeren Belastungen auf das BE in Abhängigkeit von dessen Abtragverhalten angenommen. Als äußere Belastungen wirken hier die von der Auslegung her vorgegebenen axialen und lateralen Strömungskräfte, der Auftrieb, die Schwerkraft und solche Belastungen, die sich aus dem axialen Wachstum der Führungsrohre und den seitlichen Wechselwirkungskräften aus dem Kontakt zu Nachbar-BE ergeben, sowie die von den Niederhalte-Federn bestimmte Niederhaltekraft. Das Kraftabtragverhalten wird bestimmt von der konstruktiven Ausführung und der Steifigkeit des BE sowie der Festigkeit und dem Kriechverhalten der verwendeten Materialien. Die Kraftabtragung erfolgt dabei sowohl über die BE-Struktur, bestehend aus Abstandshaltern und Führungsrohren, als auch über die in den Abstandshaltern federnd eingespannten Brennstäbe.

Durch die auf das BE einwirkenden Kräfte ergibt sich eine zunächst elastische seitliche Auslenkung des BE. Diese ist bei gleicher äußerer Last umso stärker ausgeprägt, je geringer die Steifigkeit des BE ist. Wesentliche Parameter für die Steifigkeit der BE-Struktur sind der Trägheitsquerschnitt, die Anzahl und die Festigkeit (E-Modul) der Führungsrohre sowie die Steifigkeit der Verbindungen Abstandhalter/Führungsrohr. Die Steifigkeit des gesamten BE wird zudem noch von der Stützwirkung durch die anderen Brennstäbe mitbestimmt. Da die Steifigkeit der Brennstablagerung neben der konstruk-

tiven Ausführung der Einspannung vor allem von der Relaxation der Abstandshalterfedern abhängt, verringert sich die Steifigkeits-Stützwirkung durch die Brennstäbe mit der Relaxation der Abstandshalterfedern über die BE-Einsatzzeit. Dies führt schon nach relativ geringer BE-Einsatzzeit, vor allem bei Verwendung von Zirkonium-Basismaterialien als Federwerkstoff im Vergleich zu Inconel-Materialien, zu einer signifikanten Verringerung der Steifigkeits-Stützwirkung.

Die sich bei der vorhandenen BE-Steifigkeit zum jeweiligen Zeitpunkt einstellende elastische BE-Verformung wird während des Reaktorbetriebes durch Kriechen der Führungsrohre zu einem großen Teil in einen verbleibenden Verformungsanteil umgesetzt. Für das Ausmaß dieser Kriechverformung ist die Kriechfestigkeit des Führungsrohrmaterials maßgeblich.

#### **3.1.1.1.3 Internationale Betriebserfahrung**

Mitte der 90er Jahre sind von mehreren Anlagen mit DWR Ereignisse mit BE-Verbiegungen in Schweden, USA, Frankreich, und Spanien bekannt geworden, wobei es sich in allen Fällen um Anlagen von Westinghouse oder Framatome handelte und die BE von Westinghouse (bzw. ENUSA in Lizenz von Westinghouse) oder Framatome hergestellt worden waren.

Die betroffenen BE zeigten in der Regel ein Bananen- oder S-förmiges Profil auf, in Einzelfällen wurde auch von W-förmigen Verbiegungen berichtet. S-förmige BE-Verbiegungen sind bei Abbränden um 30.000 MWd/t und höher aufgetreten und führten vielfach zum nicht vollständigen Einfall von SE während Falltests oder Reaktorschnellabschaltungen. Die zugehörigen SE klemmten meist im Bereich des Führungsrohrstoßdämpfers.

Die Ursachen und Mechanismen, die zur Verbiegung von BE führen, sind extrem komplex und bislang nicht vollständig verstanden. Die in den ausländischen Anlagen aufgetretenen Fälle wurden häufig mit einer gegenüber den Vorgängermodellen verminderten Steifigkeit des BE-Skeletts sowie einer für die Steifigkeit zu hohen Federkraft der BE-Niederhalterfedern erklärt. Für diesen Ansatz spricht die Tatsache, dass technische Änderungen an den BE selbst, darunter Herabsetzung der Federkraft und Erhöhung der Steifigkeit des Skeletts, dazu geführt haben, dass seit Umsetzung dieser Maßnahmen deutlich weniger Verbiegungen bekannt geworden sind.



#### 3.1.1.1.4 Maßnahmen in Deutschland

Die Entwicklung der BE-Verformungen wurde ab 2009 seitens des RSK-Ausschusses Reaktorbetrieb regelmäßig verfolgt. Von den Betreibern wurden in den letzten Jahren in verschiedenen Anlagen in unterschiedlichem Umfang die folgenden Modifizierungsmaßnahmen zur Begrenzung der Verformung und zur Berücksichtigung von Verformungen bei der Beladeplanung und BE-Handhabung eingeführt:

- Reduktion der Spannungen als treibende Kraft der Kriechverformung:
  - Reduktion der BE-Niederhaltekräfte
  - Einsatz von dickwandigen Führungsrohren
  - Reduzierung des hydraulischen Widerstandes der BE
- Erhöhung der Kriechfestigkeit:
  - Kriechoptimierte Werkstoffe für Führungsrohre und Abstandshalter
- Erhöhung der lateralen BE-Steifigkeit:
  - dickwandigere Führungsrohre
  - steifere Abstandhalter-Führungsrohr-Verbindung
  - verbesserte Brennstab-Lagerung im Abstandhalter

Von der RSK wurde in der Stellungnahme vom 18. März 2015 (474. RSK-Sitzung) als Ergebnis der bisherigen Beratungen Empfehlungen ausgesprochen, die sicherstellen sollen, dass

- die Eintrittswahrscheinlichkeit für unzulässige BE-Verformungen reduziert wird,
- die sicherheitstechnischen Nachweise unter Berücksichtigung von gegebenen BE-Verformungen geführt werden und
- Maßnahmen bei Vorliegen von Schwergängigkeiten von SE sowie zum Umgang mit deformierten BE in den Betriebsvorschriften festgelegt werden.

### **3.1.1.2 Überprüfung der seismischen Auslegung von KKW**

Es wurden die in der GeSi-Datenbank enthaltenen Generischen Fragestellungen EH1 „Überprüfung der seismischen Auslegung der KKW“, EH2 „Seismische Wechselwirkung von Bauwerken oder Betriebsmitteln mit sicherheitstechnisch wichtigen Systemen“ und EH3 „Notwendigkeit der Bewertung anlagenspezifischer naturbedingter Einwirkungen von außen“ zusammengeführt und aktualisiert.

#### **3.1.1.2.1 Zusammenfassung der Fragestellung**

Der redundanz- und systemübergreifende Charakter von naturbedingten Einwirkungen von außen, hier Erdbeben, mit gegebenenfalls Ausfällen von Sicherheitssystemen lässt diesen im kerntechnischen Bereich eine besondere Bedeutung zukommen. Kerntechnische Anlagen sind in unterschiedlichem Umfang, abhängig von den jeweiligen Anforderungen des Landes, gegen Erdbeben ausgelegt. Unterschiede bestehen insbesondere in den der Auslegung zugrunde liegenden Einwirkungsstärken. Die Behandlung von seismischen Einwirkungen bedingt eine standortbezogene Gefährdungsanalyse, bei der die zugrunde zu legende Einwirkungsstärke ermittelt wird. Dies kann sowohl deterministisch als auch probabilistisch erfolgen. Die Auslegung bezieht sich auf den Zustand bei der Errichtung der Anlage und auf den zu diesem Zeitpunkt gültigen Stand von Wissenschaft und Technik. Dieser Zustand kann sich im Laufe der Zeit verändern, zum Beispiel durch Nachrüstungen oder Alterung. Ob der Zustand einer Anlage noch den Anforderungen entspricht beziehungsweise diese dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik, muss im Hinblick auf die Sicherheit kerntechnischer Anlagen durch regelmäßige seismische Überprüfungen, das heißt Ermittlung der Standortgefährdung, Ermittlung des Verhaltens von Bauwerken, Systemen und Komponenten unter seismischen Einwirkungen und Bewertung der sicherheitstechnischen Auswirkungen, evaluiert werden. Die Überprüfung der seismischen Auslegung kerntechnischer Anlagen wird international als ein wichtiges Hilfsmittel angesehen, um Defizite im Hinblick auf die Beherrschung von Erdbebenwirkungen aufzudecken und entsprechende Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit der Anlagen einzuleiten. Generell führen die hohen Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks dazu, dass eine erdbebensichere Auslegung sehr aufwändig ist und somit im Allgemeinen nicht alle Bauwerke, Systeme und Komponenten gegen das Bemessungserdbeben (äquivalent zum Safe Shutdown Earthquake (SSE)) ausgelegt werden, sondern nur jene, welche sicherheitstechnisch relevant sind. Daraus kann sich das Problem ergeben, dass nicht sicherheitstechnisch relevante Komponenten, welche nicht gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt sind, sicherheits-

technisch wichtige Komponenten in ungünstigen Situationen beeinträchtigen können. Es ist somit nicht nur die individuelle Widerstandfähigkeit gegen Erschütterungen von technischen Einrichtungen entscheidend, sondern auch deren räumliche Anordnung und daraus resultierende mögliche Wechselwirkungen.

Deutschland gehört, im Vergleich zu anderen Ländern der Welt, zu einer Region mit einer verhältnismäßig geringen bis mittleren Erdbebenaktivität, welche standortbezogen variiert, das heißt, es werden immer wieder Erdbeben unterschiedlichster Intensität registriert. So zeigte die geologische Vergangenheit (Roermond (1992), Albstadt (1978)), dass auch Ereignisse größerer Intensität auftreten können, welche teilweise zu Schäden an konventionellen Bauwerken geführt haben. Da auch zukünftig Ereignisse mit höheren Intensitäten nicht ausgeschlossen werden können und das Potential für redundanzübergreifende Systemausfälle (auch von Sicherheitssystemen) einen signifikanten Beitrag zum Kernschadensrisiko liefern kann, besteht weiterhin Forschungsbedarf auf diesem Gebiet.

#### **3.1.1.2.2 Maßnahmen und Anforderungen in Deutschland**

In Deutschland wurde die Auslegung gegen Erdbeben entsprechend dem zum Zeitpunkt der Errichtung gültigen Stand des kerntechnischen und konventionellen Regelwerks ursprünglich auf deterministischer Basis vorgenommen, später wurden jedoch auch für alle Anlagen probabilistische Gefährdungsanalysen durchgeführt. Die Ergebnisse der probabilistischen Analysen waren im Allgemeinen mit denen der deterministischen gut verträglich. Ein erneuter Nachweis hinsichtlich des Schutzes gegen seismische Einwirkungen wird im Rahmen der (periodischen) Sicherheitsüberprüfungen erbracht, allerdings werden hierzu nicht immer neue Gefährdungsanalysen für die Standorte erstellt. Durch die stetige Weiter- und Neuentwicklung der zur Standortgefährdungsanalyse erforderlichen Methoden können mittlerweile in einigen Bereichen genauere (Reduzierung der Unsicherheiten) oder umfassendere (Berücksichtigung zusätzlicher Aspekte) Ermittlungen der Standortgefährdung durchgeführt werden.

Alle Anlagenteile, die erforderlich sind, den Kernreaktor sicher abzuschalten, ihn im abgeschalteten Zustand zu halten, die Nachwärme abzuführen oder die Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern, müssen so ausgelegt sein, dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben auch während und nach einem Erdbeben erfüllen können. Deshalb werden bei der Auslegung von kerntechnischen Anlagen aufgrund des nicht vernachlässigbaren Gefährdungspotentials Schutzmaßnahmen gegen Erdbebeneinwirkungen er-

griffen. In Deutschland waren als übergeordnetes Regelwerk im Hinblick auf Einwirkungen von außen die Sicherheitskriterien des BMI maßgebend, welche durch die Sicherheitsanforderungen an KKW des BMU vom 22. November 2012, mod. vom 3. März 2015, (hinsichtlich Erdbeben insbesondere die Abschnitte 2.4 (1) „Schutzkonzept gegen Einwirkungen von innen und außen und gegen Notstandsfälle“, 4.2 (1;2) „Einwirkungen von innen und außen sowie aus Notstandsfällen“) sowie die „Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen an KKW“ abgelöst wurden. Weiterhin finden die folgenden Leitfäden zur Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für KKW Anwendung: „Grundlagen zur periodischen Sicherheitsüberprüfung“, „Periodische Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke – Leitfaden Sicherheitsstatusanalyse“ und „Periodische Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke – Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse“.

Die KTA 2201 basierte bis 1990 auf zwei unterschiedlichen Erdbebenniveaus, dem Auslegungserdbeben und dem Sicherheitserdbeben, ab der Fassung von 1990 ist nur noch das Sicherheitserdbeben relevant, welches in Bemessungserdbeben umbenannt wurde. Gemäß KTA 2201 werden die technischen Einrichtungen in zwei Klassen eingeteilt. Klasse I beinhaltet alle sicherheitstechnisch relevanten Einrichtungen, welche gegen das Bemessungserdbeben auszulegen sind und Klasse II umfasst alle übrigen Anlagenteile. Des Weiteren ist seit 2011 zusätzlich eine Klasse II a definiert, welche technische Einrichtungen der Klasse II umfasst, die durch eine Fehlfunktion oder Versagen sicherheitstechnisch wichtige technische Einrichtungen der Klasse I beeinträchtigen können. Die technischen Einrichtungen der Klasse II a werden ebenfalls gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt. Um die technischen Einrichtungen der Klasse II a zu identifizieren, reicht eine Auswertung der Anlagendokumentation nicht aus, da aus dieser die räumlichen Beziehungen und möglichen Wechselwirkungen der technischen Einrichtungen nicht in jedem Fall abgeleitet werden können.

Es gelten außerdem konventionelle Baunormen, die auch für bauliche Anlagen in KKW zur Anwendung kommen, die nicht nach KTA 2201 ausgelegt werden müssen. Diese werden zur Ermittlung der Erdbebenlasten für Bauwerke und gleichzeitig zu deren Auslegung benutzt. Sie wurden im Laufe der Jahre an den jeweiligen Stand von Wissenschaft und Technik angepasst und mit der Einführung der harmonisierten europäischen Baunormen, den sogenannten Eurocodes, wurden weitere Anpassungen der einschlägigen DIN-Normen erforderlich, da die Übernahme der Eurocodes in das nationale Normenwerk verpflichtend war. Die deutsche Erdbebennormung im allgemeinen Bauwesen

setzt sich aus der DIN EN 1998-1:2010-12 „Grundlagen, Erdbebeneinwirkungen und Regeln für Hochbauten“ (Eurocode 8) und der DIN EN 1998-1/NA:2011-01 (s. g. Nationaler Anhang) zusammen.

International gibt es unter anderem Richtlinien des europäischen Parlaments, der WENRA (z. B. WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors mit dem ergänzenden Guidance Document Issue T: Natural Hazards „Guidance on Seismic Events“) und der IAEA (Fundamentals, Requirements, Guides etc.). In der Regel wird zwischen Anforderungen zur Standortwahl (Siting), zur Auslegung neuer Anlagen (Design) und zur Bewertung bestehender Anlagen (Evaluation) unterschieden. Die üblichen Verfahren zur seismischen Überprüfung bestehender Anlagen sind das Seismic Margin Assessment und das Seismic Probabilistic Safety Assessment. Im deutschen Regelwerk wird diese Unterscheidung im Allgemeinen nicht vorgenommen, insbesondere werden die Regeln und Richtlinien zur Auslegung auch für die deterministische Bewertung bestehender Anlagen herangezogen.

Seismische Einwirkungen sind weltweit ein aktives Forschungsgebiet, das immer wieder neue Erkenntnisse hervorbringt. Da sich der Zustand von KKW aus den unterschiedlichsten Gründen ständig verändert, ist ein regelmäßiger Abgleich zwischen dem Ist-Zustand einer Anlage und den aus den aktuellen Forschungsergebnissen abzuleitenden Anforderungen an den Schutz gegen Erdbebeneinwirkungen erforderlich.

Eine generische Bewertung der heute verfügbaren Methoden der Gefährdungsermittlung im Vergleich zu den bisher angewandten wurde durchgeführt. Außerdem sollte der Fragestellung nachgegangen werden, ob Kombinationen von Erdbeben mit anderen naturbedingten Einwirkungen zu grundsätzlich anderen Auswirkungen führen können als die Einzeleinwirkungen. Insbesondere sollte hierbei die Wahrscheinlichkeit für solche Kombinationen und die sicherheitstechnische Relevanz Berücksichtigung finden.

Die IAEA-Anforderung, eine maximale Bodenbeschleunigung am Standort (maximale (horizontale) Bodenbeschleunigung, Peak Ground Acceleration) von 0,1 g anzusetzen, kann durch eine Neubewertung der seismischen Widerstandsfähigkeit der betroffenen Anlagen anhand der Methoden des IAEA-Guide NS-G-2.13 erfolgen. Durch die in NS-G-2.13 genannten Methode „Seismic Margin Assessment“ (ggf. unter Nutzung von Daten einer vorliegenden seismischen PSA) wäre für Anlagen mit einer maximalen Bo-

denbeschleunigung von  $< 0,1$  g aufzuzeigen, dass die Anlage auch für eine Bodenbeschleunigung von  $0,1$  g ausreichend widerstandsfähig ist. Alternativ könnte der Nachweis auch durch eine seismische PSA (SPSA) erfolgen.

Die RSK hat sich nach dem Unfall in Fukushima mit der Robustheit des Sicherheitskonzeptes der KKW befasst, wobei die Fragen behandelt wurden, ob und inwieweit selbst bei höheren Belastungen und Anforderungen, als für die Auslegung angenommen, das Sicherheitskonzept „noch trägt“ und durch welche Maßnahmen die Robustheit weiter gesteigert werden kann. Aus dieser Befassung haben sich mehrere RSK-Stellungnahmen und Empfehlungen ergeben, wie z. B.:

1. RSK-Stellungnahme „Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan), 437. RSK-Sitzung vom 11. - 14. Mai 2011
2. RSK-Empfehlung zur Robustheit der deutschen KKW aus der 450. RSK-Sitzung am 26./27. September 2012, einschließlich RSK-Stellungnahme „Mindestens von  $0,1$  g (ca.  $1,0$  m/s<sup>2</sup>) für die maximale horizontale Bodenbeschleunigung bei Erdbeben“ aus der 457. RSK-Sitzung am 11. April 2013
3. RSK-Stellungnahme „Ausfall der Primären Wärmesenke“ aus der 446. RSK-Sitzung am 5. April 2012

In der RSK-Stellungnahme der 496. RSK-Sitzung vom 6. September 2017 wird die Umsetzung von RSK-Empfehlungen im Nachgang zu Fukushima bewertet. Als Ergebnis der umfangreichen Befassung wird allen deutschen KKW eine ausreichende seismische Robustheit bestätigt.

### **3.1.1.3 Bewertung von Einwirkungen von außen**

Es wurden die in der Datenbank für Generische Sicherheitsfragen (GeSi) enthaltenen generischen Fragestellungen EH3 „Notwendigkeit der Bewertung anlagenspezifischer naturbedingter Einwirkungen von außen“ und EH4 „Bewertung von anlagenspezifischen zivilisationsbedingten äußeren Einwirkungen“ zusammengeführt und aktualisiert. Die naturbedingte Einwirkung „Erdbeben“ wird dabei nicht behandelt, da es zu dieser Einwirkung eine eigenständige Ausarbeitung (siehe Abschnitt 3.1.1.2) gibt.

### 3.1.1.3.1 Zusammenfassung der Fragestellung

Das Spektrum der Einwirkungen von außen, z. B. Hochwasser, Sturmfluten, (Wirbel-) Stürme, extreme Außentemperaturen, Einwirkung gefährlicher Stoffe etc., ist breit gefächert. Die Ursache der Einwirkungen von außen liegt außerhalb des Anlagengeländes und es wird unterschieden zwischen zivilisationsbedingten und naturbedingten Einwirkungen von außen. Der redundanz- und systemübergreifende Charakter dieser Ereignisse, die zu Ausfällen von Sicherheitssystemen führen können, lässt diesen im kern-technischen Bereich eine besondere Bedeutung zukommen. Welche Einwirkungen für den jeweiligen Standort relevant sind, hängt von den individuellen Gegebenheiten am Standort ab und muss durch eine Voranalyse (Screening) ermittelt werden. Die kern-technischen Anlagen werden in unterschiedlichem Umfang, abhängig von den jeweiligen Anforderungen des Landes, gegen die für den betrachteten Standort relevanten Einwirkungen von außen ausgelegt. Unterschiede in der Auslegung bestehen im abgedeckten Einwirkungsspektrum und in den zugrunde liegenden Einwirkungsstärken. Eine standortbezogene Gefährdungsanalyse (deterministisch, probabilistisch) ist notwendig, um die zugrunde zulegenden Einwirkungsstärken zu ermitteln. Wie die Behandlung der Widerstandsseite, d. h. der anlagentechnischen Aspekte erfolgt, kann sehr unterschiedlich sein. Wenn Anlagenteile ausgelegt werden sollen, wird meist ein festgelegtes Bemessungsniveau der Einwirkung als Grundlage herangezogen. Die Auslegung bezieht sich auf den Zustand bei der Errichtung der Anlage und auf den zu diesem Zeitpunkt gültigen Stand von Wissenschaft und Technik, der sich im Laufe der Zeit verändern kann. Ob der Zustand einer Anlage noch den Anforderungen entspricht beziehungsweise diese dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik, muss im Hinblick auf die Sicherheit kern-technischer Anlagen durch regelmäßige Überprüfungen, das heißt Ermittlung der Standortgefährdung, Ermittlung des Verhaltens von Bauwerken, Systemen und Komponenten unter Einwirkungen von außen und Bewertung der sicherheitstechnischen Auswirkungen, ermittelt werden. Die Bewertung bestehender Anlagenteile kann deterministisch unter Festlegung eines Referenzniveaus der jeweiligen Einwirkung oder probabilistisch, d. h. in Form einer PSA, erfolgen. Im Bereich der Einwirkungen von außen sind PSA (Stufe 1, Leistungsbetrieb) nach deutschem kerntechnischem Regelwerk im Rahmen einer Sicherheitsüberprüfung nur für die naturbedingten Einwirkungen Erdbeben (abhängig von der Standortgefährdung) und Hochwasser (abhängig vom nachgewiesenen Schutz der Anlage gegen Hochwasser) sowie die zivilisatorischen Einwirkungen Explosionsdruckwelle und Flugzeugabsturz, vorgeschrieben.

### 3.1.1.3.2 Maßnahmen und Anforderungen in Deutschland

Anfangs fand die Behandlung von Einwirkungen von außen bei der Auslegung nur auf deterministischer Basis statt, mittlerweile werden auch probabilistische Analysen durchgeführt. Ein Problem, das sich bei der Ermittlung des Gefährdungspotentials von wetter- und witterungsbedingten Einwirkungen ergibt, sind die für die deterministischen/probabilistischen Analysen zur Verfügung stehenden Daten/Datenmengen, die je nach Einwirkung eher gering sind. Ein weiteres Problem sind die unterschiedlichen Methoden bzw. Modelle, die einer steten Aktualisierung und Weiterentwicklung bedürfen, um dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu genügen, um somit zum Beispiel den Klimawandel, der zu einer Intensivierung von wetter- und witterungsbedingten Einwirkungen führen könnte, zu berücksichtigen. Es werden auch neue Methoden entwickelt, welche dahingehend bewertet werden müssen, ob sie aus sicherheitstechnischer Sicht zusätzliche relevante Erkenntnisse liefern oder ob bisher übliche Verfahren ausreichen, um den sicherheitstechnischen Erfordernissen Rechnung zu tragen. Aus diesem Grund besteht hinsichtlich der zu unterstellenden Intensität derartiger Ereignisse weiterhin Forschungsbedarf.

Durch die stetige Weiter- und Neuentwicklung der zur Standortgefährdungsanalyse erforderlichen Methoden können mittlerweile in einigen Bereichen genauere (Reduzierung der Unsicherheiten) oder umfassendere (Berücksichtigung zusätzlicher Aspekte) Ermittlungen der Standortgefährdung durchgeführt werden. Auch die Auswahl von Anpassungs- und Verteilungsfunktionen bzw. die Kriterien zur Beurteilung der Anpassungsgüte verschiedener Funktionen sowie die Berücksichtigung von Einwirkungskombinationen spielen eine wichtige Rolle bei der Auslegung kerntechnischer Anlagen.

Alle Anlagenteile, die erforderlich sind, den Kernreaktor sicher abzuschalten, ihn im abgeschalteten Zustand zu halten, die Nachwärme abzuführen oder die Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern, müssen so ausgelegt sein, dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben auch bei Einwirkungen von außen erfüllen können. Deshalb werden bei der Auslegung von kerntechnischen Anlagen aufgrund des nicht vernachlässigbaren Gefährdungspotentials Schutzmaßnahmen gegen diese ergriffen. In Deutschland waren als übergeordnetes Regelwerk im Hinblick auf Einwirkungen von außen die Sicherheitskriterien des BMI maßgebend, welche durch die Sicherheitsanforderungen an KKW des BMU vom 22. November 2012, mod. vom 3. März 2015, (insbesondere die Abschnitte 2.4 „Schutzkonzept gegen Einwirkungen von innen und außen sowie gegen Notstandsfälle“, 4.2 „Einwirkungen von innen und außen sowie aus Notstandsfällen“ und



Anhang 3 „Grundlegende Anforderungen an Schutzkonzepte gegen Ereignisse aus Einwirkungen von innen und außen sowie aus Notstandsfällen“) sowie die „Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen an KKW“ abgelöst wurden. Weiterhin finden die folgenden Leitfäden zur Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für KKW Anwendung: „Grundlagen zur periodischen Sicherheitsüberprüfung“, „Periodische Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke – Leitfaden Sicherheitsstatusanalyse“ und „Periodische Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke – Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse“. Weiterhin gelten in Deutschland die Regeln der KTA 2206 „Auslegung von Kernkraftwerken gegen Blitzeinwirkungen“ und der KTA 2207 „Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser“.

International stellen, neben individuellen Regelungen in den Ländern mit Kernenergienutzung, die Dokumente der IAEA (Safety Fundamentals, Requirements und Guides) einen Konsens der Mitgliedsstaaten hinsichtlich des kerntechnischen Regelungsbedarfs dar. Weiterhin gibt es unter anderem die WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors mit den untergeordneten Guidance Documents: Issue F – Design Extension of Existing Reactors und Issue T – Natural Hazards (Head Document) sowie die Anhänge zum Guidance Head Document: Guidance on External Flooding und Guidance on Extreme Weather Conditions.

Einwirkungen von außen sind weltweit ein aktives Forschungsgebiet, das immer wieder neue Erkenntnisse hervorbringt. Da sich der Zustand von KKW aus den unterschiedlichsten Gründen ständig verändert, ist ein regelmäßiger Abgleich zwischen dem Ist-Zustand einer Anlage und den aus den aktuellen Forschungsergebnissen abzuleitenden Anforderungen an den Schutz gegen Einwirkungen von außen erforderlich.

Eine Fragestellung, der mittlerweile nachgegangen wurde, war, ob Kombinationen naturbedingter Einwirkungen zu grundsätzlich anderen Auswirkungen führen können als die einzelnen Einwirkungen. Insbesondere wurde hierbei die Wahrscheinlichkeit für solche Kombinationen und die sicherheitstechnische Relevanz berücksichtigt. Ein weiteres Thema, das zur Lösung des Problems beitragen könnte, ist die Ermittlung von Gefährdungskurven. Hier sollte der Zusammenhang zwischen Einwirkungsstärke und Überschreitenswahrscheinlichkeit untersucht werden, vor allem für Ereignisse mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit in der Größenordnung  $10^{-4}$ /Jahr.

Die IAEA hat zum Thema Einwirkungen von außen mehrere Guides, Reports und TECDOCs herausgegeben, die dabei helfen sollen, die Sicherheit von kerntechnischen

Anlagen zu erhöhen beziehungsweise zu gewährleisten. Beispiele sind die Guides NS-G-1.5 „External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants“ und NS-G-3.1 „External Human Induced Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants“ sowie TECDOC 1341 „Extreme external events in the design and assessment of nuclear power plants“ und TECDOC 1487 „Advanced nuclear plant design options to cope with external events“.

Die RSK hat sich nach dem Unfall in Fukushima mit der Robustheit des Sicherheitskonzeptes der KKW befasst, wobei die Fragen behandelt wurden, ob und inwieweit selbst bei höheren Belastungen und Anforderungen als für die Auslegung angenommen das Sicherheitskonzept „noch trägt“ und durch welche Maßnahmen die Robustheit weiter gesteigert werden kann. Aus dieser Befassung haben sich mehrere RSK-Stellungnahmen und Empfehlungen ergeben, wie z. B.:

1. RSK-Stellungnahme „Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“, 437. RSK-Sitzung vom 11. - 14. Mai 2011
2. RSK-Stellungnahme „Einschätzung der Abdeckung extremer Wetterbedingungen durch die bestehende Auslegung“ aus der 462. RSK-Sitzung am 6. November 2013
3. RSK-Stellungnahme „Aspekte der Ermittlung des standortspezifischen Bemessungshochwassers“ aus der 481. RSK-Sitzung am 10. Februar 2016
4. RSK-Stellungnahme „Blitze mit Parametern oberhalb der genormten Blitzstromparameter“ aus der 488. RSK-Sitzung am 3. November 2016

#### **3.1.1.4 Sicherstellung der Wärmeabfuhr**

Die Fragestellung SS 19 „Sicherstellung der Wärmeabfuhr“ wurde aktualisiert und um die Thematik der diversitären Wärmesenke erweitert. Es wurden insbesondere Informationen der aktuellen nationalen Post-Fukushima Aktionspläne sowie der nationalen Berichte zur Convention on Nuclear Safety diesbezüglich ausgewertet. Die Fragestellung wurde ebenfalls in AP 2 für die ausländischen Anlagen betrachtet. Die Zusammenfassung des Themas geschieht jedoch an dieser Stelle.

#### **3.1.1.4.1 Zusammenfassung der Fragestellung**

Die Ereignisse in Fukushima zeigten, dass bei der Auslegung der KKW verstärktes Augenmerk auf den langfristigen Totalausfall der Nebenkühlwassersysteme gelegt werden muss, speziell bei Einwirkungen von außen. Infolge des Ereignisses in Fukushima wurden für KKW der EU und einigen Ländern außerhalb der EU sogenannte Stresstests durchgeführt, um die Robustheit des jeweiligen Sicherheitskonzeptes in Bezug auf solche übergreifenden Ereignisse auszuloten.

Diese Fragestellung befasst sich vornehmlich mit dem Begriff und der Zuverlässigkeit der Wärmesenken selbst und der Zuverlässigkeit der Systeme und Komponenten, deren Aufgabe es ist, die anfallende Wärme der sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen an die Wärmesenken abzuführen. Dabei muss für diese Systeme nachgewiesen werden, dass sie in allen Betriebs- und Störfällen auch unter ungünstigen meteorologischen Bedingungen in der Lage sind, diese Aufgabe zu erfüllen.

#### **3.1.1.4.2 Maßnahmen in Deutschland**

Bei deutschen KKW ist die Kühlwasserversorgung für die sicherheitstechnisch wichtigen Verbraucher von der betrieblichen Kühlwasserversorgung systemtechnisch getrennt. Der sicherheitstechnisch wichtige Teil ist in n+2-Redundanz aufgebaut und notstromgesichert. Dies spiegelt sich auch in der räumlichen Anordnung wider, die jedoch von Anlage zu Anlage unterschiedlich sein kann. Einrichtungen, die im Notstandsfall (das sind seltene äußere Einwirkungen wie z. B. Erdbeben, Flugzeugabsturz usw.) gebraucht werden, haben eine zusätzliche autarke notstromgesicherte Kühlwasserversorgung. Deutsche Anlagen verfügen z. B. über Brunnen oder Zellenkühltürme als Alternative zur Flusskühlung. In diesem Bereich wurden bei älteren Anlagen teilweise umfangreiche Nachrüstungen durchgeführt.

#### **3.1.1.4.3 Maßnahmen in den Nachbarländern**

##### **Belgien**

Am Standort Tihange besitzt jede Anlage zwei unabhängige Hauptwärmesenken (Flusswasser und Grundwasser). Zudem sind mobile Einrichtungen zur Bespeisung der Dampferzeuger und des Primärkreises vorhanden. Für Doel 1 und 2 stehen drei unab-

hängige Wärmesenken zur Verfügung (Flusswasser, Kühltürme, luftgekühlte Wärmetauscher). Doel 3 und 4 können zwei unabhängige Wärmesenken nutzen. Dazu gehören Kühltürme, welche Flusswasser oder Wasser aus Kühlbecken nutzen. Es stehen drei Kühlbecken mit jeweils 30.000 m<sup>3</sup> zur Verfügung. Die meisten der zur Verfügung stehenden Dieselgeneratoren sind luftgekühlt /FAN 19/.

## **Frankreich**

Aus dem französischen CNS-Bericht aus dem Jahr 2016 /CNS 16/ geht hervor, dass zu dem Zeitpunkt keines der KKW, mit Ausnahme der im Bau befindlichen Anlage Flamanville 3 eine alternative Wärmesenke besaß. Es wird angeführt, dass einige Anlagen aufgrund ihrer Auslegung größere Wasserreserven besitzen. Einige wenige Anlagen verfügen über eine weitere Wasserquelle, z. B. Bohrlöcher für Grundwasser neben Flusswasser.

Bereits im Jahr 2012 hat ASN beschlossen, dass die Betreiber das Konzept des „hardened safety core“ implementieren sollen. Dieses soll die Sicherheitsfunktionen bei auslegungsüberschreitenden Situationen sicherstellen. Dazu gehört z. B. eine gebunkerte alternative Wärmesenke /IAE 14/.

## **Niederlande**

Die Hauptwärmesenke des KKW Borssele ist das Wasser der Westerschelde. Regelmäßiges Baggern stellt sicher, dass die benötigte Tiefe erhalten bleibt. Das Hauptkühlwassersystem wird außerdem durch Muschelfilter und andere verschiedene Filteranordnungen des Kühlwasserfiltersystems geschützt. Sollte die Hauptwärmesenke ausfallen, gibt es acht Tiefwasserbrunnen, die das Back-up-Kühlwassersystem versorgen. Zusätzlich kann Wasser aus dem Feuerlöschsystem (Feuerlöschteich) genutzt werden /ELI 11/.

## **Schweiz**

Dem National Action Plan (Update) der Schweiz aus dem Jahr 2014 /ENSI 14/ ist zu entnehmen, dass fast alle KKW in der Schweiz über diversitäre Wärmesenken verfügen. Die Ausnahme bildete die Anlage Mühleberg, welche jedoch inzwischen Nachrüstmaßnahmen getroffen hat und zudem Ende 2019 abgeschaltet wurde /ENSI 16/.

### **3.1.1.5 Ersatzteilversorgung**

Die generische Fragestellung MA1 „Austausch von Teilen sowie deren Beschaffung und Qualitätssicherung“ wurde erweitert und aktualisiert. Die Fragestellung wurde ebenfalls in AP 2 für die ausländischen Anlagen betrachtet. Die Zusammenfassung des Themas geschieht jedoch an dieser Stelle.

#### **3.1.1.5.1 Zusammenfassung der Fragestellung**

Im Rahmen der Auswertung der Betriebserfahrung wurden verschiedene nationale und internationale Ereignisse identifiziert, die auf den Austausch von Bauteilen gegen vermeintlich gleichartige Bauteile zurückzuführen sind. Hier zeigten die ausgetauschten Bauteile – entgegen den Erwartungen – ein anderes Verhalten als die ursprünglich eingesetzten Teile. Gleiches gilt für den Austausch gegen Bauteile mit vermeintlich verbesserten Eigenschaften.

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

Bei dem Tausch von Teilen oder Komponenten stellt sich grundsätzlich die Frage, ob

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

Originalersatzteile sind oftmals nicht mehr erhältlich, wenn der Hersteller die Produktion eingestellt hat oder der Hersteller bzw. dessen Nachfolger nicht mehr existiert.

#### **3.1.1.5.2 Maßnahmen in Deutschland**

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

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

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

Es besteht darüber hinaus die Möglichkeit, ein nicht mehr erhältliches Bauteil durch Reverse Engineering nachzubauen. Für den Lieferanten muss dazu ersichtlich sein, welche Anforderungen erfüllt werden müssen und ob bereits ein genehmigter Qualitätsplan besteht oder ein neuer Plan erstellt werden muss, der noch eine Genehmigung benötigt. Es muss geklärt werden, ob weitere Berechnungen erforderlich sind und ob zusätzliche Tests (z. B. Beständigkeit, Leckage) vorgesehen werden müssen. Der Reverse-Engineering-Prozess beginnt, je nach Ausgangslage, mit der Erstellung der Dokumentation und der Qualitätsunterlagen, die zusammen mit einer Zeichnung freigegeben werden müssen. Die Erstellung der Zeichnung erfolgt über die 3D-Vermessung des Bauteils. Die Aufnahmen können vor Ort erfolgen oder das Bauteil kann zum Hersteller geschickt werden /KAN 17/. Es ist durch Reverse Engineering theoretisch möglich, auch eine Änderung bzw. Verbesserung der Anlage vorzunehmen.

Zum Redesign (Nachbau) von leitetechnischen Baugruppen und Komponenten in KKW hat die RSK eine Stellungnahme herausgegeben /RSK 12/. Der Einsatz solcher Komponenten erfolgte in Einzelfällen schon seit 1984. Die neu eingesetzten Komponenten hatten mindestens dieselbe Funktionalität und mussten mindestens dieselben Anforderungen an die Beständigkeit gegen Umwelteinflüsse wie die zu ersetzenden Baugruppen erfüllen. Die Redesign-Komponenten werden nur bei entsprechend qualifizierten Herstellern gefertigt und sind darüber hinaus qualitätssichernden Maßnahmen nach dem kerntechnischen Regelwerk (KTA 1401, KTA 3503, KTA 3505) zu unterziehen. Die Abkündigung von Gerätesystemen und der daraus resultierende Bedarf eines Designs/Redesigns von Einzelkomponenten verursacht jedoch einen hohen Aufwand für die Beteiligten, denn mit einer solchen Fertigung ist ein vollständiger Entwicklungsprozess (Erstellen einer Bedarfsbeschreibung/Anforderungsspezifikation/Lastenheft, Auswahl eines Herstellers, Erstellen eines Pflichtenheftes durch den Auftragnehmer, Vorserienfertigung

und -prüfung sowie Erstqualifizierung) verbunden. Daher werden keine umfassenden Redesignvorhaben von Seiten der Betreiber im Hinblick auf die Substituierung kompletter Gerätesysteme erwartet. Sicherheitstechnisch nachteilige Auswirkungen durch die Abkündigung von Ersatzteillieferungen durch die Hersteller waren bislang nicht festgestellt worden und wurden seitens der RSK bei weiterer Einhaltung der Qualifizierungsvorgaben nicht erwartet.

Die Betriebserfahrung zeigt, dass Ersatzteile, die die Spezifikationen erfüllen, trotzdem aufgrund von Fertigungsabweichungen oder Materialänderungen spezifische Anforderungen während des Betriebes nicht immer erfüllen. Eine Lösung wäre, auf betriebsbewährte Ersatzkomponenten – wenn vorhanden – zurückzugreifen. Das deutsche kern-technische Regelwerk lässt dies zu (KTA 3507). Die in der Betriebsbewährung nicht nachgewiesenen Eigenschaften (z. B. Erdbebenfestigkeit, Störfallfestigkeit) müssen in diesen Fällen durch eine zusätzliche Typprüfung nachgewiesen werden.

Ein gänzlich anderes Problem tritt auf, wenn Austauschteile die gleiche Typenbezeichnung tragen wie die Originalteile, jedoch aufgrund eines geänderten Aufbaus/Verdrahtung/Programmierung ein völlig anderes Verhalten zeigen. Dazu liefert die Betriebserfahrung Beispiele. Es wurden Beispiele aus Frankreich, USA, Schweden und Kanada zu dem Thema analysiert.

### **3.1.1.6 Erhöhte Korrosion an Brennstabhüllrohren aus M5**

Es wurde die neue generische Fragestellung RC 7 „Erhöhte Korrosion an Brennstabhüllrohren aus M5“ untersucht.

#### **3.1.1.6.1 Zusammenfassung der Fragestellung**

Während eines planmäßigen BE-Wechsels in einem deutschen KKW im Februar 2017 wurden bei visueller Inspektion von BE Auffälligkeiten im oberen Bereich der Brennstäbe festgestellt. Weitergehende Untersuchungen zeigten, dass es sich dabei um Korrosion der aus M5 gefertigten Brennstabhüllrohre handelt, die deutlich über das aus der Betriebserfahrung bekannte Maß hinaus ging. Der Befundbereich lag am oberen Ende der aktiven Zone und/oder im Bereich des oberen Brennstabplenums zwischen dem 8. und 9. Abstandshalter. Im Bereich unterhalb des 8. Abstandhalters lag normales Korrosionsverhalten vor.

Für den Werkstoff M5 wird eine abbrandabhängige Oxidschichtdicke erwartet, die für einen Abbrand von 70 MWd/kgU bis zu ca. 40 µm erreicht. Der für den Betrieb der Anlage zulässige Grenzwert für die Oxidschichtdicke von umfangsgemittelt 100 µm bzw. lokal 130 µm wurde an einzelnen Brennstäben überschritten. Es wurden lokale Oxidschichtdicken von bis zu 152 µm ermittelt. Sämtliche betroffenen BE sind vom Typ FOCUS und stammen aus der 27. Nachlieferung des Herstellers AREVA. Die betroffenen M5 Hüllrohre wurden aus zwei Schmelzen hergestellt. Die auffälligen Brennstäbe sind überwiegend, aber nicht ausschließlich aus dem Ingot 815179 gefertigt, wobei nicht alle Hüllrohre dieser Charge betroffen sind und das Ausmaß der übermäßigen Korrosion bzw. Oxidabblätterungen unter den betroffenen Brennstäben unterschiedlich ist. So gibt es auch BE mit Brennstäben des betroffenen Ingots, die keine erhöhte Oxidschichtdicke aufwiesen, obwohl sie auf homologen Kernpositionen zu BE mit erhöhter Oxidschichtdicke und vergleichbaren Lasthistorien eingesetzt wurden. Ein weit geringerer Anteil der betroffenen Brennstäbe ist aus dem Ingot 814867 gefertigt. Unter den hinsichtlich Oxidschichtdicke auffälligen BE befinden sich überwiegend solche der zweiten Standzeit und vereinzelt BE der ersten und dritten Standzeit. Die beiden betroffenen Schmelzen zeigten keine Abweichungen von der Spezifikation, wobei die aus dem Ingot 815179 gefertigten Hüllrohre eine größere Schwankungsbreite des Eisengehalts aufwiesen und die Fertigungsparameter gegenüber dem üblichen Herstellungsprozess verändert waren. BE anderer Hersteller waren nicht betroffen. Schon vor 2017 wurden in mehreren deutschen Anlagen in ein paar Fällen etwas höhere Oxidschichtdicken in diesem Bereich festgestellt, jedoch wurden bis dahin nie Grenzwerte für die Oxidschichtdicken an M5-Brennstäben überschritten.

Bisher sind die Ursachen für diese erhöhte Korrosion an dem Übergang von aktiver Zone des Brennstabs zum oberen Plenum nicht vollständig verstanden. Es werden mehrere Hypothesen in einer Arbeitsgruppe der RSK näher untersucht und bewertet. Hierbei handelt es sich um Untersuchungen und Bewertung des Herstellungsprozesses und der chemischen Zusammensetzung des Werkstoffs, zur möglichen Bildung oxidativer Randbedingungen in diesem Bereich des Brennstabs und zum Einfluss möglicher thermomechanischer Beanspruchungen aufgrund der Einsatzbedingungen der BE. Die bisherigen Ergebnisse der Untersuchungen zeigen, dass keine der Hypothesen für sich die aufgetretenen Ereignisse erklären oder quantifizieren kann.

Das Brennstabhüllrohr ist die erste Barriere und bei der Auslegung von Brennstäben ist der Erhalt der mechanischen Integrität ein wesentlicher Aspekt. Mit zunehmender Oxid-



schicht nimmt die Restwandstärke des Brennstabhüllrohrs ab. Wird die Restwandstärke zu dünn, so kann es unter bestimmten Bedingungen zum Integritätsverlust/Brennstabschaden kommen, wodurch radioaktive Substanzen ins Primärkühlmittel gelangen würden. Weiterhin verschlechtert sich der Wärmetransport vom Brennstoff zum Kühlmittel mit zunehmender Oxidschichtdicke und die ansteigende Temperatur an der Grenzfläche zwischen Metall und Metalloxidschicht kann zu weiterer beschleunigter Korrosion führen. Bei den bisher beobachteten Fällen mit erhöhter Oxidschichtbildung im Bereich aktiver Zone zum oberen Plenum sind keine Brennstabschäden aufgetreten.

#### **3.1.1.6.2 Maßnahmen**

Als Gegenmaßnahmen für den weiteren Betrieb der Anlage wurden eine Begrenzung der thermischen Reaktorleistung auf 95 Prozent und die Begrenzung des Leistungsgradienten auf 10 MW/min (vorher bis 20 MW/min) eingeführt. Somit wurden wieder Betriebsbedingungen hergestellt, wie sie vor der Leistungserhöhung 2006 herrschten und für die es gesicherte Betriebserfahrungen mit dem Hüllrohrmaterial gibt. Zusätzlich wurde zur Vermeidung oxidativer Randbedingungen die Wasserstoffkonzentration im Primärkühlmittel von 2 – 3 mg/kg auf 3 – 4 mg/kg angehoben. Im darauffolgenden Zyklus wurde keine erhöhte Korrosion an Brennstäben festgestellt. In ausländischen Anlagen wurde dieses Phänomen bislang nicht beobachtet.

#### **3.1.1.7 Robustheit der Brennelement-Lagerbecken**

Es wurde die neue generische Fragestellung FS 5 „Robustheit des BE-Lagerbeckens gegen auslegungsüberschreitende Störfälle“ untersucht. Die Fragestellung wurde ebenfalls in AP 2 für die ausländischen Anlagen betrachtet. Die Zusammenfassung des Themas geschieht jedoch an dieser Stelle.

##### **3.1.1.7.1 Zusammenfassung der Fragestellung**

Auf Grund des Ereignisses in Fukushima wurden Maßnahmen ergriffen, mit denen die Robustheit des BE-Lagerbeckens gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse erhöht wird. Unter diese Maßnahmen fallen alternative Kühlmöglichkeiten, alternative Einspeisemöglichkeiten, erweiterter Schutz gegen Kühlmittelverlust und störfallfeste Instrumentierung des BE-Lagerbeckens insbesondere bei Notfällen.

Zusätzliche Informationen im Zusammenhang mit dieser Fragestellung und dem BE-Lagerbecken werden auch in FS 2 (Möglichkeit eines Kühlmittelverlustes aus dem Brennelement-Lagerbecken), FS 4 (Anforderung an die Brennelement-Lagerbeckenkühlung), G 15 (H<sub>2</sub>-Problematik bei schweren Störfällen) und IC 12 (Availability and adequacy of accident monitoring instrumentation) aufgeführt.

### **3.1.1.7.2 Maßnahmen**

Im Nachgang zu dem Ereignis in Fukushima wurden in der 450. RSK-Sitzung „Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke“ formuliert, worunter auch die Robustheit des BE-Lagerbeckens in deutschen KKW fiel, und in der 496. RSK-Sitzung die Umsetzung dieser Empfehlungen bewertet (450. RSK-Sitzung „Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke“ 2012, 496. RSK-Sitzung „Bewertung der Umsetzung von RSK-Empfehlungen im Nachgang zu Fukushima“ 2017). Die Empfehlungen der RSK betrafen die Stromversorgung, Einspeisemöglichkeiten ins BE-Lagerbecken, Druckentlastung des Sicherheitsbehälters und mitigative Notfallmaßnahmen.

Die BE-Lagerbecken deutscher DWR im Leistungsbetrieb sind innerhalb des Sicherheitsbehälters. Dadurch sind die im Sicherheitsbehälter bereits vor dem Ereignis in Fukushima installierten Rekombinatoren auch wirksam in Hinblick auf eine Wasserstofffreisetzung aus dem BE-Lagerbecken. Die BE-Lagerbecken deutscher SWR im Leistungsbetrieb sind innerhalb des Reaktorgebäudes. Oberhalb dieser BE-Lagerbecken wurden autokatalytische passive Rekombinatoren installiert (496. RSK-Sitzung).

Für die Stromversorgung im Notstromfall sind in deutschen KKW die festinstallierten D1- und D2-Diesel vorhanden. Darüber hinaus wurden am Notspeisegebäude Anschlusspunkte realisiert, um mobile Dieselaggregate anzuschließen. Hierzu befindet sich ein mobiles Dieselaggregat innerhalb oder außerhalb des Notspeisegebäudes und ein weiteres Aggregat wird räumlich getrennt vom ersten gelagert.

Für die Kühlung u. a. des BE-Lagerbeckens in DWR-Anlagen wurden zusätzlich zu den bereits vorhandenen Möglichkeiten mobile Pumpen und Schlauchabschnitte sowie Anschlusspunkte für den Zulauf und Ablauf an das Zwischenkühlsystem bereitgestellt, so dass eine mobile verkürzte Kühlkette, die sich aus einem diversitären Wasserreservoir außerhalb des Reaktorgebäudes speist, eingerichtet werden kann. Weiterhin kann eine

Kühlung des BE-Lagerbeckens in den KKWs durch Verdampfungskühlung und Inventarergänzung über das Feuerlöschsystem erfolgen. Hierzu wurden feste Leitungen installiert, an die mobiles Equipment zur Bespeisung angeschlossen werden kann, ohne gefährdete Räume betreten zu müssen. Gleichzeitig wurde sichergestellt und nachgewiesen, dass im BE-Lagerbecken eine Siedetemperatur von 120 °C in DWR-Anlagen und 100 °C in SWR-Anlagen nicht überschritten und die Integrität des BE-Lagerbeckens nicht gefährdet wird.

### **3.1.2 Gesamtschau und Archivierung des Datenbestands**

Vor Abschluss des Vorhabens wurde eine Gesamtschau des Datenbestandes der GeSi-Datenbank durchgeführt. Dabei wurde insbesondere geprüft, welche Fragestellungen für deutsche Anlagen noch von Bedeutung sind und welche potenziell auf Anlagenkonzepte im Ausland übertragbar sind.

Im Einzelnen wurde anhand von zuvor aufgestellten Kriterien für jede in der GeSi-Datenbank erfasste generische Fragestellung untersucht, welche Relevanz diese noch für deutsche Anlagen hat. Für noch relevante Fragestellungen wurde identifiziert, ob noch Forschungsarbeiten hierzu durchgeführt werden. Für betrieblich gelöste Fragestellungen wurden die entsprechenden Maßnahmen aufgelistet und relevante RSK-Stellungen zugeordnet.

Zudem wurden die Fragestellungen identifiziert, die weiterhin für ausländische, insbesondere grenznahe Anlagen relevant sein könnten und für die aus Sicht der GRS Bedarf für weiterführende, vertiefte Untersuchungen besteht.

Die Inhalte der bislang genutzten Lotus Notes Datenbank wurden archiviert und stehen der GRS und dem BMU in einem neuen GeSi-Bereich im PNS auch weiterhin zur Verfügung. Zur besseren Handhabung der Datenbank wurden obsoleete Fragestellungen gelöscht und eine Reihe von thematisch ähnlichen Fragestellungen zu jeweils einer zusammengefasst.

Im Ergebnis befinden sich in der Datenbank GeSi insgesamt noch 271 Fragestellungen. Für 102 Fragestellungen wurde noch ein Bezug zum deutschen Anlagenbetrieb identifiziert.

Zu diesen sind in Tab. 3.1 für die einzelnen Themenbereiche der GeSi-Datenbank jeweils Beispiele aufgeführt. 110 Fragestellungen wurden sowohl für Deutschland als auch für das Ausland als nicht mehr von Bedeutung identifiziert und wurden archiviert. Für 161 Fragestellungen wurde noch eine potenzielle Bedeutung für ausländische Anlagen identifiziert.

**Tab. 3.1** Beispiele der Fragestellungen mit Bedeutung für deutsche Anlagen

<b>GeSi-Kategorie</b>	<b>Titel</b>	<b>Wesentliche Maßnahmen in Deutschland</b>
GL – General/Allgemein	GL 2 – Qualifizierung von Einrichtungen und Strukturen unter Berücksichtigung der Alterungseffekte	Basierend auf der RSK-Empfehlung „Beherrschung von Alterungsprozessen in Kernkraftwerken“ vom 22. Juli 2004 (374. RSK-Sitzung) wurde in Deutschland ein systematisches Alterungsmanagement eingeführt. Detaillierte Anforderungen sind in KTA 1403 fixiert.
RC – Reactor Core/Reaktorkern	RC 5 – Störfallverhalten von Brennstoffen mit hohem Abbrand	Es wurde am 10. August 2006 eine RSK-Empfehlung herausgegeben: Mit einer weiteren RSK-Empfehlung vom 24. Juni 2015 wurden die Bereiche, in denen das 17 % ECR Kriterium angewendet werden kann, eingeschränkt sowie Alternativen aufgezeigt.
CI – Component Integrity/Komponentenintegrität	CI 3 – Schäden an Reaktordruckbehälter-Einbauten in Siedewasserreaktoren	Es wurden regelmäßige Inspektionen durchgeführt. Studien haben gezeigt, dass auch bei postulierten größeren Rissen die Sicherheitsfunktionen erhalten bleiben.
PC – Primary circuit and associated systems/Primärsystem und assoziierte Systeme	PC 8 – Überfüllung der Dampferzeuger infolge einer Fehlfunktion des Regelsystems oder sekundärseitigem Abblasen	Es wurde ein Schutz gegen Überfüllung bzw. Fluideintrag ins Frischdampfsystem durch Regelungs- und Steuerungssysteme sowohl betrieblich als auch im Reaktorschutz eingeführt.
SS – Safety systems/Sicherheitssysteme	SS 1 – Verstopfung der Sumpfsiebe bei einem Kühlmittelverluststörfall (siehe auch G 4, U 56)	In Deutschland wurde die Rückspülung bei Zusetzen der Siebe eingerichtet. In einigen Anlagen wurden Sumpfsiebflächen vergrößert und die Siebmaschenweite reduziert. Relevant ist dazu auch die RSK-Stellungnahme vom 22. Juli 2004 (374. RSK-Sitzung)
ES – Electrical and other support systems/Elektrische und andere unterstützende Systeme	ES 1 – Zuverlässigkeit der Netzversorgung (elektrisches Verbundnetz)	Es wurden Nachrüstungen nach den Unfällen in Fukushima und Ereignissen bezüglich der Phasenfehler durchgeführt. Die Zuverlässigkeit der Netzversorgung ist weiterhin Gegenstand aktueller Forschungen; Die CSNI-Arbeitsgruppe „Working Group on Electrical Power Systems (WGELEC)“ beschäftigt sich mit Robustheit elektrischer Systeme in Kernkraftwerken.

<b>GeSi-Kategorie</b>	<b>Titel</b>	<b>Wesentliche Maßnahmen in Deutschland</b>
IC – Instrumentation and control (incl. protection systems)/ Instrumentierung und Regelung	IC 14 – Füllstandinstrumentierung des Reaktordruckbehälters in SWRs	Es wurden Thermoelementlanzen als diversitäre Füllstandsmessung installiert.
IH – Internal hazards/ Anlageninterne Einwirkungen	IH 8 – Undichte Beckenauskleidung	Es sind spezielle Überwachungseinrichtungen zur Erkennung von Beckenauskleidungsleckagen vorhanden. Zusätzlich gibt es Möglichkeiten zur temporären Abdichtung durch Aufsetzen einer Dichtglocke.
EH – External hazards/ Einwirkungen von außen	EH 1 – Überprüfung der seismischen Auslegung der KKW	Die deterministische Überprüfung der Auslegung wurde im Rahmen des Stresstests durchgeführt. Die probabilistischen Untersuchungen wurden abgestuft je nach Standort durchgeführt.
AA – Accident analysis/ Unfallanalyse	AA 6 – Notwendigkeit der Analyse von ATWS	Die Beherrschung von ATWS wird für jede Kernbeladung nachgewiesen (siehe auch RSK-Sitzung vom 7. Juli 2005)
CS – Containment and other structures/ Containment und andere Strukturen	CS 4 – Korrosion an Linern aus Stahlblech von Beton-Containments und an Stahl-Containments	Das Thema wird im Rahmen des Alterungsmanagements berücksichtigt (siehe auch RSK-Sitzung vom 22. Juli 2004)
MA – Management/ Management	MA 3 – Vorhaltung von ausreichendem Personal	In den KTA-Regeln ist die Vorhaltung von ausreichendem Personal geregelt. Dies umfasst sowohl den normalen Betrieb, als auch den Zeitraum zu Beginn eines Störfalls (siehe auch RSK-Sitzung vom 18. Juni 2009)
OP – Operations/Betrieb	OP 4 – Vorsichtsmaßnahmen bei Mitte-Loop-Betrieb (siehe auch F 46)	Es wurden Untersuchungen durchgeführt und Empfehlungen zu Vorsichtsmaßnahmen bei Mitte-Loop-Betrieb herausgegeben (siehe auch RSK-Stellungnahme vom 16. Mai 2001)

GeSi-Kategorie	Titel	Wesentliche Maßnahmen in Deutschland
SM – Surveillance and maintenance/ Überwachung und Wartung, Instandsetzung	SM 2 – Vorbeugende Instandhaltung während des Betriebes	Die vorbeugende Instandhaltung während des Betriebs kann nur mit genehmigten Instandhaltungsplänen und nach dem Betriebshandbuch ermöglicht werden (siehe auch RSK-Stellungnahme Dezember 1992).
EP – Emergency preparedness (incl. physical protection)/ Notfallvorbereitung	EP 1 – Gewährleistung einer effektiven Kommunikation zwischen Kraftwerk und externen Stellen während eines Störfalles bzw. Unfalles	Die Kommunikation wird in regelmäßigen Notfallübungen trainiert und verbessert.
TR – Training/Training	TR 1 – Angemessenes Training der Werksfeuerwehr und der unterstützenden externen Feuerwehr	Alle deutschen Kernkraftwerke verfügen über professionelle Werksfeuerwehren. Es werden Schulungen mit externen Feuerwehren und regelmäßigem Training durchgeführt.
RP – Radiation protection/ Strahlenschutz	RP 1 – Strahlenbelastung durch „Heiße Teilchen“	Die durch heiße Teilchen verbundene Strahlenexposition wird durch die derzeitigen Methoden der Dosisermittlung adäquat erfasst.
FS – Fuel storage/ BE-Lagerung	FS 3 – Brennelementbeschädigung während der Handhabung	Die aus der Betriebserfahrung aufgetretenen Ereignisse führten zu Empfehlungen und Änderungen der Handhabung und Kontrolle.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass für alle relevanten Fragestellungen in den deutschen KKW geeignete Maßnahmen implementiert wurden. Wenige Fragestellungen werden auch aktuell noch für deutsche Anlagen diskutiert, insbesondere um das Wissen zu erweitern, Ursachen besser zu verstehen und/oder die Maßnahmen zur Vermeidung bzw. Minderung weiter zu verbessern. Beispiele dafür sind:

- Dampferzeugerheizrohrintegrität (CI 7)
- Brennelementverbiegung (RC 8)
- Einfluss von Mensch-Technik-Organisation auf den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken (MA 8)
- Austausch von Teilen sowie deren Beschaffung und Qualitätssicherung (MA 1)
- Qualifizierung von Einrichtungen und Strukturen unter Berücksichtigung der Alterungseffekte (GL 2)

Ein größerer Teil der in der GeSi-Datenbank enthaltenen Fragestellungen ist nach wie vor international von Bedeutung. Die Diskussionen und Maßnahmen werden von deutscher Seite weiterhin mitverfolgt. Beispiele dafür sind:

- Zuverlässigkeit der Netzversorgung (elektrisches Verbundnetz) (ES 1)
- Zuverlässigkeit und Sicherheitsfragen bei der Umstellung auf digitale Leittechnik (IC 6)
- Schäden infolge chloridinduzierter transkristalliner Spannungsrisskorrosion an druckführenden Komponenten (G38)
- Kühlung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter (durch Fluten) (G 21)
- Zuverlässigkeit der Branderkennung und Brandbekämpfung (IH 3)

### **3.2 Untersuchung von länderübergreifenden generischen Fragestellungen in ausländischen Anlagen**

Zielsetzung dieses Arbeitspaketes war es, generische sicherheitstechnische Fragestellungen in ausländischen, insbesondere in grenznahen Anlagen näher zu untersuchen, wobei der Schwerpunkt auf länderübergreifende generische Fragestellungen abzielt. Die



Arbeiten betrafen sowohl die vertiefte Analyse der in der Wissensbasis GeSi bereits erfassten generischen Fragestellungen für ausländische Anlagen als auch die Identifikation und Aufbereitung neuer, länderübergreifender generischer Fragestellungen. In Abschnitt 3.2.1 sind die Arbeiten zur Identifikation neuer Fragestellungen beschrieben. Die für die ausländischen Anlagen vertieft untersuchten Fragestellungen sind in Abschnitt 3.2.2 in kompakter Form dargestellt bzw. es wird auf die entsprechenden Darstellungen in Abschnitt 3.1.1 verwiesen.

### **3.2.1 Identifikation neuer generischer Fragestellungen weltweit**

#### **3.2.1.1 Screening im Jahr 2017**

Auf Basis der Unterlagen zur 7. Überprüfungskonferenz zur Convention on Nuclear Safety (CNS) wurde eine Liste länderübergreifender technischer Fragestellungen erstellt.

Diese betrafen insbesondere die folgenden Themenbereiche:

- Laufzeitverlängerung (u. a. Ersatzteilversorgung)
- Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit (u. a. gefilterte Druckentlastung, Sicherstellung der Wärmeabfuhr)
- Einwirkungen von außen
- Brennelementelagerung
- Elektro- und Leittechnik

Fragestellungen zu nicht-technischen Themen wie Personal und Kompetenzerhalt und Qualitätssicherung wurden ebenfalls aufgeführt.

Darüber hinaus wurden aus unterschiedlichen Quellen weitere relevante Fragestellungen in den Nachbarstaaten und weltweit ermittelt. Dazu gehört beispielsweise der Umgang mit „Fake Parts“ (nicht spezifikationsgerechte oder gefälschte Teile) und die Fragestellungen im Zusammenhang mit den französischen Containments.

### **3.2.1.2 Screening für die Jahre 2018 und 2019**

Im Jahr 2019 wurde ein Screening durchgeführt, welche neuen generischen Sicherheitsfragen weltweit im Zeitraum 2018 – 2019 aufgetreten sind. Dafür wurden unterschiedliche Quellen, wie zum Beispiel die Webseiten der US NRC und IRSN aber auch IRS-Meldungen und INES-Ereignisse, genutzt. Das Ergebnis dieser Recherche zeigte, dass die gefundenen generischen Sicherheitsfragen des betrachteten Zeitraumes ähnliche Thematiken behandeln, wie bereits in der GeSi-Datenbank aufgeführte Sicherheitsfragen aus vorhergehenden Zeiträumen. Im Detail sind die in diesem Screening am häufigsten vertretenen Themen Einwirkungen von außen (EVA-Ereignisse) und damit verbundene Gefährdungsbewertungen, Versagenhäufigkeiten von Schutzmaßnahmen sowie Nachrüstungen, menschliches Versagen (Human Factors) in Verbindung mit Management und Organisation sowie Alterung von Systemen, Strukturen und Komponenten und dessen Management.

Der GeSi-Themenbereich „Einwirkungen von außen“ wurde daraufhin überarbeitet und aktualisiert (siehe 3.1.1.2 und 3.1.1.3).

### **3.2.2 Vertiefte Untersuchungen**

Die folgenden Fragestellungen wurden auf Basis der Screenings vertieft untersucht:

- Einsatz gefilterter Druckentlastungssysteme (neue Fragestellung)
- Non-conforming, counterfeit, fraudulent and suspect items (neue Fragestellung)
- Korrosion an Linern von Sicherheitsbehältern (neue Fragestellung)
- Undichtigkeiten bei Doppelwand-Containments (neue Fragestellung)
- Brennelementverbiegung (Erweiterung um ausländische Anlagen)
- Sicherstellung der Wärmeabfuhr (Erweiterung um ausländische Anlagen)
- Ersatzteilversorgung (Erweiterung um ausländische Anlagen)

### **3.2.2.1 Einsatz gefilterter Druckentlastungssysteme in Kernkraftwerken in Europa**

Bei schweren Unfällen in KKW können die Nachzerfallswärme und komplexe Schmelze-Beton-Wechselwirkungen zu einem Druck- und Temperaturanstieg im Sicherheitsbehälter (SHB) führen. Wenn der Druck nicht abgebaut werden kann, besteht die Gefahr, dass der SHB versagt, mit der Folge der unkontrollierten Freisetzung von radioaktivem Material an die Umgebung. Mit der gefilterten Druckentlastung soll der Druck im SHB kontrolliert abgebaut und damit dessen Versagen verhindert werden. Durch die Filterung wird die Freisetzung radioaktiven Materials reduziert.

Im Jahr 1975 wurde der WASH-1400-Bericht (auch als Rasmussen-Bericht bekannt, später durch NUREG 1150 ersetzt) erstellt, in dem mehrere Länder die Folgen schwerer Unfälle in KKW für die Umwelt bewerteten. Es wurde offensichtlich, dass einige Szenarien zum Schmelzen des Kernbrennstoffes, der Zerstörung des SHB und zu großen Freisetzungen von radioaktiven Spaltprodukten in die Umwelt führen würden, die durch die zu diesem Zeitpunkt bestehenden und vorgesehenen Notfallmaßnahmen nicht gemindert hätten werden können /HIL 03/. Der Störfall von Three Mile Island im Jahr 1979 und der Reaktorunfall in Tschernobyl 1986 stießen die Entwicklung technischer Systeme zur Druckentlastung und Filterung der SHB-Atmosphäre an. Ende der 1980er bis Anfang der 1990er forderte eine Reihe europäischer Länder (Finnland, Frankreich, Deutschland, Schweiz, Schweden) wirksamere Minderungsmaßnahmen bei schweren Unfällen, was schließlich zur Installation von gefilterten Druckentlastungssystemen (Filtered Containment Venting System (FCVS)) führte.

Im Jahr 1987 wurde das KKW Krümmel als erste deutsche Anlage mit einer gefilterten Druckentlastung vom Typ High Speed Sliding Pressure Venturi (HSSPV) nachgerüstet, danach wurden bis 1993 in allen deutschen KKW Systeme zur gefilterten Druckentlastung nachgerüstet. Von Ende 1990 bis 2011 haben mehrere Länder weltweit die Nachrüstung von FCVS in Betracht gezogen und Länder wie die Niederlande, Bulgarien, China und Kanada begannen, die Minderung schwerer Unfälle neu zu bewerten und ihre KKW nachzurüsten /HIL 03/.

Der Unfall des KKW Fukushima Dai-ichi hat erneut gezeigt, dass die Druckentlastung des SHB zu einer wesentlichen Maßnahme wird, wenn es keine Alternativen zur Reduzierung des Drucks gibt. Ferner wurde deutlich, dass die Konstruktions- und Betriebsanforderungen der Entlüftungssysteme hinsichtlich ihrer Integrität bei der Entlüftung des

SHB zu bewerten sind und eine ausreichende Filterkapazität zur Reduktion der Freisetzung von molekularem und organischem Jod sowie Aerosolen in die Umgebung bedeutsam ist. Die japanische Aufsichtsbehörde machte die Nachrüstung von Systemen zur gefilterten Druckentlastung zur Bedingung für die Genehmigung zum Wiederanfahren nach dem Störfall von Fukushima. Dabei wurde zuerst gefordert, dass jede Anlage zwei Systeme nachrüstet. Diese Forderung wurde dahingehend modifiziert, dass ein System eingebaut sein muss, während das Zweite zu einem späteren Zeitpunkt nachgerüstet werden muss /OEC 14/. Auch weitere Behörden (u. a. Belgien und Niederlande) forderten nach dem Unfall in Fukushima Dai-ichi die Installation solcher Systeme.

Weltweit wurden unterschiedliche Systeme umgesetzt und es bestehen keine einheitlichen Anforderungen. Die Systeme unterscheiden sich vor allem bei dem verwendeten Filtermechanismus (insbesondere Nass- und Trockenfilter), den Anforderungen an die Effizienz zur Rückhaltung von Aerosolen, molekularem und organischem Jod sowie bei ihrer Anpassungsfähigkeit an die jeweiligen, insbesondere baulichen, Gegebenheiten.

Es wurde der Realisierungsstatus in verschiedenen europäischen Ländern dargestellt. Die verschiedenen zur Anwendung kommenden Technologien wurden näher beschrieben.

Zwischen den in den einzelnen Ländern installierten Druckentlastungssystemen bestehen Unterschiede. Die Filtersysteme können innerhalb oder außerhalb des Containments installiert sein, die Initiierung kann sowohl manuell als auch automatisch erfolgen und zu unterschiedlichen Zeiten, einige Stunden bis zu mehreren zehn Stunden nach dem RDB-Versagen. Hierbei kann der Erfolg der Druckentlastungsmaßnahme auch vom Zeitpunkt der Auslösung abhängen. Die Sicherheitsgebäude für Druckwasserreaktoren besitzen typischerweise große Volumina, die beträchtliche Mengen Dampf und andere Gase aus einem beschädigten Reaktor aufnehmen können.

Obwohl verschiedene Länder unterschiedliche Design- und Regulierungsanforderungen für die Implementierung von FCV-Systemen haben, ist einer der universellen Grundsätze, dass der Sicherheitseinschluss so lange wie möglich erhalten bleiben sollte. Unabhängig davon, ob FCV-Systeme implementiert sind oder nicht, wird die Entscheidung zur Entlüftung im Allgemeinen so lange wie möglich verzögert, damit die Containment-Struktur ihre Funktion erfüllen kann. Im Gegensatz zu Druckwasserreaktoren-Containments basieren Siedewasser-Containments hauptsächlich auf großen Druckabbaukammern, um Dampf zu kondensieren und den Gesamtdruck niedrig zu halten. Gegenwärtig

unterscheiden sich die Strategien und Ansätze zur Reduzierung der radiologischen Freisetzung von schweren Unfällen für Siedewasserreaktor-Anlagen in Abhängigkeit von der spezifischen Art des Containments und den regulatorischen Anforderungen des jeweiligen Landes. Des Weiteren kann der Auslösungsdruck zwischen 2 und 9 bar variieren, in Abhängigkeit vom Reaktortyp, der Containment-Größe und den vorgesehenen „Severe Accident Management“ Prozeduren /OEC 14/.

Die derzeit installierten gefilterten Druckentlastungssysteme verwenden unterschiedliche Filtrationstechnologien mit mehr als einem Filtrationsmedium. Diejenigen, die Wasser als erste Filtrationsstufe verwenden, sogenannte Nasssysteme, sind ferner mit anderen Stufen ausgestattet, um Tröpfchen und die Freisetzung feiner Aerosole zu beseitigen, und können sogar zusätzlich mit einer Stufe ausgestattet sein, die bestimmte Absorptionsmedien zur Filtration gasförmiger Jodspezies enthält. Andere Konstruktionen, die auf Tiefbettfiltration als Hauptrückhaltungsstufe basieren, sogenannte Trockenfilter, verwenden Metallfaser-, Keramik- oder Sandbettfiltrationsmedien für die Aerosolfiltration. Die Metallfaser-Trockenfilter sind mit Tröpfchenabscheidern und optional mit Kühlrohren und einer Absorptionsstufe für Jodspezies ausgestattet /OEC 14/.

Es gibt keine generische Designspezifikation für FCVS. Die Spezifikationen für jede Anlage werden durch die erwarteten Grenzlaster (Spaltprodukte, inaktive Aerosole, thermische Belastung und Wasserstoff) und die von den Sicherheitsbehörden vorgeschriebene erforderliche Leistung des FCVS definiert. In den 80er Jahren wurden von den Sicherheitsbehörden zwei Niveaus von Dekontaminationsfaktoren definiert, 1000 für Aerosole und 100 für elementares Jod. In Frankreich beträgt der erforderliche Dekontaminationsfaktor für elementares Jod 10 /OEC 14/.

### **3.2.2.2 Non-conforming, counterfeit, fraudulent and suspect items – NCFSI**

In den letzten Jahren wurde vermehrt von Problemen mit gefälschten Bauteilen, Betrügereien und sonstigen auffälligen Bauteilen oder Zertifikaten in der Nuklearindustrie berichtet. Unter anderem wurde dazu aus Japan, USA, Kanada, VAE und Südkorea berichtet.

Das Problem ist weltweit unter dem Begriff „non-conforming, counterfeit, fraudulent and suspect items – NCFSI“ bekannt geworden. Am weitesten verbreitet sind gefälschte Bauteile in der Elektronik. Es wird geschätzt, dass 15 % der in den US-Streitkräften bestellten elektronischen Bauteile (ICs, Dioden, Transformatoren, Sicherungen, Relais etc.) nicht

vom angegebenen Zulieferer sind und/oder keine gültigen Qualitätszertifikate besitzen. Mechanische Bauteile (z. B. Pumpen und Ventile) sind hiervon ebenfalls betroffen.

Auch fallen unter NCFSI „geschönte“ Qualitätsdokumente von schweren geschmiedeten Bauteilen wie Reaktordruckbehälter, Reaktordruckbehälterdeckel und Dampferzeuger (siehe Kobe-Steel-Skandal).

Sowohl die IAEA als auch besonders die OECD-NEA haben zahlreiche Berichte zu dieser Problematik verfasst und Konferenzen und Workshops abgehalten.

In europäischen und russischen Anlagen sind ebenfalls fehlerhafte Bauteile ausgeliefert worden (Non-Conformance), das Problem ist jedoch auf Grund einer anderen Beschaffungsstrategie (mehr direkter Einkauf bei Zuliefererfirmen, weniger Zwischenhändler) deutlich geringer als in Ostasien oder Nordamerika. Es wurden jedoch vereinzelt falsche Prüfprotokolle entdeckt, oder auch Prüfprotokolle bei wiederkehrenden Prüfungen sowie Schweißerprüfbescheinigungen gefälscht.

Im Einzelnen fallen unter NCFSI:

- Nicht-konforme Produkte, die von den in den Beschaffungsunterlagen spezifizierten Normen, Spezifikationen und/oder sonstigen technischen Anforderungen abweichen
- Gefälschte Produkte, die rechtswidrig und absichtlich hergestellt oder verändert wurden, um ein legitimes Produkt nachzuahmen
- Betrügerische Produkte, die absichtlich fälschlich als etwas dargestellt werden, was sie nicht sind, bzw. solche, deren Eigenschaften oder Betriebsverhalten wissentlich falsch dargestellt werden
- Verdächtige Produkte, bei denen aufgrund von Sichtprüfungen, Tests oder Informationen aus anderen Quellen Hinweise darauf vorliegen, dass sie möglicherweise nicht den anerkannten Normen, Spezifikationen und/oder technischen Anforderungen entsprechen

Folgende Beispiele wurden analysiert:

- Containment-Liner-Korrosion in Südkorea
- Fehlstellen im Containment-Beton in Südkorea
- Ungeeignete Kabel in südkoreanischen Reaktoren

Darüber hinaus wurden die Maßnahmen der Aufsichtsbehörden und Betreiber im Umgang mit NCFSI in folgenden Ländern dargestellt:

- Schweiz
- Spanien
- Südkorea
- Großbritannien
- USA

### **3.2.2.3 Korrosion an Linern von Sicherheitsbehältern**

In Frankreich wurden an den Reaktoren der 900 MW<sub>e</sub>-Baureihe Korrosionsschäden an Stahl-Linern von Beton-Sicherheitsbehältern festgestellt /ENS 17/.

Anfang der 90er Jahre wurde zunächst in der französischen Anlage Bugey 4 bei Dichtestests des Sicherheitsbehälters in einigen Druckkanälen Wasser mit Korrosionsprodukten festgestellt. Die Druckkanäle verlaufen im Boden der Anlagen über den Liner-Schweißnähten und sind je nach Anlage von einer 0,6 m oder 1 m dicken gegossenen Betonabdeckung überdeckt. Ursprünglich dienten sie zur Überprüfung der Dichtheit der Liner-Schweißnähte während der Bauphase.

Normalerweise hätten diese Druckkanäle verschlossen sein sollen, wurden jedoch teilweise in geöffnetem Zustand und mit Wasseransammlungen vorgefunden. Eine chemische Analyse des Wassers ließ auf Korrosion schließen.

Es wurden daraufhin in allen 900 MW<sub>e</sub>-Reaktoren Untersuchungen durchgeführt. Dabei stellte sich heraus, dass in fast allen Anlagen die gleichen Schäden vorhanden waren. Außerdem wurde Korrosion am Liner im nicht einsehbaren Bereich des Bodens am Dehnungsstoß, welcher sich zwischen dem Liner und der Betonabdeckung befindet, festgestellt. Die Schäden lagen in Bereichen, an denen der Dehnungsstoß durch Dichtungsmaterial abgedichtet ist. Auch hier wird gemäß der entsprechenden IRS-Meldung Wasser als Ursache aufgeführt. Es wird postuliert, dass es sich um Wasseransammlungen handelt, die aus der Feuchtigkeit des Betons stammen. Darüber hinaus wird in /ENS 17/ vermutet, dass dieses Wasser ungewollt mit Chlor aus Fugenfüllmaterial (Flexcell) angereichert wurde, was einen stärkeren Korrosionseffekt nach sich zieht. Als

Folge entstanden durch die Korrosion Querschnittsreduzierungen und Löcher im Stahl-Liner. Zusammenfassend wurden demnach an folgenden zwei Stellen Korrosionsprobleme gefunden:

- an Druckkanälen im Boden der Anlagen über den Liner-Schweißnähten
- am Liner im nicht einsehbaren Bereich des Bodens am Dehnungsstoß zwischen dem Liner und der Betonabdeckung

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

Das Problem wurde als gelöst angesehen. Jedoch wurde im Jahr 2005 in der französischen Anlage Bugey 5 während der periodischen Sicherheitsüberprüfungen („Visite Décennale“), welche alle zehn Jahre vorgeschrieben ist, leichte Leckraten festgestellt. Diese lagen zwar noch im Rahmen der zulässigen Kriterien, aber EDF begann eine Ursachen-suche. Im Rahmen eines weiteren Tests im Jahr 2015 zeigte sich die Notwendigkeit von Reparaturen, was aus der Resolution 2015-DC-0533 vom 1. Dezember 2015 von Nuclear Safety Authority (ASN) hervorgeht /CNS 16/.

Reparaturmaßnahmen für die betroffenen Anlagen wurden gemäß /ENS 17/ in folgender Form für die zwei unterschiedlichen Stellen bei den Kraftwerken durchgeführt.

1. Am Liner im nicht einsehbaren Bereich des Bodens am Dehnungsstoß zwischen dem Liner und der Betonabdeckung:
  - Entfernen des ursprünglichen (chloridhaltigen) Füllmaterials Flexcell
  - Querschnittsreduzierungen und Löcher im Stahl-Liner wurden durch Schweißungen und Platten verstärkt
  - Aufbringen von Korrosionsschutz-Anstich auf den Liner
  - Füllung mit Petroleumwachs



2. An Druckkanälen im Boden der Anlagen über den Liner-Schweißnähten:

- Verschließen der Druckkanäle durch Injizieren von Verpressmörtel, um den pH-Wert in den basischen Bereich zu bringen (was Korrosion entgegenwirkt), die Rohre vor Eintrag von Wasser und Luft zu schützen.

#### **3.2.2.4 Undichtigkeiten bei Doppelwand-Sicherheitsbehältern**

Bei französischen Reaktoren der Baureihen 1300 MW<sub>e</sub> (P4 und P'4) sowie 1.450 MW<sub>e</sub> (N4) existiert laut /VOU 02/ ein potenzielles Undichtigkeitsproblem bei Doppelwand-Sicherheitsbehältern. Diese bestehen aus zwei Stahlbetonhüllen, besitzen dafür jedoch keinen Stahl-Liner.

Die innere Stahlbetonwand des Sicherheitsbehälters ist so ausgelegt und vorgespannt, dass sie dem Druck- und Temperaturanstieg bei einem Kühlmittelverluststörfall (LOCA) rissfrei widerstehen soll, um Lecks zu vermeiden. Dafür wurden beim Bau entsprechende Vorspannkräfte aufgebracht. Es zeigte sich aber bei periodischen Sicherheitsüberprüfungen („Visite Décennale“) in Frankreich, welche alle zehn Jahre stattfinden, dass im Rahmen von Drucktests Leckraten zu messen waren.

Daraufhin wurden Lecksuchen und die Klärung von deren Ursachen angestoßen. Zusammenfassend zeigte sich, dass das Problem für alle Reaktoren dieser Baureihen besteht und eine gemeinsame Ursache hat. Die Lecks resultieren aus Rissen in der inneren vorgespannten Stahlbetonwand, welche über den ganzen Querschnitt der Wand verlaufen und somit Luft durchlassen. Die Ursache der Risse liegt in einem Nachlassen der Vorspannkräfte über die Zeit. Beton selbst hat keine hohe Zugfestigkeit, daher wird versucht, Zugspannungen im Beton zu verhindern, indem über sogenannte Vorspannung künstliche Druckkräfte aufgebracht werden. Es wird postuliert, dass die Lecks aufgrund eines Zusammenspiels aus Effekten des Schwindens und Kriechens von Beton zustande kommen /VOU 02/. Schwinden und Kriechen sind zeitabhängige Verformungseffekte von Beton. Unter Einfluss von ständigen Druckkräften (hier durch die Vorspannung) verkleinert sich der Betonkörper etwas. Diese zeitabhängigen Verformungen wurden beim Design zwar berücksichtigt, aber unterschätzt /VOU 02/. Die Verkleinerung des Betons unter Druck führt wiederum zu einer geringen Verkürzung der Spannglieder, wodurch sich die Vorspannkräfte in diesen verringern. Unter Unfallbedingungen kann es daher zu luftdurchlässigen Rissen in der inneren Betonwand kommen, durch welche

auch radioaktive Produkte in den zwischen den Wänden befindlichen Absaugbereich eingetragen werden könnten.

IRSN führte Studien zum Problem der Undichtigkeiten bei Doppelwand-Sicherheitsbehältern durch und entwickelt darauf aufbauend Modelle zur Vorhersage der Leckraten durch die Risse der Containment-Wände. Diese Modelle wurden mit Testergebnissen und in den Containments gemessenen Werten (während den Sicherheitsüberprüfungen von 1300 MW<sub>e</sub> und 1450 MW<sub>e</sub>-Reaktoren) abgeglichen. Ziel dieser Maßnahmen ist es schlussendlich, eine Methode zu entwickeln, mit der das Leckverhalten des Containments unter verschiedenen Verformungen (und entsprechend resultierenden Rissen) vorhergesagt werden kann /VOU 02/.

IRSN nahm darüber hinaus an den experimentellen Versuchen teil. Der Versuchstand zu Doppelwand-Sicherheitsbehältern wurde am Standort Civaux von EDF errichtet. Die Belastungen entsprechen dem Kühlmittelverluststörfall (LOCA). Im Rahmen dieser Testreihe entwickelte und testete IRSN auch verbesserte Methoden zur Messung von Containment-Leckverteilungen /VOU 02/.

Später wurde unter der Leitung von Electricité de France (EDF) am Forschungsstandort „Les Renardières“ bei Paris ein wesentlich größeres Modell eines doppelschaligen Spannbeton-Containments (30 m hoch, 5.000 t Beton) im Maßstab 1:3 erbaut. Die Bauarbeiten wurden im März 2014 begonnen und zu Beginn des Jahres 2015 abgeschlossen. Begleitend wird ein internationaler Benchmark unter dem Titel VerCoRs (Vérification réaliste du confinement des réacteurs) mit Vorausrechnungen zum Strukturverhalten des Modellcontainments abgehalten. Vergleichsanalysen zu vier Arbeitspunkten sollen durchgeführt werden: Berechnung der Verformung vor dem Spannen der Spannkabel, Berechnung der Verformung nach dem Spannen der Spannkabel und dem ersten Drucktest mit 0,42 MPa Differenzdruck, Bestimmung der Betonschädigung (Risse) vor dem Spannen der Spannkabel und nach dem ersten Drucktest, Berechnung der Luft-Leckrate im Verlauf des Drucktests /ENS 17/, /EDF 14/, /EDF 15/, /VER 18a/, /VER 18b/.

### **3.2.2.5 Brennelementverbiegung**

Siehe Kapitel 3.1.1.1.

### **3.2.2.6      Sicherstellung der Wärmeabfuhr**

Siehe Kapitel 3.1.1.4.

### **3.2.2.7      Ersatzteilversorgung**

Siehe Kapitel 3.1.1.5.

## **3.3            Untersuchung von generischen Fragestellungen bei neuen Reaktoren**

Zielsetzung dieses Arbeitspaketes war es, generische sicherheitstechnische Fragestellungen zu untersuchen, die im Zusammenhang mit der Auslegung, Herstellung und Inbetriebnahme von neuen KKW stehen. Es wurden dazu aktuelle Fragestellungen detaillierter untersucht. Diese sind im Folgenden kompakt dargestellt.

### **3.3.1            Druckentlastungssysteme bei neuen Reaktoren**

Das Ziel der gefilterten Druckentlastung ist es, bei einem schweren Unfall den Druck im Containment kontrolliert zu mindern, eine Beschädigung bzw. Lecks zu vermeiden und somit die Integrität des Containments zu erhalten. Systeme zur kontrollierten, gefilterten Druckentlastung wurden bei existierenden Reaktoren kontinuierlich nachgerüstet beziehungsweise verbessert.

Bei neuen Reaktoren sind druckmindernde Maßnahmen bereits im Design berücksichtigt. Es ist zu beachten, dass die Systeme zur gefilterten Druckentlastung nur ein Teil der Strategie zur Erhaltung der Containment-Integrität darstellen, da diese auch durch andere Maßnahmen erreicht werden kann.

Es wurden die Lösungen in den aktuell verfolgten neuen Reaktorkonzepten EPR, AP1000, WWER-TOI, WWER-1200, APR1400, UK-ABWR und HPR1000 dargestellt.

Beim EPR wird der Druckaufbau im Containment mit dem Containment Heat Removal System (CHRS) beherrscht. Der finnische EPR OL-3 verfügt über ein zusätzliches System zur gefilterten Druckentlastung. Beim AP1000 wird der Druck im Containment mit dem passiven Containment-Kühlsystem (Passive Containment Cooling System (PCCS)) kontrolliert.

Die neuen WWER, AES-2006 und WWER-TOI, sind so ausgelegt, dass eine Kernschmelze ein extrem seltenes Ereignis ist. Für den unwahrscheinlichen Fall, dass ein Störfall zur Kernschmelze führt, ist eine kühlbare Auffangeinrichtung für die Schmelze vorgesehen, die den Druckaufbau im Containment auf zulässige Größe begrenzt und damit eine Freisetzung außerhalb des Reaktorgebäudes ausschließt.

Zur Druckbeherrschung im Containment des APR1400 steht neben dem Nachkühlsystem (SCS) und dem Containment-Sprühsystem (Containment Spray System (CSS)) alternativ noch das Emergency Containment Spray Backup System (ECSBS) zur Verfügung. Bei der EU-Version des APR 1400 ist ein zusätzliches System zur gefilterten Druckentlastung des Containments vorgesehen.

Der UK-ABWR verfügt über mehrere, mitigative Maßnahmen zum Schutz des Reaktors. Ein inertisiertes Containment verhindert das Verbrennen oder eine Verpuffung von Wasserstoff nach schweren Unfällen. Bei Ereignissen mit Kernschäden und Versagen des RDB wird die untere Druckkammer durch horizontale Verbindungen aus der Kondensationskammer geflutet. Der Boden der Druckkammer besteht aus basaltischem Beton und soll verhindern, dass sich kohlenstoffhaltige und nichtkondensierbare Gase bilden. Um einen Überdruck innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters nach einer Transiente oder einem Unfall zu verhindern, wird Dampf durch die Überdruckfunktion oder die Sicherheitsfunktion der Sicherheitsventile (Safety Relief Valves (SRV)) in die Druckabbaukammer abgelassen.

Um frühe Freisetzungen mit großen Mengen radioaktiver Substanzen nach schweren Unfällen (DEC-B) zu vermeiden, wurden verschiedene mitigative Maßnahmen in das Reaktorkonzept des UK HPR1000 implementiert. Diese sollen ein frühes Versagen des Containments verhindern und die Barrierefunktion erhalten. Dazu gehören die Druckentlastung des Primärkreises über dedizierte Ventile (SADV), die Reduktion der Wasserstoffkonzentration im Containment zur Vorbeugung von Detonationen, die Rückhaltung der Schmelze im Reaktordruckbehälter, die Verminderung des Containment-Innen-drucks über das Sprühsystem und die gefilterte Druckentlastung des Containments mit geringer Freisetzung von Radioaktivität als ultimative Maßnahme /GNS 18/.

### **3.3.2 Qualitätsmängel an Schweißnähten**

Grund für die Beschäftigung mit dem Thema sind die Abweichungen in Schweißnähten der Frischdampfleitung des EPR Flamanville 3.

Für Teile der Hauptfrischdampf- (VVP) und Speisewasserleitungen (ARE) des im Bau befindlichen Druckwasserreaktors vom Typ EPR Flamanville 3 wird Bruchausschluss in Anspruch genommen. Für diese Rohrleitungsabschnitte werden nach Sicherheitsbericht erhöhte Anforderungen gestellt. Diese betreffen die Qualität der Auslegung und der Herstellung einschließlich der Prüfungen sowie die Überwachung im Betrieb /ASN 18a/.

Bei einer Inspektion am 21. Februar 2017 stellte die französische Behörde ASN fest, dass diese erhöhten Anforderungen bei der Herstellung und den herstellungsbegleitenden Prüfungen dem ausführenden Unterauftragnehmer nicht mitgeteilt worden sind. Dies betrifft sowohl die Fertigung im Werk des Unterauftragnehmers als auch auf der Baustelle /ASN 18b/, /ASN 18e/. Darüber hinaus hatte dieser Schwierigkeiten innerhalb der vorgegebenen Fristen repräsentative Arbeitsproben zu schweißen. Außerdem waren die durchgeführten Wärmebehandlungen nicht ausreichend nachvollziehbar dokumentiert /ASN 17/. Schließlich war für einzelne Schweißnähte im Bereich der Durchführungen durch das Reaktorgebäude auch die Rechtfertigung für das jeweils anzuwendende Regelwerk an der Schnittstelle Maschinentechnik/Bauwerk für ASN nicht überzeugend. ASN zog daraus den Schluss, dass die Organisation der Arbeiten nicht angemessen war /ASN 18a/.

Am 15. März 2017 unterrichtete der Betreiber EDF die Behörde ASN über Abweichungen von den erhöhten Anforderungen an acht Schweißnähten der Durchführungen der Hauptfrischdampfleitungen durch das Reaktorgebäude. Diese betreffen den Schweißzusatzwerkstoff und die Ausführung der Schweißnähte im Werk des Unterauftragnehmers /ASN 18b/. Dabei handelt es sich nach einer Präsentation von EDF vom 19. Oktober 2017 um Unterschreitungen der geforderten Schlagenergie (früher: Kerbschlagarbeit), um das Auftreten von dynamischer Alterung und nicht durchgeführte Spannungsmessungen /ASN 18a/.

EDF plante zunächst, ausschließlich durch bruchmechanische Nachweise zu rechtfertigen, dass diese Abweichungen toleriert werden können. Dies wurde von ASN mit Hinweis auf die als Voraussetzung für den Bruchausschluss geforderte hohe Qualität als nicht ausreichend angesehen. Vielmehr forderte ASN weitergehende Maßnahmen, d. h. entweder kompensatorische Maßnahmen der Überwachung im Betrieb oder Neufertigung der Schweißnähte oder Austausch ganzer Rohrleitungsabschnitte oder gar den Verzicht auf den Bruchausschluss /ASN 18a/.

Im Rahmen der vollständigen Überprüfung der Anlage vor Inbetriebnahme (*visite complète initiale* (VCI)) hat EDF auch die Schweißnähte des Sekundärkreises erneut geprüft und dabei Fehler entdeckt, die bei der Herstellungsprüfung nicht gefunden worden waren. Solche Prüfungen beinhalten hauptsächlich Ultraschall- und Durchstrahlungsprüfungen. ASN forderte von EDF nach einer Inspektion am 10. April 2018 eine Ausweitung des Prüfungsumfanges auf andere Kreisläufe /ASN 18c/, /ASN 18f/.

### **Vorgehensweise bei der Herstellung und Prüfung der Schweißnähte**

Die Vorgehensweise bei der Fertigung wird in den vorliegenden Dokumenten nicht direkt beschrieben. Aus den Beschreibungen der Abweichungen lässt sich aber schließen, dass grundsätzlich nach den einschlägigen Regelwerken, das wäre hier vor allem RCC-M, vorgegangen wurde. Nach RCC-M /RCC 12/ dürfen nur qualifizierte Werkstoffe und Schweißverfahren zum Einsatz kommen. Dafür gibt es jeweils eine Art Verfahrensprüfung. Darüber hinaus muss auch das beteiligte Personal über zertifizierte Zeugnisse verfügen, die ihre Qualifizierung belegen. Dies entspricht international üblichen Vorgehensweisen und Qualifizierungen wie wir diese auch in Deutschland durchführen.

Zusätzlich wurden herstellungsbegleitend Arbeitsprüfungen angefertigt, um die Qualität des einzelnen Schweißers fortlaufend auch durch zerstörende Prüfungen zu überprüfen. Dies ist international nicht in allen Ländern üblich, entspricht aber ebenfalls der deutschen Vorgehensweise.

Ähnliches gilt auch für die zerstörungsfreien Prüfungen: Es gibt eine Prüfspezifikation, in der die einzusetzenden Geräte und die Prüfparameter festgelegt sind. Diese ist das Resultat einer Qualifizierung. Diese wird nach unserer Kenntnis in Frankreich für jede Art der zerstörungsfreien Prüfung im kerntechnischen Bereich ähnlich der Qualifizierung nach dem *European network for inspection and qualification* (ENIQ) durchgeführt. Darüber hinaus muss auch hier das beteiligte Personal über zertifizierte Zeugnisse verfügen, die seine Qualifizierung belegen. Außerdem war eine Überwachung der Prüfung des Herstellers (Unterauftragnehmer) durch den Hauptauftragnehmer Framatome und den Betreiber EDF vorgesehen, die aber offensichtlich nur stichprobenartig durchgeführt wurde und nach Ansicht von ASN unzureichend war. Letztendlich fand offenbar planmäßig eine unabhängige Überprüfung durch den Betreiber im Rahmen des *visite complète initiale* (VCI) statt /ASN 18c/, /ASN 18d/.

Die Informationen lassen sich folgendermaßen zusammenfassen: Die Verfahren und Prozeduren entsprechen internationalen Standards und sind dem deutschen Vorgehen ähnlich. Die Mängel liegen nach den vorliegenden Informationen in der Organisation, vorausschauenden Planung und konsequenter Umsetzung. Weshalb die aufgefundenen Fehler nicht schon bei der Prüfung des Herstellers entdeckt und dokumentiert worden sind, ist aus den vorliegenden Unterlagen nicht erkennbar.

### **3.3.3 Auffälligkeiten beim Reaktordruckbehälter**

Ende des Jahres 2014 wurden Auffälligkeiten in den Deckel- und Bodenkalotten des Reaktordruckbehälters von Flamanville 3 (EPR) festgestellt. Es handelt sich dabei um Kohlenstoffseigerungen, die zu einer (lokal) verminderten Zähigkeit führen. Die Seigerungen und die damit im Zusammenhang stehenden Abweichungen von den Vorgaben der französischen Verordnung ESPN (Arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires) sind nach den der GRS vorliegenden Informationen einerseits durch einen Wechsel der Herstellungstechnologie für diese Kalotten bei Areva (heute Framatome) und andererseits durch höhere Anforderungen der Verordnung ESPN aus dem Jahr 2005 gegenüber vorher bestehendem Regelwerk entstanden.

Der Fertigungsprozess für die Deckel- und Bodenkalotten für Flamanville-3 entspricht grundsätzlich der traditionellen französischen Fertigung dieser Teile.

Die Kalotten für den EPR haben jedoch einen größeren Durchmesser als die der Vorgängeranlagen vom Typ N4. Die Deckelkalotte ist zudem deutlich dicker, da sie mehr Durchführungen enthält (die Bodenkalotte enthält keine Durchführungen mehr). Beide Kalotten wurden daher ausgehend von deutlich größeren Gussblöcken gefertigt. Mit zunehmender Größe der Blöcke tritt die Inhomogenität aufgrund von Seigerungen verstärkt auf.

Für die Kalotten wird der Stahl in einer großen Form als Block abgegossen. Dieser Block wird zu einer dicken Scheibe gepresst, die zu einer Kalotte geschmiedet wird. In diesen großen Gussblöcken kommt es beim Erstarren aus der Schmelze immer zur Anreicherung von Kohlenstoff und Begleitelementen in einigen Bereichen („Seigerungszone“). Die größten Seigerungszone an Kopf und Fuß des Gussblocks werden üblicherweise „abgeschlagen“ und nicht weiterverwendet, da diese Seigerungen zu schlechteren Eigenschaften, insbesondere einer verminderten Zähigkeit und schlechterer Schweißbarkeit führen. Weitere, in der Regel weniger ausgeprägte Seigerungszone in der Mitte

des Gussblocks können bei Mantelringen für den zylindrischen Teil des RDB ausgelocht werden. Da dies bei der Herstellung von Kalotten nicht möglich ist, sollten diese Seigerungszone durch hohe Umformgrade beim Schmieden zer- und verteilt werden, um ungünstige Auswirkungen auf die lokalen Eigenschaften der Kalotte zu vermeiden.

Zur nachträglichen Qualifizierung von Deckel- und Bodenkalotte für Flamanville 3 nach dem neuen französischen Regelwerk für nukleare druckführende Komponenten ESPN von 2005 wurden von einer Deckel- und einer Bodenkalotte für das nicht realisierte EPR-Projekt in den USA und von der für Hinkley Point C vorgesehenen Deckelkalotte Proben entnommen. Diese ergaben im Mittenbereich des Deckels nahe der äußeren Oberfläche erhöhte Kohlenstoffkonzentrationen bis etwa 0,3 %. Die Mittelwerte für die Kerbschlagarbeit bei 0 °C liegen in der äußeren Hälfte der Wanddicke weitgehend im Bereich von 45 bis 65 J und steigen erst ab einer Tiefe von  $\frac{3}{4}$  der Wanddicke bis auf Werte um 180 J an. Die Werte für die Kerbschlagarbeit liegen damit teilweise deutlich unterhalb der Anforderungen des Regelwerks ESPN, das für die druckführende Umschließung für Teile aus ferritischem Stahl mit einer Festigkeit > 600 MPa einen Mittelwert der Kerbschlagarbeit > 60 J (bei 0°C) fordert. Die spezifizierte Festigkeit für den eingesetzten Werkstoff 16MND5 beträgt 550 - 670 MPa, die Obergrenze für den Kohlenstoffgehalt (Stückanalyse) liegt nach Spezifikation bei 0,22 %.

Ende des Jahres 2016 übermittelte Areva NP eine Analyse der Auffälligkeiten und beurteilte RDB-Boden und -Deckel auf der Basis der Untersuchungen an den als repräsentativ angesehenen drei Kalotten als einsatzfähig. ASN DEP und IRSN führten daraufhin eine gemeinsame Bewertung dieser Analyse durch und stellten die Schlussfolgerungen daraus Ende Juni 2017 der GP ESPN vor. ASN DEP und IRSN kamen zu dem Schluss, dass im Anschluss an den Nachweis der Tauglichkeit der neuen Bauteile die Tauglichkeit im Betrieb durch wiederkehrende Prüfungen überwacht werden muss. Die Durchführbarkeit solcher Prüfungen konnte für den Boden gezeigt werden, jedoch nicht für den Deckel. ASN erteilte deswegen die Betriebserlaubnis für den RDB nur unter den Auflagen, dass ein Programm zur thermischen Alterung der Seigerungszone durchgeführt und die Bodenkalotte im Rahmen der 10-jährigen Überprüfung der Anlage zerstörungsfrei geprüft wird. Die Betriebserlaubnis des Deckels endet am 31. Dezember 2024 vor dem Hintergrund, dass bis dahin ein neuer Deckel gefertigt und gegen den alten ausgetauscht werden kann.



### **3.3.4 Probleme und Schäden bei langen Bauzeiten**

Weltweit gibt es einige KKW, deren Bau vor langer Zeit begonnen und immer wieder unterbrochen wurde, wie beispielsweise bei den Anlagen Buschehr im Iran oder Angra 2 und 3 in Brasilien. Infolge von Witterungseinflüssen wurden bei ungeschützten halbfertigen Anlagenteilen häufig Schäden durch Korrosion und andere Probleme beobachtet, die bei normalem Baufortschritt so nicht festzustellen sind.

Grundsätzlich unterliegen alle Baustoffe korrosiven Prozessen und anderen Alterungseffekten. Im Folgenden wird für die wichtigsten Baumaterialien kurz auf die häufigsten Alterungs- und Schädigungsmechanismen eingegangen.

#### **Korrosion an Metallen**

Die bedeutendste Art der Korrosion ist die Metall-Korrosion. Darunter versteht man die Reaktion von metallischen Stoffen mit der Umgebung. Es handelt sich zumeist um elektrochemische Reaktionen. Darüber hinaus gibt es auch chemische oder metallphysikalische Reaktionen. Da Korrosion ein natürlicher Vorgang ist, kann er aufgrund seiner thermodynamischen Natur in der Regel nicht verhindert, sondern nur durch geeignete Maßnahmen kinetisch gehemmt werden /IBM 05/.

#### **Alterung von Beton und Stahlbeton**

Die Gründe für (Alterungs-)Schäden an Beton und Stahlbeton unterschiedlichster Art sind nachfolgend beispielhaft aufgelistet:

- Betonangriff durch Frost und Auftausalze
- Chemischer Angriff, Betonkorrosion
- Erosion
- Verwitterung
- Carbonatisierung des Betons (durch Kohlendioxid)
- Chloridangriff (Wirkung korrosionsfördernder Stoffe)
- Wasser und zu hohe Feuchtigkeit
- Bewuchs

Darüber hinaus wurde die Schutzwirkung von Beton überschätzt. Ferner hat in den vergangenen Jahrzehnten die Intensität des äußeren Angriffs zugenommen (wie z. B. vermehrte Luftverschmutzung und starker Tausalzeinsatz) /IBM 05a/.

Bei Stahlbeton kommt zur vorstehend genannten Schädigung des Betons selbst noch als sehr wichtiges Phänomen die Korrosion von Stahl in Beton hinzu. Durch den (normalerweise) hohen pH-Wert im Beton wird der darin enthaltene Stahl durch eine Passivierungsschicht vor weiterer Korrosion geschützt (alkalischer Schutz). Insbesondere durch Carbonatisierung des Betons (infolge von Eindringen von Kohlendioxid der Luft) sowie Wasser und andere schädliche Medien sinkt der pH-Wert im Beton. Diese s. g. Depassivierungsfront schreitet immer weiter in das Innere des Betonquerschnitts vor, bis schließlich der Stahl erreicht wird und den alkalischen Schutz verliert. Daraufhin kommt es zu Korrosion des Stahls, die mit Volumenzunahme einhergeht. Diese wiederum führt zur Abplatzung der s. g. Betondeckung.

Unabhängig vom Effekt der Carbonatisierung des Betons kann es aber auch durch Eindringen anderer korrosionsfördernder Stoffe (wie z. B. Chloride) zur Korrosion des Stahls kommen.

Durch die Korrosion der Bewehrungsstäbe im Beton kann sich nicht nur die Lebensdauer von Stahlbetontragwerken erheblich verkürzen, sondern auch deren Tragverhalten beeinflusst werden. Essentielle Gründe dafür sind:

- Verlust des Stahlquerschnittes
- Verlust des Betonquerschnittes durch Rissbildung und Abplatzung
- Verlust der Verbundwirkung zwischen Stahl und Beton

### **Besonderheiten bei langen Stillstandszeiten bei der Herstellung von Stahlbeton**

Bei nicht fertiggestellten Stahlbetontragwerken ist es üblich, Bewehrungsstäbe herausstehen zu lassen, um den Verbund zwischen den später noch zu errichtenden Stahlbetontragwerksteilen sicherzustellen. Aus vorstehend beschriebenen Gründen kommt es zur Korrosion an den herausstehenden Bewehrungsstäben. Aber selbst, wenn diese herausstehenden Stäbe geschützt werden, bleibt die vulnerable Stelle direkt am Austrittsbereich aus dem Beton besonders gefährdet, da die Betondeckung dort marginal ist und eine Depassivierung schon nach kurzer Zeit eintreten kann.

Zur Minimierung solcher und ähnlicher Probleme bei langen Stillstandszeiten in der Bau-phase wurden für Anlagen mit langen Bauzeiten Schutzmaßnahmen ergriffen. Die Maßnahmen sind in der Ausarbeitung aufgeführt.

Allgemein sind bei längeren Stillständen bei der Errichtung von KKW nach Möglichkeit alle technischen Einrichtungen zu konservieren und zu warten. Die bei KKW mit langen Bauzeiten getroffenen oder von der IAEA empfohlenen Schutz- und Gegenmaßnahmen /IAE 19/ werden nachfolgend zusammengefasst aufgeführt. Dabei wird grundsätzlich zwischen technischen Einrichtungen unterschieden, die bereits am Bestimmungsort verbaut wurden (Gruppe 1) und jenen die sich in Lagern befinden (Gruppe 2).

Für die technischen Einrichtungen der Gruppe 1 (am Bestimmungsort) werden generell die folgenden Maßnahmen empfohlen:

- Umsetzung der Handlungsanweisungen der Hersteller bezüglich Installation, Prozeduren und spezifischen Anforderungen für Langzeiteinlagerung
- Sicherstellung schonender Klimabedingungen in Gebäuden, Räumen und Kammern mittels Kontrolle von Temperatur, Feuchtigkeit, Staub, Aerosolen, aggressiven Substanzen
- Schutz der technischen Einrichtungen vor aggressiven Bedingungen durch temporäre Dächer und Wände, Zelte, Kunststoffelemente
- Regelmäßige Inspektionen der technischen Einrichtungen
- Dokumentation der Inspektionen und Speichern in elektronischen Dokumentmanagementsystemen

Im Speziellen werden nachstehende Empfehlungen für die folgenden Untergruppen gegeben.

#### **Mechanische Komponenten (aus unlegiertem Stahl)**

- Schutz der Oberfläche der Einrichtungen durch Grundierungsbeschichtungen oder spezielle Schutzschichten
- Anwendung von Gaskorrosionsschutzsystemen
- Temporäres Verschließen von Stutzen, Düsen u. ä. zur Feuchtigkeitsreduzierung

- Halten der Feuchtigkeit auf niedrigem Niveau durch Anschluss der Einrichtungen an Heizgeräte

### **Mechanische Komponenten (aus rostfreiem Stahl)**

- Geeignete Plastikverpackungen zum Schutz gegen Schmutz, Sulfate, Fluoride und Salzsprühnebel (Meer)
- Temporäres Verschließen von Stutzen, Düsen u. ä. zum Schutz vor Eintrag aggressiver Aerosole
- Im Umfeld der Einrichtungen sollten Staub, Schmutz, Hitze, Schmiermittel und andere Produkte, die zu Verunreinigungen führen können, vermieden werden.

### **Bauwerke**

- Metallische Bauteile sind so zu konservieren, wie für die mechanischen Komponenten empfohlen.
- Pläne für Ordnung und Sauberkeit in den Gebäuden bzw. auf der Baustelle sollten implementiert werden.
- Überschwemmte Flächen sollten isoliert werden.
- Zur Vermeidung von Wasseransammlungen sollten Pumpsysteme implementiert werden.
- Installation von zusätzlichen Drainagesystemen innerhalb und außerhalb der Gebäude.
- Freiliegende Bewehrung mit Zementschlemme oder Farbe beschichten.
- Aktive Korrosionsschutzsysteme sollten installiert und überprüft werden.

Für die technischen Einrichtungen der Gruppe 2 (eingelagert) wird empfohlen:

- Eingelagerte Komponenten verpacken (Plastikfolie, Trocknungsmittel und Feuchtigkeitsindikator)

- Möglichst regelmäßige Prüfungen mit Checklisten der eingelagerten Komponenten hinsichtlich:
  - Verpackungszustand
  - Feuchtigkeitsindikatoren und Ersetzen des Trocknungsmittels
  - Korrosionsschutzsysteme mit Inertgas
  - elektrische Widerstandsheizungen
  - Ölstand

Allgemein lässt sich zusammenfassen, dass alle technischen Einrichtungen, die bereits installiert oder eingelagert wurden, systematisch instandgehalten und konserviert werden müssen.

### **3.3.5 Inbetriebnahme neuer Anlagenkonzepte**

Die Probleme, die die Inbetriebnahme neuer Reaktortypen und die erste Betriebsphase mit sich bringen können, zeigt das Beispiel der Inbetriebnahme des AP1000 im chinesischen Haiyang. Hier kam es bei einem Entnahmetest zum Druckabfall an einer Hauptspeisewasserpumpe. Die redundante Hauptspeisewasserpumpe startete nicht automatisch, da das Ventil am Pumpenauslass von der Steuerungslogik blockiert wurde. Die zu große Wärmeabfuhr aufgrund der niedrigen Zerfallsleistung und der zu niedrige Wasserstand im Dampferzeuger führten zur Reaktorschnellabschaltung. Im weiteren Verlauf vergrößerte sich durch die Kombination aus dem Betrieb der passiven Systeme und Fehlhandlungen des Personals der Wärmeverluste weiter, der Druck sank und die notwendige Unterkühlung des Primärkreises wurde unterschritten. Da es zu einer begrenzten Freisetzung von Primärkühlmittel im Containment kam, wurde bei der Inbetriebnahme des Abluftsystems der Aktivitätsalarm im Kamin ausgelöst.

Der AP1000 ist vermehrt mit passiven Sicherheitssystemen ausgestattet. Durch den Verzicht auf aktive Komponenten und die Vereinfachung von Betriebsprozeduren, soll ein sichereres und ökonomischeres Anlagenkonzept erreicht werden, auch im Hinblick auf mögliche menschliche Fehler. Die passiven Sicherheitssysteme sind meist sehr konservativ ausgelegt, um die maximal mögliche Nachwärme abzuführen. Allerdings sollte die wesentlich geringere Nachzerfallswärme eines frischen Kerns in der Konzeption dieser Sicherheitssysteme berücksichtigt sein ebenso wie die Möglichkeit eines Eingriffs in die

passiven Systeme, was wiederum ein Potential für (menschliche) Fehler schafft. Die chinesische Betriebserfahrung zeigt, dass es Mängel in der Konstruktion und Auslegung der Anlagen gab sowie im Regelverhalten und der Software. Auch die Gestaltung von Anzeigen (Mensch-Maschine-Schnittstellen) führte zu erheblichen Problemen beim diensthabenden Personal. Daneben war ein weitreichendes Grundproblem die Defizite in der Ausbildung und Organisation des Personals, fehlende Trainings, unzureichende oder fehlende Kommunikation sowie die nicht (strikte) Befolgung von Prozeduren. Diese Defizite führten zu Überforderung und mangelndem Verständnis der Anlage sowie der Anlagenabläufe. Im Allgemeinen waren die Inbetriebnahme-Tests unzureichend vorbereitet.

Ein Bezug kann zu den vorhandenen GeSi-Issues MA8 „Einfluss von Mensch/Technik/Organisation auf den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken“ und MA10 „Angemessenheit von Betriebsanweisungen und ihre Benutzung“ hergestellt werden. Diese Issues behandeln die Frage der Verfügbarkeit von adäquaten Prozeduren für eine sichere Betriebsführung von kerntechnischen Anlagen sowie Ereignisse mit sicherheitstechnischer Relevanz, bei denen menschliche Fehlhandlungen oder organisatorische Mängel als beitragende Faktoren identifiziert wurden ebenso wie mangelnde Vorbereitung und Kommunikation des planenden und ausführenden Personals.

Ein Hauptproblem beim o. g. chinesischen Beispiel war, dass die Speisewasserpumpe keine automatische Steuerung zum Starten hatte und erst die Reservespeisewasserpumpe manuell zugeschaltet werden musste, um die Speisewasserpumpe in den Zustand betriebsbereit zu versetzen. Das Konzept wurde geändert, so dass die Reservepumpe automatisch startet und diese Konzeptänderung wurde auch für das Design weiterer Anlagen übernommen.

Weiterhin bedarf es, aufgrund der geringen Erfahrung mit dem Einsatz von passiven Systemen, zusätzlicher Untersuchungen und Versuchen, die die große Bandbreite von Randbedingungen betrachten, um Aussagen über das Verhalten der passiven Systeme bei allen Anlagenzuständen machen zu können und um Veränderungen im Systemverhalten bei Teillast oder Nichtleistungsbetrieb zu untersuchen. Die meisten Länder haben jedoch keine spezifischen Anforderungen für Zuverlässigkeitsanalysen passiver Systeme.

Bezüglich des Themas Human Factors müssen neben umfangreichen Schulungen und Trainings, die Kommunikation, Arbeitsanweisungen (klar, leicht verständlich) und das

Einhalten von Hierarchien/Aufgabenbereichen verbessert werden. Auch Instrumentarien wie Kontrollschritte (z. B. Checklisten) können helfen, dass die Vorgaben zur Gewährleistung eines sicheren Anlagenbetriebs eingehalten werden.

Leitfäden, wie der IAEA Specific Safety Guide SSG-51 „Human Factors Engineering in the Design of Nuclear Power Plants“, bieten eine breit aufgestellte Orientierungshilfe zum Thema Human Factors. Ebenfalls gibt es Arbeitsgruppen und Workshops (MDEP, CNRA, WGRNR, WGDIC), die in multilateraler Zusammenarbeit das Design der Anlagen überprüfen, Tests vorbereiten und Informationen und Erfahrung zu Konstruktionssicherheit, Konstruktionsänderungen und Konstruktionsherausforderungen austauschen. Wenn die Möglichkeit negativer Auswirkungen aufgrund des gleichzeitigen Betriebs mehrerer passiver Sicherheitssysteme besteht, sollten die Auswirkungen analysiert und gegebenenfalls durch Experimente überprüft werden.

## **4 Zusammenfassung und Ausblick**

Die Wissensbasis GeSi zur Bewertung generischer Sicherheitsfragen für deutsche und ausländische KKW mit LWR wurde fortgeschrieben und erweitert. Der Fokus wurde dabei auf das Ausland sowie neue Reaktorkonzepte erweitert.

Die Weiterverfolgung und vertiefte Untersuchung von generischen Fragestellungen für deutsche Anlagen umfassten zum einen die vertiefte Bearbeitung von ausgewählten generischen Fragestellungen. Zum anderen wurde eine Gesamtschau der GeSi-Datenbank durchgeführt und alle enthaltenen Fragestellungen wurden insbesondere hinsichtlich ihrer Bedeutung für deutsche Anlagen vor dem Hintergrund des aktuellen Standes von W&T erneut diskutiert. Zusammenfassend konnte festgestellt werden, dass für alle bekannten Fragestellungen in Deutschland betriebliche Lösungen gefunden wurden. Die Arbeiten zur Auswertung generischer Sicherheitsfragen für deutsche Anlagen können somit vor dem Hintergrund der geringen Restlaufzeit der Anlagen als abgeschlossen betrachtet werden. Die Inhalte dieses Vorhabens und der Vorläufervorhaben wurden auf dem Portal für Nukleare Sicherheit (PNS) archiviert und sind weiterhin für die GRS und das BMU verfügbar. Sie dienen weiterhin der GRS zum Kompetenzerhalt und als Hintergrundwissen.

Es wurden zudem generische Fragestellungen für ausländische Anlagen vertieft untersucht. Hierzu wurden jährliche Screenings nach neuen generischen Fragestellungen durchgeführt. Die Darstellung der Inhalte erfolgte auf dem PNS in dem für ausländische Anlagen neu eingerichteten Bereich. Darüber hinaus wurden neue generische Fragestellungen für neue Reaktorkonzepte identifiziert und untersucht. Auch diese wurden auf dem PNS dargestellt.

Ein Großteil der Fragestellungen der Wissensbasis GeSi hat eine potenzielle Relevanz für ausländische Anlagen. Im Rahmen des Vorhabens 4720R01510 „Wissenschaftlich-Technische Untersuchungen zu Sicherheitsaspekten grenznaher Anlagen“ sollen diese detaillierter untersucht werden und insbesondere die Lösungsansätze in den grenznahen Anlagen verfolgt werden. Auch das Screening nach neuen generischen Fragestellungen soll in diesem Rahmen mit Fokus auf die in Europa betriebenen oder in Errichtung/Inbetriebnahme befindlichen Anlagen im Vorhaben 4720R01510 weitergeführt werden.





## Literaturverzeichnis

- /ASN 17/      Contrôle des installations nucléaires de base EPR Flamanville - INB n° 167 ; Inspection n° INSSN-CAE-2017-0653 du 21 février 2017, Montages mécaniques Referenz: CODEP-CAE-2017-009906, Brief der ASN an den Direktor von Flamanville 3 vom 10.03.2017.
- /ASN 18a/      Betreff : Réacteurs électronucléaires – EDF – Réacteur EPR de Flamanville 3, Exclusion de rupture - Tuyauteries VVP, Referenz : CODEP-DCN-2018-000199, Brief der ASN an den Direktor des Projektes FLA 3 vom 02.02.2018.
- /ASN 18b/      Le collège de l'ASN a auditionné EDF et Framatome sur le projet de réacteur EPR de Flamanville, Mitteilung veröffentlicht auf der Webseite von ASN am 23.02.2018.
- /ASN 18c/      Réacteur EPR de Flamanville: des défauts de soudure non détectés lors de la fabrication. L'ASN a mené une inspection le 10 avril 2018, Mitteilung veröffentlicht auf der Webseite von ASN am 11.04.2018.
- /ASN 18d/      Betreff: Contrôle des installations nucléaires de base et des ESPN Chantier EPR Flamanville - INB n° 167, Inspection n° INSSN-CAE-2018-0149 du 10/04/2018, Contrôles non destructifs de fin de fabrication des tronçons VVP et ARE, Referenz: CODEP-CAE-2018-018979, Brief der ASN an den Direktor von Flamanville 3 vom 18.04.2018.
- /ASN 18e/      Lettre d'information de l'EPR n°20 : les points marquants de l'année 2017 et du début de l'année 2018, Mitteilung veröffentlicht auf der Webseite von ASN am 02.05.2018.
- /ASN 18f/      ASN: Flamanville EPR reactor: welding flaws not detected during manufacture ASN carried out an inspection on 10<sup>th</sup> April 2018, Mitteilung veröffentlicht auf der Website von ASN am 11.04.2018.
- /CNS 16/      Frankreich (Hrsg.): Seventh National Report for the 2017 Review Meeting, Convention on Nuclear Safety. August 2016, <https://www.iaea.org/sites/default/files/france-7th-report-national-csn.pdf>.

- /EDF 14/ EDF: VeRCoRs mock-up: Basic monitoring system lay out (full access to data only available to benchmark participants), Technischer Bericht H-44200971-2014-002919, Dezember 2014.
- /EDF 15/ EDF: VeRCoRs Benchmark 2015 Specifications (full access to data only available to benchmark participants), Technischer Bericht, 2015.
- /ENS 17/ European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG): Safety assessment of nuclear facilities in France – Ageing management, National report of France, Topical Peer Review, Frankreich, 2017, <http://www.ensreg.eu/country-specific-reports/EU-Member-States/France>.
- /ENSI 14/ ENSI: EU Stress Test: Swiss National Action Plan, Follow up of the Peer Review, Dezember 2014, <http://www.ensreg.eu/sites/default/files/Swiss%20-%20NacP-2014-final.pdf>.
- /ENSI 16/ Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI: KKW Mühleberg: Schutzmassnahmen gegen Hochwasser entsprachen auch 2011 den nationalen und internationalen Vorgaben, 01.06.2016, <https://www.ensi.ch/de/2016/06/01/kkw-muehleberg-schutzmassnahmen-gegen-hochwasser-entsprachen-auch-2011-den-nationalen-und-internationalen-vorgaben/>.
- /ELI 11/ Ministerie van Economische zaken, Landbouw & Innovatie (EL&I): Netherlands` National Report on the post-Fukushima stress test for the Borssele Nuclear Power Plant, Dezember 2011, <https://www.autoriteit-nvs.nl/documenten/rapporten/2014/12/29/nationaal-rapport-stresstest>.
- /FAN 19/ FANC: Belgian Stress Tests, National progress report on the stress tests of nuclear power plants, März 2019, [http://www.ensreg.eu/sites/default/files/attachments/stress\\_test\\_nacp\\_belgium\\_2019.pdf](http://www.ensreg.eu/sites/default/files/attachments/stress_test_nacp_belgium_2019.pdf).
- /GNS 18/ General Nuclear System: UK HPR1000 GDA Project, Pre-Construction Safety Report, Chapter 13, Design Extension Conditions and Severe Accident Analysis, HPR/GDA/PCSR/0013, 12.11.2018.

- /GRS 98/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Vorhaben INT 9113: Auswertung von Untersuchungen, Studien und Gutachten anderer Staaten - Generische Sicherheitsfragen, 21.09.1998 - 31.03.2003.
- /GRS 03/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Vorhaben INT 9152: Auswertung von Berichten, Untersuchungen, Studien und Gutachten anderer Staaten; Generische Sicherheitsfragen/Nukleare Sicherheitskonvention, 01.07.2003 - 30.09.2006.
- /GRS 06/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Vorhaben 3606I09257: Auswertungen von Untersuchungen, Studien und Gutachten anderer Staaten - Generische Sicherheitsfragen, 01.10.2006 - 30.09.2009.
- /GRS 09/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Vorhaben 3609I01500: Auswertungen von Untersuchungen, Studien und Gutachten anderer Staaten - Generische Sicherheitsfragen, 01.12.2009 - 30.06.2011.
- /GRS 11/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Vorhaben 3611I01500: Auswertungen von Untersuchungen, Studien und Gutachten anderer Staaten - Generische Sicherheitsfragen, 23.12.2011 - 30.09.2014.
- /GRS 14/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Vorhaben 3614I01500: Auswertungen von internationalen Untersuchungen, Studien und Gutachten anderer Staaten - Generische Sicherheitsfragen, 01.12.2014 - 30.09.2017.
- /HIL 03/ C. Hillrichs et.al., Review of European Filtered Containment Venting Systems, NucAdvisor, 92408 Courbevoie Cedex, France.
- /IAE 98/ IAEA: Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants with Light Water Reactors and Measures taken for their Resolution, IAEA-TECDOC-1044, Vienna 1998.

- /IAE 14/ IAEA: Integrated Regulatory Review Service (IRRS) Mission to The Republic of France. Montrouge, Frankreich, 17. November 2014, <http://www.french-nuclear-safety.fr/publications/2015/IRRS-France-2014-Mission-report/files/assets/common/downloads/publication.pdf>.
- /IAE 19/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Ageing management during delayed construction periods, extended shutdown and post final shutdown, Final Draft by IGALL WG 5 for TECDOC, Wien, December 2019.
- /IBM 05/ Institut für Baustoffe, Massivbau und Brandschutz: Baustoffkunde I, Auflage 4, Braunschweig, 2005.
- /IBM05a/ Institut für Baustoffe, Massivbau und Brandschutz: Baustoffkunde II, Auflage 3, Braunschweig, 2005.
- /KAN 17/ F. Kanoffsky: Reverse Engineering – Ersatz für nicht mehr am Markt erhältliche Komponenten und Services, Referate, Zukunftsmanagement – Zentrale Lösungsansätze für Kernanlagen, Vertiefungskurs, Nuklearforum Schweiz, 29./30.11.2017, Olten.
- /OEC 14/ OECD, NEA, CSNI, Status Report on Filtered Containment Venting, NEA/CSNI/R(2014)7, <https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2014/csni-r2014-7.pdf>, Juli 2014.
- /RCC 12/ Règles de Conception et de Construction pour les matériels mécaniques des îlots nucléaires REP (Regeln für die Auslegung und Herstellung von mechanischen Einrichtungen des nuklearen Teils von DWR), AFCEN, Paris La Défense, 2012.
- /RSK 12/ Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Redesign von leittechnischen Baugruppen und Komponenten in Kernkraftwerken, Stellungnahme, 450. RSK-Sitzung am 26./27.09.2012, <http://www.rskonline.de/sites/default/files/reports/epanlage2rsk450hp.pdf>.
- /VER 18a/ International Benchmark VeRCoRs: Restitution Workshop of the VeRCoRs 2018 benchmark, Benchmark workshop Modeling the behaviour of the VeRCoRs mock-up, Program and Abstracts, Paris 2018.

- /VER 18b/ International Benchmark VeRCoRs: Overview, synthesis and lessons learnt, Paris, 2018.
- /VOU 02/ Vouilloux, F. ed all: The aging of nuclear power plants. In: Scientific and technical report 2002, IRSN, Paris, 2002, <https://www.irsn.fr/EN/Research/publications-documentation/Aktis/Scientific-Technical-Reports/STR-2002/Documents/Chap01art3GB.pdf>.

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

Schwertnergasse 1  
**50667 Köln**

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14

**85748 Garching b. München**

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

**10719 Berlin**

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

**38122 Braunschweig**

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

[www.grs.de](http://www.grs.de)