

**Wissenschaftlich-  
Technische  
Untersuchungen zu  
Sicherheitsaspekten  
grenznaher Anlagen**

**Wissenschaftlich-  
Technische  
Untersuchungen zu  
Sicherheitsaspekten  
grenznaher Anlagen**

Fachlicher Abschlussbericht

Shanna Eismar  
Timo Löher

Juni 2023

**Anmerkung:**

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen 4720R01510 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei der GRS.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung der GRS wieder und muss nicht mit der Meinung des BMUV übereinstimmen.

**Deskriptoren**

Generische Sicherheitsfragen, Grenznahe Anlagen, Nachrüstungen

## **Kurzfassung**

Im Rahmen des Vorhabens wurde ein umfassender Überblick zu den Nachrüstmaßnahmen in den grenznahen Kernkraftwerken in Belgien, Frankreich, der Schweiz, den Niederlanden und Tschechien sowie der Slowakei erstellt. Basierend auf einem jährlichen Screening wurde darüber hinaus die Bedeutung generischer Sicherheitsfragen für die grenznahen Anlagen untersucht. Für ausgewählte Fragestellungen wurden vertiefende ingenieurtechnische Untersuchungen im Zusammenhang mit Nachrüstmaßnahmen und Fragestellungen, welche die Sicherstellung der Komponentenintegrität im Langzeitbetrieb betreffen, durchgeführt. Ergänzend wurden Standort- und Konzeptbeschreibungen der in Westeuropa betriebenen Druck- und Siedewasserreaktoren erstellt.

Die durchgeführten Arbeiten sind ein wesentlicher Beitrag zum Erhalt sowie zum systematischen Ausbau des Wissens und der Kompetenz der GRS, insbesondere zum Status grenznaher Anlagen und damit im Zusammenhang stehender sicherheitstechnischer Fragestellungen.



# Inhaltsverzeichnis

	<b>Kurzfassung .....</b>	<b>I</b>
<b>1</b>	<b>Einleitung .....</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Durchgeführte Arbeiten .....</b>	<b>3</b>
2.1	Verfolgung der Umsetzung von Nachrüstmaßnahmen in grenznahen Anlagen .....	3
2.1.1	Belgien .....	4
2.1.2	Frankreich .....	5
2.1.3	Niederlande .....	6
2.1.4	Schweiz .....	7
2.1.5	Tschechien .....	8
2.1.6	Slowakei .....	9
2.1.7	Konferenzteilnahmen .....	9
2.2	Untersuchungen zu generischen sicherheitstechnischen Fragestellungen für grenznahe Anlagen .....	13
2.2.1	Screening .....	13
2.2.2	Robustheit der Lagerbeckenkühlung .....	15
2.2.3	Sumpfsiebverstopfung .....	16
2.2.4	Brennstoffoptimierung .....	17
2.2.5	Blitzschutz .....	18
2.2.6	Dampferzeugerheizrohrintegrität .....	19
2.2.7	Hüllrohrkorrosion .....	20
2.2.8	KI-Anwendungen .....	21
2.2.9	RDB-Anzeigen Wasserstofflocken .....	23
2.2.10	Technologisches Veralten .....	24
2.2.11	Überflutung .....	25
2.2.12	Notkühlsysteme .....	26
2.2.13	Containment-Druckentlastung .....	27
2.2.14	Hochabbrand .....	28
2.2.15	Lastfolgebetrieb .....	30
2.2.16	Maßnahmen Kernschmelze .....	31

2.2.17	Starkwind und Tornado .....	32
2.2.18	Explosionsdruckwelle .....	33
2.2.19	Druckabsicherung Primärkreis .....	34
2.2.20	Druckabsicherung Sekundärkreis .....	37
2.2.21	Notstromsysteme .....	38
2.2.22	Abschaltsysteme .....	39
2.2.23	Wärmesenke .....	40
2.2.24	Konferenzteilnahmen .....	41
2.3	Vertiefte Untersuchungen zu ausgewählten Sicherheitsaspekten .....	45
2.3.1	Hydrologische Einwirkungen .....	45
2.3.2	Alterung von RDB-Einbauten .....	47
2.3.3	Installation einer gefilterten Druckentlastung im KKW Temelín .....	49
2.3.4	Klimawandel .....	49
2.3.5	Maßnahmen zum Schutz von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen .....	53
2.3.6	Maßnahmen zur Absicherung der Integrität von Rohrleitungsbögen aus Duplex-Stahl in französischen und belgischen Kernkraftwerken .....	55
2.3.7	Containmentintegrität .....	57
2.3.8	Reaktorwasserreinigung .....	58
2.3.9	CFSI .....	61
2.3.10	Untersuchungen WPS-Verfahren .....	63
2.3.11	ISpRK-Austenit .....	64
2.3.12	EVA-Nachrüstungen .....	65
2.3.13	Konferenzteilnahmen .....	66
2.4	Fortschreibung von Reaktorkonzept- und Standortbeschreibungen .....	68
2.4.1	Standortseiten .....	68
2.4.2	Konzeptbeschreibungen .....	69
2.4.3	Pilotstudie zur Analyse der Betriebserfahrung grenznaher Anlagen .....	73
<b>3</b>	<b>Zusammenfassung und Ausblick .....</b>	<b>79</b>
	<b>Literaturverzeichnis .....</b>	<b>81</b>
	<b>Abkürzungsverzeichnis .....</b>	<b>83</b>

# 1 Einleitung

Übergeordnete Zielsetzung dieses Eigenforschungsvorhabens war es, den Kenntnisstand der GRS zu den sicherheitsrelevanten Gegebenheiten von grenznahen Kernkraftwerken zu erweitern und damit die Aussagefähigkeit der GRS für entsprechende sicherheitstechnische Fragestellungen im Ausland zu schärfen. Die grenznahen Anlagen umfassten in diesem Vorhaben die derzeit in Belgien, Frankreich, den Niederlanden, der Schweiz, der Slowakei und in Tschechien betriebenen Anlagen.

Zur Erreichung der übergeordneten Zielsetzung wurden vier fachliche Arbeitspakete mit spezifischen Einzelzielen definiert:

Das Arbeitspaket 1 hatte zum Ziel, einen umfassenden Überblick zu den realisierten und geplanten Nachrüstmaßnahmen der grenznahen Anlagen zu erstellen. Dazu wurden die geplanten und durchgeführten Nachrüstungsmaßnahmen in den grenznahen Anlagen anlagenscharf erfasst, analysiert und hinsichtlich ihres Realisierungsstandes verfolgt.

Im Arbeitspaket 2 wurden generische Sicherheitsfragen für grenznahe Anlagen analysiert. Der Status ausgewählter, bereits im Vorhaben 4717I01500 sowie den Vorgängervorhaben identifizierten generischen Sicherheitsfragen wurde auf Basis neuer Erkenntnisse ausgewertet. Darüber hinaus wurden mit einem regelmäßigen weltweiten Screening neue generische Sicherheitsfragen identifiziert und deren Bedeutung für grenznahe Anlagen analysiert.

Darauf aufbauend wurde im AP 3 das Ziel verfolgt, für diese Sicherheitsfragen eine sicherheitstechnische Einschätzung zu treffen. Dazu wurden ausgewählte sicherheitstechnische Fragestellungen mit ingenieurtechnischen Mitteln vertieft untersucht.

Zur Vertiefung der Kenntnisse und zur Dokumentation des Wissens- und Informationsstandes der GRS wurden im AP 4 die Reaktorkonzeptbeschreibungen und Standortbeschreibungen zu westeuropäischen Anlagenkonzepten und Standorten weiter fortgeschrieben, erweitert und in geeigneter Weise auf dem Portal für Nukleare Sicherheit (PNS) dargestellt.



## **2 Durchgeführte Arbeiten**

Die durchgeführten Arbeiten teilten sich in vier fachliche Arbeitspakete auf.

- Arbeitspaket 1: Verfolgung der Umsetzung von Nachrüstmaßnahmen in grenznahen Anlagen
- Arbeitspaket 2: Untersuchungen zu generischen sicherheitstechnischen Fragestellungen für grenznahe Anlagen
- Arbeitspaket 3: Vertiefte Untersuchungen zu ausgewählten Sicherheitsaspekten
- Arbeitspaket 4: Fortschreibung von Reaktorkonzept- und Standortbeschreibungen

Im Folgenden werden die durchgeführten Arbeiten in kompakter Form dargestellt und erläutert. Hinsichtlich der Aktualität der Arbeitsergebnisse ist zu beachten, dass einzelne Berichte bereits deutlich vor Ende der Laufzeit des Vorhabens abgeschlossen wurden.

### **2.1 Verfolgung der Umsetzung von Nachrüstmaßnahmen in grenznahen Anlagen**

Zielsetzung der Arbeiten war es, die in den grenznahen Anlagen durchgeführten oder geplanten Nachrüstmaßnahmen zu erfassen und in geeigneter Weise darzustellen. Neben den Anlagen der direkten Nachbarländer Deutschlands (Belgien, Niederlande, Frankreich, Schweiz, Tschechische Republik) wurden dabei auch die Kernkraftwerke der Slowakei eingeschlossen. Für Frankreich wurde die Betrachtung aufgrund der Vielzahl der Anlagen auf Referenzstandorte beschränkt.

Die Arbeitsergebnisse wurden in tabellarischer Form dokumentiert, wobei für jeden Standort eine Tabelle erstellt wurde, aus der die Umsetzung der Nachrüstmaßnahmen blockscharf hervorgeht. In den Tabellen wurden die Nachrüstmaßnahmen kategorisiert. Die 13 Kategorien sind Reaktorkern, Abschaltanlagen, Nachwärmeabfuhr, Komponenten, bauliche Anlagenteile, Sicherheitseinschluss, Leittechnik und Instrumentierung, Warte, konventioneller Teil/Maschinenhaus, elektrische Energieversorgung, Handhabung und Lagerung der Brennelemente, zusätzliche Maßnahmen bei bestimmten Betriebszuständen und Ereignissen sowie Sonstiges. Zu jeder aufgeführten Maßnahme wird angegeben, wann sie in welchem Block einer Anlage umgesetzt wurde, wie die Umsetzung ausgeführt wurde und welche Informationen es zum Hintergrund der Maßnahme gibt. Zudem wurden die Informationsquellen direkt verlinkt und ebenfalls auf dem

PNS abgelegt. Die Tabellen enthalten darüber hinaus eine Spalte mit Anmerkungen und offenen Fragen.

Im Folgenden werden einige Nachrüstmaßnahmen aus den betrachteten Ländern beispielhaft aufgeführt.

### **2.1.1 Belgien**

Zwischen 1995 und 2001 wurden an den drei Blöcken des KKW Tihange die Dampferzeuger und 1999 bzw. 2015 in Block 1 und 3 die RDB-Deckel erneuert. Zwischen 1995 und 2003 wurden in verschiedenen Bereichen der drei Reaktorgebäude autokatalytische Wasserstoffrekombinatoren installiert. Zwischen 2015 und 2017 erhielten sie Einrichtungen zur gefilterten Druckentlastung. Die Warten wurden 1995 mit einem Erkennungssystem für giftige Gase ausgestattet, nachdem die Auslegung gegen Einwirkungen neu bewertet worden war. Zwischen 2003 und 2009 wurden Maßnahmen umgesetzt, um das Risiko einer Verstopfung der Sumpfsiebe zu verringern. Dabei wurde u. a. die Oberfläche der Filter vergrößert und Isolationsmaterial ausgetauscht. Die Maßnahmen erfolgten aufgrund der Lehren aus dem Ereignis von Barsebäck in den 1990er Jahren. Nach dem Unfall von Fukushima wurden am Standort Tihange bis 2016 zusätzliche alternative Wärmesenken implementiert, Amphibienfahrzeuge zum Transport von Personal und Ausstattung angeschafft, der Hochwasserschutz verstärkt und die Entwässerung des Geländes verbessert.

Doel-1 und -2 erhielten im Jahr 1984 im Zuge der ersten PSÜ ein gegen Einwirkungen von außen geschütztes Gebäude für zusätzliche Notstandssysteme. Diese Notstandssysteme dienen der Kühlung des Reaktors, Aufrechterhaltung des Kühlmittelinventars und Sicherung der Unterkritikalität. Der Primärkreis beider Blöcke wurde besser gegen Überdruck geschützt. Am Standort Doel erfolgte der Austausch der Dampferzeuger in den Jahren 1993 (Block 3), 1997 (Block 4), 2004 (Block 2) und 2009/2010 (Block 1). Zwischen 1984 und 1995 wurden in den vier Containments passive autokatalytische Wasserstoffrekombinatoren installiert. Die Sumpfsiebe wurden in allen Blöcken zur Vergrößerung ihrer Oberfläche zwischen 2012 und 2014 ausgetauscht. Im Zuge dessen wurde auch Isoliermaterial ausgetauscht. Die Blöcke 1 und 2 erhielten im Jahr 2012 neue Notstromdieselgeneratoren und ein neues Notstromdieselgeneratorgebäude. Zur Verstärkung des Hochwasserschutzes wurde der Deich im Jahr 2013 verstärkt. Im Jahr 2014 wurde für alle Blöcke ein Lagergebäude errichtet, in dem mobile Pumpen und Dieselgeneratoren sowie Kraftstofftankwagen und ein Feuerwehrfahrzeug untergebracht

sind. In den Jahren 2014/2015 wurde in allen Blöcken die Brennelementbeckenkühlung ertüchtigt. Dort können nun auch mobile Pumpen angeschlossen werden. Einrichtungen zur gefilterten Druckentlastung wurden zwischen 2017 und 2020 installiert. Block 1 und 2 erhielten im Jahr 2020 die digitale Leittechnikplattform Teleperm XS zur Steuerung und Überwachung der nuklearen Sicherheitsausstattung.

### **2.1.2 Frankreich**

Im Nachgang des Unfalls von Fukushima wurden in allen französischen Anlagen Maßnahmen im Zusammenhang mit dem sogenannten „Hardened Safety Core“ umgesetzt. Dazu gehören die Einrichtung einer weiteren Möglichkeit zur Einspeisung von Bor in den Primärkreis unter hohem Druck, die Implementierung eines zusätzlichen Sprühsystems zur Nachzerfallswärmeabfuhr nach einer Kernschmelze und eines zusätzlichen Systems zur Lagerbeckenkühlung unter Verwendung mobiler Ausstattung, die Ertüchtigung der Wasserversorgung für Brennelementlagerbecken und Dampferzeuger sowie der Bau eines gegen Einwirkungen von außen geschützten Gebäudes, das zusätzliche Backup-Dieselmotoren beherbergt. Für Notfälle wurde die Eingreiftruppe FARN eingerichtet, die zusätzliche mobile Ausstattung zur Bewältigung verschiedener Szenarien zu jedem Standort transportieren und diese dort betreiben kann.

Als Referenzanlage vom Typ CP0 wurde das KKW Bugey betrachtet. Dort wurde bis 2001 die Neutronenflussmessung digitalisiert. Die Voraussetzungen für den Anschluss mobiler Ausstattung im Fall eines Verlusts der Wärmesenke wurden geschaffen. Die Dampferzeuger wurden zwischen 1990 und 2015 erneuert. Bis 2009 wurden Instrumentierung zur Detektion von Wasserstoff im Containment sowie autokatalytische Wasserstoffrekombinatoren angebracht. Für den Fall einer Kernschmelze wurden Maßnahmen getroffen, um die Ausbreitung des Coriums in bestimmten Bereichen des Containments und dessen Kühlung zu verbessern. Spezielle Nachrüstungen dienen dazu, die Trockenhaltung der vorgesehenen Ausbreitungsfläche sicherzustellen und zu überwachen.

An der CP1 Referenzanlage Tricastin wurden bis 2009 die Sicherheitsventile am Druckhalter modifiziert, um ihre Zuverlässigkeit im Falle eines Station Blackouts zu verbessern. Zwischen 1990 und 2015 wurden auch hier die Dampferzeuger erneuert. Der Überflutungsschutz wurde verbessert. So wurde bis Ende 2022 die Robustheit der Deiche verstärkt. Einrichtungen zur Detektion und Rekombination von Wasserstoff wurden installiert. Wie in Bugey wurden auch in Tricastin Maßnahmen getroffen, um die Ausbreitung und Kühlbarkeit des Coriums nach einer Kernschmelze zu optimieren. In

den beiden beiden St. Laurent B1 und B2 Blöcken (CP2-Referenzanlagen) ist dies ebenfalls geplant.

Als Referenzanlage für die P'4 Baureihe wurde das KKW Cattenom ausgewählt. Auch hier wurden, wie in den anderen 900 MW<sub>e</sub>- und 1.300 MW<sub>e</sub>-Anlagen, die RDB-Deckel und Dampferzeuger erneuert. Autokatalytische Wasserstoffrekombinatoren und Einrichtungen zur Detektion von Wasserstoff wurden installiert. Die Füllstandsmessung des Speisewasserbehälters wurde diversifiziert. Die Innenwand des Doppelcontainments erhielt eine neue Beschichtung aus wasserdichtem Verbundstoff. Der Vergleich mit den Nachrüstungen an der P4-Baureihe (Referenzanlage Paluel 1 – 4) zeigte nur geringe Unterschiede.

Das KKW Chooz dient als Referenzanlage für die N4-Reaktoren. Hier wurden bis 2015 die Anschlüsse für mobile Systeme zur Wasserversorgung bei Ausfall der Wärmesenke installiert. Wasserstoffrekombinatoren wurden installiert und eine neue Beschichtung mit einem wasserdichten Verbundstoff zur Verbesserung der Dichtheit des Containments an der Innenwand des Containments aufgebracht. Die Filtereinrichtungen im Sumpf wurden modifiziert, um das Risiko einer Verstopfung der Sumpfsiebe zu verringern.

### **2.1.3 Niederlande**

Im Nachgang des Unfalls von Tschernobyl wurden im KKW Borssele im Jahr 1986 eine zweisträngige (2 x 100 %) Primärzusatzspeisung und ein ebenfalls zweisträngiges sekundärseitiges Reserveeinspeisesystem in einem gebunkerten Gebäude installiert. Zwei D2-Dieselmotoren und D2-Batterien wurden hinzugefügt. Im weiteren Verlauf wurden – ebenfalls aufgrund der Lehren aus dem Unfall in Tschernobyl – die funktionelle und physische Trennung der einzelnen Stränge des Not- und Nachkühlsystems, des Neben- und Notkühlwassersystems sowie des nuklearen Zwischenkühlkreislaufs verbessert. In einem gebunkerten Gebäude wurde eine Notnebenwarte eingerichtet, von der aus die Kontrolle erst nach einer erfolgten RESA übernommen werden kann. Im Keller des Verwaltungsgebäudes wurde eine Notfallinterventions- und Kommunikationszentrale eingerichtet. Zudem wurde eine Einrichtung zur gefilterten Druckentlastung des Containments installiert, deren manuelle Bedienung auch ohne eine elektrische Stromversorgung möglich ist. Auch Wasserstoffrekombinatoren wurden nachgerüstet. Bei verschiedenen Systemen (z. B. nukleares Zwischenkühlsystem, BE-Beckenkühlsystem, Reserve-Nachkühlsystem) wurden im Laufe der Zeit zusätzliche Pumpen ergänzt, um

deren Zuverlässigkeit zu erhöhen. Bereits vor dem Unfall von Fukushima wurde ein mobiler Dieselgenerator als Backup für das D2-Netz am Standort beschafft. Ein weiterer mobiler Dieselgenerator wird in Rotterdam vorgehalten. Nach dem Unfall von Fukushima-Daiichi wurde eine robustere Füllstand-Instrumentierung für das BE-Lagerbecken installiert. Im Jahr 2017 wurde die Reaktorleistungs- und begrenzungsregelung mit Blick auf den geplanten Langzeitbetrieb bis zum Jahr 2034 auf digitale Leittechnik umgestellt.

#### **2.1.4 Schweiz**

Beim KKW Beznau wird seit 2001 das modernere, dreidimensionale Kernüberwachungsprogramm GARDEL eingesetzt. Zuvor war das Programm BEACON zwischen 1995 und 2000 getestet worden, entsprach aber nicht den Erwartungen. Das analoge Reaktorschutzsystem, die Regelsysteme und das Safeguardsystem wurde zwischen 1999 und 2005 durch ein gemeinsames digitales Leitsystem aus vier räumlich getrennten Redundanzen ersetzt. Im Rahmen des Projekts AUTANOVE wurde 2015 eine neue, automatische, gesicherte und seismisch qualifizierte Nachspeisemöglichkeit für die Dampferzeuger aus dem Notstandbrunnen ergänzt. Zentraler Bestandteil dieses Projekts war auch die Ertüchtigung der Gleich- und Wechselstromversorgung mit Batterien und Notstromdieselgeneratoren. 1992/1993 wurde eine Notstand-Dieselgeneratorgruppe zur Versorgung der Ausstattung im Notstandgebäude installiert. 1994 bzw. 1999 wurde ein Notspeisewassersystem zusätzlich zum vorhandenen Hilfsspeisewassersystem nachgerüstet. Es umfasst je einen Strang pro Dampferzeuger mit Tank, Pumpe und motorbetriebenem Stellventil. Im Jahr 2015 wurden die RDB-Deckel erneuert. Im Jahr 2019 wurden ein neues Brandmeldeleitsystem und zusätzliche Wasserstoffrekombinatoren eingebaut. Ursprünglich waren in beiden Blöcken elektrisch beheizte aktive Rekombinatoren vorhanden gewesen. Diese waren 2003 und 2004 bereits gegen passive autokatalytische Rekombinatoren ausgetauscht worden. Verschiedene Teile der Mess- und Leittechnik erfuhren diverse Verbesserungen.

Im KKW Gösgen wurde im Jahr 1981 der Speisewasserbehälter ausgetauscht. Von 1997 bis 1999 wurde ein dritter unabhängiger Brennelementbeckenkühlstrang nachgerüstet. Im Jahr 2018 wurde ein System zur Abschaltung des Reaktors schon bei kleinen Bodenbeschleunigungen ab 0,02 g installiert. Damit soll eine Gefährdung des Kerninventars bei Erdbeben vermieden werden. Zwischen 1999 und 2012 wurden verschiedene Gebäude neu errichtet (Lagerhalle), erweitert (Reaktorhilfsanlagengebäude, Verwaltungsgebäude, Lagerhalle) oder saniert bzw. umgebaut (Kühlturm). 40 Passive

autokatalytische Rekombinatoren wurden im Jahr 2017 installiert. Die Sumpfsiebe wurden zwischen 2006 und 2007 ausgetauscht, um die Filterfläche von 10 m<sup>2</sup> auf 110 m<sup>2</sup> zu vergrößern. Die Turbinen- und Frischdampfumleitregelung wurde digitalisiert.

Im KKW Leibstadt wurde im Jahr 1988 ein zusätzliches, unabhängiges, redundantes Auslösesystem für die Reaktorschnellabschaltung zur Verringerung des Risikos des Versagens der Reaktorabschaltung installiert. Im Jahr 1995 wurde der Grundwasserbrunnen für das Notstandkühlsystem SEHR fertiggestellt. Infolge des Ereignisses von Barsbüchel wurden die Ansaugleitungen der Kernnotkühlsysteme im Jahr 1993 mit neuen Saugkörben mit größerer Oberfläche (15 m<sup>2</sup> statt zuvor 2 m<sup>2</sup>) versehen. Im gleichen Jahr wurde ein System zur gefilterten Druckentlastung nachgerüstet. Zur Begrenzung der Wasserstoffkonzentration im Containment wurde ein batteriegestütztes Wasserstoffzündsystem installiert. Nach dem Unfall von Fukushima wurden in Leibstadt Möglichkeiten zur externen Bespeisung des Brennelementlagerbeckens geschaffen.

### **2.1.5 Tschechien**

Am Kernkraftwerk Temelín wurden zwischen 2013 und 2014 die Möglichkeiten zur Nachwärmeabfuhr ertüchtigt. Es wurden zusätzliche Möglichkeiten zur Wassereinspeisung in den Primärkreis und zum Wiederauffüllen des Brennelementbeckens geschaffen, zusätzliche Dieselgeneratoren installiert und eine zusätzliche Wasserversorgung für die Dampferzeuger geschaffen. Letztere können nun auch durch mobile Ausstattung bespeist werden. Die Füllstandsregelung der Dampferzeuger wurde zwischen 1996 und 2002 modernisiert. Im gleichen Zeitraum wurden die Frischdampfleitungen mit Ausschlagsicherungen versehen und die Sicherheitsleittechnik durch digitale Sicherheitsleittechnik von Westinghouse ersetzt. Das Containment wurde zwischen 2013 und 2015 mit autokatalytischen Wasserstoffrekombinatoren ausgestattet. Die Umsetzung einer gefilterten Druckentlastung ist geplant. Im Jahr 2014 wurden zwei mobile Notstromdieselgeneratoren zur Versorgung leittechnischer Systeme und eine Pumpe zur Wasserversorgung von Primärkreis und Brennelementbecken beschafft. Anschlusspunkte für mobile Ausstattung wurden eingerichtet.

Zur Diversifizierung der ultimativen Wärmesenke wurden am Standort Dukovany zusätzlich zu den Naturzugkühltürmen Ventilatorkühltürme errichtet. Im Jahr 2015 wurden Modifikationen implementiert, um im Falle einer Kernschmelze die In-Vessel-Retention Strategie verfolgen zu können. Die Sicherheitsventile des Druckhalters wurden zwischen 1999 und 2002 ausgetauscht. Die neuen Ventile sind nicht nur für Dampf, sondern auch

für Wasser-Dampf-Gemische qualifiziert. Die Sumpfsiebe wurden im Jahr 2000 basierend auf durchgeführten Analysen ertüchtigt. Passive autokatalytische Rekombinatoren wurden im Jahr 1998 installiert.

## **2.1.6 Slowakei**

Am Standort Mochovce wurden Maßnahmen zur Verbesserung der Rückhaltung des Coriums im Reaktorbehälter und zur Verhinderung des Durchschmelzens des Containments nach Versagen des Reaktorbehälters sowie zur Verhinderung einer Rekritikalität des geschmolzenen Kerns bis 2015 umgesetzt. 2012 wurden zusätzliche, mobile Speisewasserpumpen für die Dampferzeuger angeschafft. Analysen zur Gefährdung der Anlage durch Überflutung, Extremwetterlagen und Erdbeben wurden durchgeführt und verschiedene Maßnahmen zur Verbesserung des Schutzes gegen diese Einwirkungen umgesetzt. Passive autokatalytische Wasserstoffrekombinatoren wurden installiert. Mobile Dieselgeneratoren und Gleichrichter wurden im Jahr 2013 bereitgestellt.

Auch am Standort Bohunice wurden Maßnahmen zum besseren Schutz vor Überflutung, Extremwetterlagen und Erdbeben getroffen und passive autokatalytische Rekombinatoren installiert und Vorkehrungen für den Umgang mit einer Kernschmelze getroffen. Im Jahr 2012 wurden zusätzliche Speisewasserpumpen angeschafft, die mit Hilfe von Feuerwehrfahrzeugen transportiert werden können. Eine Möglichkeit zur Wiederbefüllung des Brennelementlagerbeckens aus Lagertanks wurde geschaffen. Mobile Pumpen und Generatoren, Atemschutzgeräte sowie mobile Messeinheiten werden seit 2013 vorgehalten.

## **2.1.7 Konferenzteilnahmen**

### **2.1.7.1 OECD/NEA Specialist Workshop**

Vom 18.10.2021 bis 20.10.2021 wurde am virtuellen „OECD/NEA Specialist Workshop on Reactor core and containment cooling systems: Long term management and reliability (RCCS-2021)“ teilgenommen. Der Workshop diente zum Austausch von Informationen und Erfahrungen zur langfristigen Kern- und Containmentkühlung bei schweren Unfällen. Zudem beinhaltete der Workshop zahlreiche technische Vorträge zu Nachrüstungen und sicherheitstechnischen Fragestellungen in grenznahen Anlagen. Insgesamt trug der Workshop dazu bei, die Kenntnisse der GRS in Bezug auf Nachrüstungen und wichtige technische Fragestellungen in grenznahen Anlagen zu erweitern. Insbesondere

konnten neue Informationen zur Sumpfstopfungsproblematik gewonnen werden. Es wurden dazu Nachrüstmaßnahmen in den französischen Anlagen dargestellt. Diese umfassen den Austausch von faserartigem als auch pulverartigem Isoliermaterial und die zusätzliche Sicherung von Isolierungen, um eine Freilegung zu verhindern. Des Weiteren wurde die Berücksichtigung von Maßnahmen für schwere Unfälle in den IAEA Safety Guides diskutiert. Diese betreffen beispielsweise in SSG-53 die In-Vessel Melt Retention und Ex-Vessel Corium Cooling Strategien. Die erlangten Informationen flossen unmittelbar in die Arbeiten im Vorhaben ein.

#### **2.1.7.2 Journée Technique „Le nucléaire, acteur incontournable vers la neutralité carbone“**

Es erfolgte außerdem die Teilnahme am Journée Technique „Le nucléaire, acteur incontournable vers la neutralité carbone“ am 23. November 2021 in Paris. Die Veranstaltung wurde von der französischen kerntechnischen Gesellschaft SFEN (Société Française d'Énergie Nucléaire) in Paris ausgerichtet. Schwerpunkt der Veranstaltung war die Rolle der Kernenergie bei der Energiewende. Zusammenfassend wurden aus der Veranstaltung die folgenden Erkenntnisse gewonnen:

- Lastfolgebetrieb spielt für den französischen Kernkraftwerkspark eine große Rolle und bleibt auch zukünftig wichtig.
- Kernkraft wird bei der Wasserstoffproduktion zusammen mit den Erneuerbaren als vielversprechende Option in Frankreich gesehen.
- Fernwärme gewinnt zunehmend an Bedeutung, Kernkraftwerke (insbes. Micro-SMR) stehen hier ebenfalls im Fokus.
- Forschung zu HTR und SFR insbesondere beim CEA scheint neuen Antrieb bekommen zu haben.

Die Erkenntnisse dienen u. a. dem besseren Verständnis der Entwicklungen zum Langzeitbetrieb und fließen in die laufenden Arbeiten im Vorhaben ein. Insbesondere konnten wichtige Erkenntnisse zum Lastfolgebetrieb in Frankreich gewonnen werden, die in die entsprechende Technische Notiz (siehe Kapitel 2.2.15) einfließen.

### **2.1.7.3 SFEN Konferenz: „The EPR-Family is growing“**

Am 22.06.2022 nahm ein Mitarbeiter der GRS an der von der Société Française d'Énergie Nucléaire (SFEN) ausgerichteten Konferenz „The EPR family is growing“ teil. Die Konferenz umfasste Beiträge von 16 Sprechern und war in Sessions mit unterschiedlichen Themenschwerpunkten untergliedert. Dabei ging es um Betriebserfahrungen von EPR- Anlagen, die EPR-Projekte in Großbritannien (Hinkley Point C und Sizewell C), die EPR-Vision (einschließlich der Pläne für den EPR2), den Fortschritt beim Bau des EPR in Flamanville und der Inbetriebnahme des EPR in Olkiluoto sowie weitere geplante EPR Projekte weltweit, wie beispielsweise in Indien. Außerdem wurden der Austausch der EPR-Betreiber in der EPR Owners and Operators Group (EPROOG) und die Finanzierung des Sizewell Projekts durch das Regulated Asset Base (RAB) Modell thematisiert. Insgesamt bot die Veranstaltung vor allem die Möglichkeit, exklusive Informationen zu aktuellen und zukünftigen Entwicklungen insbesondere in den Nachbarländern zu erhalten. Hierzu gehören beispielsweise Details zum Status und Fortschritt der verschiedenen EPR-Projekte sowie zur Entwicklung der Verfahren und Roboter, die zur Reparatur schlecht erreichbarer Schweißnähte beim EPR in Flamanville verwendet wurden.

### **2.1.7.4 Fontevraud 10**

Vom 19. – 21.09.2022 nahm ein Mitarbeiter an dem International Symposium on Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to LWRs' Safety, Performance and Reliability (Fontevraud 10) teil. Das diesjährige von der SFEN ausgerichtete Symposium zu werkstofftechnischen Themen der Kerntechnik findet im vier Jahres-Rhythmus statt. In den Beiträgen des Symposiums berichteten Anlagenbetreiber, Hersteller von Anlagen oder Komponenten und Forschungseinrichtungen. Durch Corona und den Krieg in der Ukraine bedingt, gab es dieses Jahr allerdings nur wenige asiatische und keine ukrainischen oder russischen Teilnehmer. Daher stellten die französischen Teilnehmer von EDF, CEA und Framatome die größte Zahl der Vorträge. Schwerpunkte waren verschiedene Formen der Korrosion, der Einfluss der Bestrahlung auf Spannungsrisskorrosion und Versprödung, thermische Versprödung und das mechanische Verhalten bestimmter Werkstoffe. Dabei wurden alle wichtigen Komponenten und deren Werkstoffe behandelt.

Zwei Themen sind für die französischen Anlagen besonders relevant:

Zum Auftakt des Symposiums wurde über die aktuellen Untersuchungen von Rissen neben Schweißnähten der Sicherheits-Einspeise- und Nachkühlleitungen in französischen Anlagen berichtet. Als Mechanismus wurde interkristalline Spannungsrisskorrosion (ISpRK) ermittelt. Als eine der Voraussetzungen für das Auftreten der ISpRK werden starke Kaltverformungen und entsprechende Aufhärtungen und Eigenspannungen durch den Schweißprozess angesehen. Risse scheinen aber nur dort zu entstehen, wo Temperatur-Schichtungen in horizontalen Leitungsabschnitten des Kühlmittels auftreten, die zu zusätzlichen thermomechanischen Spannungen führen.

Mehrere Vorträge behandelten das Auftreten von Erosionskorrosion im Sekundärkreislauf. Wenn Anlagen häufiger Lastwechsel bis einschließlich Nulllast fahren müssen, sind aufgrund der damit verbundenen häufigeren Änderungen in Kühlmittelfluss, Druck und Temperatur sowie den lokalen chemischen Bedingungen mehr Schäden zu erwarten bzw. wird die Verfolgung der möglichen Schädigung komplexer. Neben Erosionskorrosion können dabei auch verstärkt Tropenschlag-Erosion und Kavitation auftreten.

Auf der Konferenz wurde ein guter Überblick über die jüngere Betriebserfahrung mit und neuere Erkenntnisse über die verschiedenen Schädigungsmechanismen von mechanischen Komponenten von LWR gegeben. Dabei liegt der Schwerpunkt auf europäischen Anlagen. Sie ist daher geeignet, den Wissensstand der GRS im Hinblick auf die Integrität von Komponenten in europäischen Anlagen zu erweitern und zu aktualisieren.

#### **2.1.7.5 SFEN-Konferenz: „EPR, brique essentielle“**

Am 29.11.2022 erfolgte die Teilnahme an der Konferenz „EPR, brique essentielle“. Die Veranstaltung wurde von der Société française d'énergie nucléaire (SFEN) ausgerichtet. Die Konferenzteilnahme diente insbesondere der Verfolgung der Entwicklungen in Frankreich bezüglich der aktuellen Flotte, des EPR und seiner Nachfolger als auch der Verfolgung generischer Sicherheitsfragen. Die Veranstaltung bestand aus vier Sessions, die jeweils aus zwei bis vier Vorträgen bestanden. Zusammenfassend konnten aus der Konferenzteilnahme die folgenden Erkenntnisse gezogen werden:

- Die EPR2 Entwicklung ist bereits weit fortgeschritten. Das Konzept soll trotz Einsparungen die aktuellen Sicherheitsanforderungen erfüllen.
- Der EPR 1200 ist eine kleinere Version für den Export und soll sehr ähnlich sein.

- Der Lastfolgebetrieb wird bei den aktuellen Konzepten nun verstärkt berücksichtigt.
- Die Entwicklung von Brennstoffen für einen geschlossenen Brennstoffkreislauf in Frankreich schreitet voran und sollte kontinuierlich mitverfolgt werden.

## **2.2 Untersuchungen zu generischen sicherheitstechnischen Fragestellungen für grenznahe Anlagen**

Die Arbeiten bauten auf den Arbeiten der GRS zu generischen Sicherheitsfragen und der Wissensbasis GeSi auf, die im Vorhaben 4717101500 und den Vorgängervorhaben bearbeitet wurden. Basierend auf dem jährlichen Screening wurden die Lösungen für ausgewählte bereits erfasste generische Fragestellungen weiterverfolgt sowie neue Fragestellungen identifiziert und analysiert.

### **2.2.1 Screening**

Zu Beginn des Vorhabens wurden Themenkomplexe definiert, die als weiterhin relevant eingeschätzt werden, bzw. für die der aktuelle Stand der Umsetzung zu untersuchen ist. Diese sind:

- Einwirkungen von Außen
- Integrität des Containments
- Robustheit der Lagerbeckenkühlung
- Entwicklung und Nachrüstung der Leittechnik
- Integrität des Reaktordruckbehälters
- Sumpfstopfung
- Robustheit der Wärmesenke
- Höherer Abbrand und höhere Anreicherung
- Robustheit elektrischer Systeme und Notstromsysteme

Ebenfalls in diesem Arbeitspaket wurde ein jährliches Screening zu neuen generischen Fragestellungen durchgeführt. Dazu wurden insbesondere die Unterlagen der RIC und anderer großer Konferenzen, dem Generic Issues Programm der NRC, die

Jahresberichte der OECD NEA und der Convention on Nuclear Safety (CNS) ausgewertet. Folgende Themen wurden auf Basis dieser Auswertung als neue (weltweite) generische Fragestellungen identifiziert:

- Einführung von Accident Tolerant Fuel und Brennstoffoptimierung
- Effektivität von Wartung und Aufsicht
- Passive Sicherheitssysteme
- Technologisches Veralten
- Definition von Sicherheitsmargen
- Auswirkungen von Hochenergie-Lichtbogenfehlern mit Aluminium
- Überflutung von Kernkraftwerksstandorten nach Versagen des vorgelagerten Staudamms
- Auswirkungen neuer Stromnetze
- Modelle zur Bewertung von EVA
- Anwendung künstlicher Intelligenz
- Alterung der RDB-Tragkonstruktionen
- Neubewertung seismischer Risiken
- Neue Technologien zur Erhöhung der Robustheit
- Robustheit der Kernkraftwerke bei Klimaveränderungen
- „Commercial grade items“ – Verwendung von Nicht-Originalersatzteilen
- „Counterfeit, fraudulent and suspect items (CFSIs)“ – gefälschte, wissentlich falsch deklarierte und verdächtige Artikel
- Stand der Maßnahmen zum Blitzschutz
- Lastfolgebetrieb
- Maßnahmen zum Umgang mit schweren Unfällen
- Druckabsicherung des Primär- und Sekundärkreises
- Zuverlässigkeit der Abschaltssysteme

Aus der laufenden Betriebserfahrung ergaben sich darüber hinaus folgende Fragestellungen:

- Dampferzeugerheizrohrintegrität
- Hüllrohrkorrosion
- Alterung der RDB-Einbauten
- Integrität von Rohrleitungsbögen
- Interkristalline Spannungsrissskorrosion
- Berücksichtigung der Warmvorbeanspruchung bei Wiederbelastung im RDB-Integritätsnachweis

Im Folgenden werden die Arbeiten zu den ausgewählten Themen zusammenfassend dargestellt.

### **2.2.2 Robustheit der Lagerbeckenkühlung**

Es wurde eine Analyse zur generischen Sicherheitsfrage „Robustheit von Brennelement-lagerbecken und dessen Kühlsystemen“ durchgeführt. Die relevanten Nachrüstungen und Neuerungen zur Stärkung der Robustheit, auch bezüglich der Maßnahmen gegen auslegungsüberschreitende Störfälle und zum Alterungsmanagement für BE-Lagerbecken, wurden für grenznahe europäische Kernkraftwerke zusammengetragen und in übersichtlicher Form dargestellt.

Die Analyse zeigte dabei, dass gerade nach den Ereignissen von Fukushima massiv an der Erhöhung dieser gearbeitet wurde. Vor allem alternative Kühlsysteme und -quellen wurden nachgerüstet und zusätzliches mobiles Equipment zur Förderung von Kühlmittel und zur Aufrechterhaltung der Stromversorgung beschafft. Die Anlagen wurden mit neuen Anschlusspunkten für mobile Schläuche oder Pumpen versehen, unter anderem auch in Bereichen, die im Fall eines auslegungsüberschreitenden Ereignisses keine für das Betriebspersonal gefährliche Strahlendosis aufweisen. Auch im Bereich der Überwachung von sicherheitsrelevanten Parametern (z. B. Temperatur und Kühlmittelfüllstand im BE-Lagerbecken) wurden Verbesserungen vorgenommen, um rechtzeitig auf relevante Veränderungen reagieren zu können. Ein weiterer Schwerpunkt, der im Zusammenhang mit der Stärkung und dem Ausbau der Robustheit von BE-Lagerbecken in

den Anlagen untersucht wurde, ist die Entstehung von Wasserstoff und die damit verbundenen Risiken der Wasserstoffakkumulation und -deflagration/-detonation im Fall von auslegungüberschreitenden Ereignissen. Kernkraftwerke, deren BE-Lagerbecken innerhalb des Sicherheitsbehälters untergebracht sind, verfügten teilweise bereits über autokatalytische Wasserstoffrekombinatoren oder gefilterte Entlüftungssysteme, alle anderen haben eines oder beide Systeme nachgerüstet, stehen kurz vor Abschluss dieser Nachrüstungen oder haben zumindest entsprechende Analysen vorgenommen.

Weitere Verbesserungen und Nachrüstungen an den BE-Lagerbecken stehen im Zusammenhang mit der zunehmenden Anzahl an Kernkraftwerken im Langzeitbetrieb. Hier muss nicht nur die Alterung von Materialien untersucht und geprüft werden, sondern auch die Lagerkapazität der BE-Lagerbecken. Neue Lagergestelle, die eine dichtere Lagerung der abgebrannten Brennelemente ohne Einbuße der Unterkritikalität gewährleisten, sind eine Maßnahme, neue Zwischenlager eine weitere.

### **2.2.3 Sumpfsiebverstopfung**

Insbesondere im Rezirkulationsbetrieb des Not- und Nachkühlsystems nach einem Kühlmittelverluststörfall schützen Sumpfsiebe den Primärkreis eines Reaktors vor dem Eindringen von Feststoffen, die Schäden an verschiedenen Komponenten verursachen oder die thermohydraulischen Eigenschaften der Brennelemente beeinträchtigen können, wenn sie bis in den Kern gelangen und sich dort ablagern. Wie entsprechende Ereignisse in Barsebäck, Limerick und Perry in den 1990er Jahren gezeigt haben, kann ein Verstopfen dieser Siebe durch große Mengen solcher Materialfragmente zu einem Druckverlust auf der Saugseite der Pumpen und Schäden durch Kavitation führen, wodurch die Kühlbarkeit des Reaktorkerns gefährdet werden kann.

Zahlreiche Versuchsreihen in verschiedenen Ländern, wie z. B. am Versuchsstand Erlanger Wanne, haben zu einem gründlichen Verständnis der Thematik geführt und eine Optimierung der Sumpfsiebe hinsichtlich ihrer Größe, Anordnung, Geometrie, Maschenweite etc. ermöglicht. Für neue Reaktoren wurden hier Auslegungskonzepte der Filtereinrichtungen erprobt.

Basierend auf den Versuchsergebnissen wurden in allen Nachbarländern Deutschlands Modifikationen an den Sumpfsiebkonfigurationen der in Betrieb befindlichen Reaktoren vorgenommen. In erster Linie wurden die Siebflächen deutlich vergrößert. Oft wurden

auch die Quellen für Material, das die Siebe verstopfen kann, reduziert. So wurde poröses Isolationsmaterial durch faserige Isolationsstoffe oder Reflective Metallic Insulation (RMI) ersetzt oder die Beschichtung an den Innenflächen der Sümpfe erneuert oder fixiert, um Erosionen zu verringern. In manchen Anlagen wurden Mess- und Warneinrichtungen im Bereich der Sumpfsiebe angebracht, um Füllstände oder den Differenzdruck überwachen zu können und bei Abweichungen gewarnt zu werden.

In die Auslegung neuer Reaktoren der dritten Generation werden die Erfahrungen und Testergebnisse mit einbezogen. Hier variieren der Aufbau und die Anordnung von Sümpfen und Wasserbehältern mit entsprechenden Aufgaben (z. B. In-Containment Refuelling Water Storage Tank) und jedes Konzept sieht individuelle Siebkonfigurationen vor. Gemeinsam ist allen Konzepten, dass vergleichsweise große Siebflächen und die Kombination grober und feiner Rückhaltevorrückungen vorgesehen sind. Es wird darauf geachtet, die Quellen für Materialfragmente gering zu halten. Daher ist überwiegend der Einsatz von RMI und ggf. faserigem Isoliermaterial vorgesehen und die entsprechende Qualifikation von Lacken und sonstigen Beschichtungen sowie die Sauberhaltung des Sicherheitsbehälterinnenraums werden beachtet. Bei der Werkstoffauswahl werden neben der Anfälligkeit für Korrosion auch Aspekte hinsichtlich chemischer Reaktionen, die zu Ausfällungen führen können, berücksichtigt.

#### **2.2.4 Brennstoffoptimierung**

Insbesondere seit dem Reaktorunfall in Fukushima wird weltweit verstärkt an optimiertem Brennstoff für die in Betrieb befindlichen Leichtwasserreaktoren, sogenanntem Accident Tolerant Fuel (ATF), geforscht. Dieser soll den Umgebungsbedingungen nach einem Unfall, mit der Einwirkung von Dampf und sehr hohen Temperaturen, besser und länger widerstehen können als der heute meistverwendete Urandioxid-Brennstoff in Zircaloy-Hüllrohren. Ein weiterer Aspekt der Brennstoffoptimierung ist die Erhöhung der Wirtschaftlichkeit durch verbesserte Brennstoffausnutzung.

Möglichkeiten der Brennstoffoptimierung zur Verbesserung ihrer Widerstandsfähigkeit bei Stör- und Unfällen umfassen sowohl Änderungen des Brennstoffs selbst als auch der Hüllrohre. Hinter den Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten auf diesem Gebiet stehen insbesondere die Brennstoffhersteller Westinghouse, Framatome, Global Nuclear Fuel (GNF) und Rosatoms Tochterunternehmen TVEL. Die Nutzung von Zirkoniumhüllrohren mit einer Beschichtung, etwa aus Chrom, und die Verwendung von Urandioxidbrennstoff mit Chrom- oder Aluminiumdotierungen werden als Maßnahmen angesehen,

die in näherer Zukunft umsetzbar sein können. Ein größerer Vorteil hinsichtlich der Widerstandsfähigkeit in Unfallszenarien wird bei Hüllrohren aus SiC/SiC Verbundwerkstoffen und FeCrAl Legierungen als Hüllrohrwerkstoff und Brennstoffen auf der Basis von UN- oder USi-Verbindungen gesehen, die wegen verschiedener bestehender Herausforderungen eher auf längere Sicht einsetzbar sein können. Ob eine bessere Brennstoffausnutzung durch höheren Abbrand, ermöglicht durch höhere Anreicherung von U-235, erstrebenswert ist, wird kontrovers diskutiert. Mögliche wirtschaftliche Vorteile stehen hier sowohl regulatorischen als auch technischen Herausforderungen gegenüber.

Forschungsarbeiten zur Optimierung nuklearer Brennstoffe werden an mehreren Forschungseinrichtungen u. a. in Großbritannien, Schweden, der Tschechischen Republik und der Schweiz durchgeführt. Auch am Forschungsreaktor Petten in den Niederlanden erfolgen Tests zur Weiterentwicklung der Brennstoffe. Versuchsbrennstäbe und -elemente wurden in Europa bereits in den Reaktoren Doel-4 und Gösgen eingesetzt.

Herausforderungen in der Brennstoffoptimierung betreffen insbesondere die Produktion im industriellen Maßstab, Fragestellungen zur Wirtschaftlichkeit und Entsorgung sowie die Weiterentwicklung der Simulationstools.

### **2.2.5 Blitzschutz**

Auf dem Workshop zur periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) in Frankreich im Dezember 2020 wurde berichtet, dass ein Fokus der aktuellen PSÜ auf der Bewertung der natürlichen Einwirkungen liegt. Unter anderem wurde dabei auf das Thema Blitzschutz eingegangen. Vor diesem Hintergrund wurde von der GRS der Status zum Thema Blitzschutz in den Nachbarländern recherchiert. Hierzu wurde in erster Linie das deutsche Regelwerk, die EU-Stresstests, die „National Action Plans“, die Safety Standards der IAEA, Dokumente der WENRA und die CNS-Berichte herangezogen. Betrachtet wurden die Länder Belgien, Finnland, Frankreich, Großbritannien, Niederlande, Schweiz, Schweden, Spanien und die Tschechische Republik. Es wurden Pressemitteilungen gesichtet und so weit möglich Jahresberichte der Aufsichtsbehörde und Regelwerke der Länder.

Für die Auslegung zum Schutz der Anlage gegen die Einwirkung Blitz werden konventionelle Regelwerke, insbesondere die europäische Blitzschutz-Norm EN 62305, zu-

grunde gelegt, in einigen Nachbarländern auch die KTA-2206 des kerntechnischen Ausschusses. Die französische Aufsichtsbehörde ASN ist der Ansicht, dass die konventionelle Norm EN 62305 Teil 1 bis 4 nicht mehr erlaubt, ein ausreichendes Sicherheitsniveau für die Kernkraftwerke zu halten. An der Bewertung der Einwirkung Blitz durch EdF für die französischen Anlagen bemängelt ASN, dass diese auf Informationen beruht, die nicht vollständig die aktuelle Situation in den Anlagen widerspiegeln. Dementsprechend steht das Thema Blitzschutz unter anderem im Fokus der vierten periodischen Sicherheitsüberprüfung der 900er-Baureihe. Dementsprechend führt EdF weitere Untersuchungen zu Ein- und Auswirkungen von Blitzeinschlägen durch, wie z. B. im Rahmen einer Doktorarbeit zur Modellierung indirekter Einwirkungen durch Blitz.

In den anderen betrachteten Ländern haben die EU-Stresstests zu keinen konkreten Aktionen in den National Action Plans geführt, und die Aufsichtsbehörden bewerten die Auslegung gegen die Einwirkung Blitz als adäquat.

## **2.2.6 Dampferzeugerheizrohrintegrität**

Die Dampferzeuger-Heizrohre stellen bei Druckwasserreaktoren die direkte Barriere (Aktivitätsbarriere) zwischen Primärkreis und dem Wasser-Dampfkreislauf dar. Aus diesem Grund muss die Integrität der ca. 4.000 Heizrohre pro Dampferzeuger sichergestellt sein und die Bildung von Leckagen möglichst vermieden werden. Aus der weltweiten Betriebserfahrung ist bekannt, dass Schädigungen Leckagen, Lecks und Abrisse von Dampferzeuger-Heizrohren hervorrufen können, was einen Übertritt von Primärkühlmittel in den Wasser-Dampfkreislauf zur Folge hat.

Der Fokus des Berichts liegt auf der Zusammenstellung der internationalen Betriebserfahrung mit großen Lecks und Brüchen und deren Ursachen. Darüber hinaus wird auch die Betriebserfahrung in Deutschland behandelt.

In den 70er Jahren führten vor allen Dingen Flächenkorrosion (Wastage) und Verformungen (Denting) der Dampferzeuger-Heizrohre zu Schäden. Die anschließende Umstellung auf eine phosphatfreie Wasserchemie im Sekundär-Kühlkreislauf reduzierte den Schadensmechanismus Wastage in den Folgejahren signifikant. Phosphatreste im Kühlmedium riefen jedoch auch nachgelagerte Wastage-Schäden an Dampferzeuger-Heizrohren hervor. Die Maßnahmen gegen Denting umfassten die Vermeidung von Ablagerungen aus Korrosionsprodukten und konstruktiv verbesserte Halterungen der Dampferzeuger-Heizrohre.

Die Schäden infolge Spannungsrisskorrosion an Heizrohren aus Alloy 600 führten im Ausland zu umfangreichen Dampferzeuger-Austauschprogrammen, bei denen korrosionsbeständigere Dampferzeuger-Heizrohrwerkstoffe (Alloy 690 und Alloy 800) zum Einsatz kamen. Dies – im Zusammenhang mit Maßnahmen zur Verbesserung der Sekundärkreislauf-Wasserchemie und der Halterungskonstruktionen – führte zu einem erheblichen Rückgang der Heizrohrschäden.

In Deutschland war der Anteil an Schädigungen durch Spannungsrisskorrosion aufgrund des eingesetzten Werkstoffs Alloy 800 und der von Beginn an günstigeren Halterungskonstruktion bis 2017 sehr gering. Jedoch wurden in jüngster Zeit vor allem in einer Anlage vermehrt Rissbildungen durch Spannungsrisskorrosion in Dampferzeuger-Heizrohren gefunden, die von der Sekundärseite ausgingen und durch Eintrag von Verunreinigungen aus Kondensatorleckagen verursacht wurden. Leckagen sind bisher dadurch nicht entstanden.

### **2.2.7 Hüllrohrkorrosion**

In mehreren deutschen KKW mit DWR wurde in den letzten Jahren am oberen Ende der Brennstäbe (BS) im Übergangsbereich der aktiven Brennstabzone zum oberen Plenum eine erhöhte Dicke der Oxidschicht auf Brennstab-Hüllrohren (BS-HR) gefunden. In allen Fällen handelt es sich dabei um HR aus der Zirkon-Niob-Legierung M5.

Ähnliche Beobachtungen wurden auch von Brasilien aus dem Kernkraftwerk Angra-2, einem Vor-Konvoi Druckwasserreaktor von Siemens/KWU berichtet. Weiterhin ist dieses Phänomen auch in verschiedenen Druckwasserreaktoren in Frankreich aufgetreten.

Das Brennstabhüllrohr ist die erste Barriere. Bei der Auslegung von Brennstäben ist der Erhalt der mechanischen Integrität ein wesentlicher Aspekt. Mit zunehmender Oxidschicht 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 von aktiver Zone zum oberen Plenum sind keine Brennstabschäden aufgetreten.

Der Bericht stellt die bisher aufgetretene Betriebserfahrung und die Diskussion möglicher Ursachen dar.

Für den Werkstoff M5 wird üblicherweise eine abbrandabhängige Oxidschichtdicke erwartet, die für einen Abbrand von 70 MWd/kgU bis zu ca. 40 µm erreicht. In einigen Fällen wurde der für den Betrieb der Anlage zulässige Grenzwert für die Oxidschichtdicke von umfangsgemittelt 100 µm bzw. lokal 130 µm an einzelnen Brennstäben überschritten.

Zur Untersuchung und sicherheitstechnischen Bewertung der aufgetretenen erhöhten Oxidschichtdicken wurde eine Arbeitsgruppe der deutschen Reaktorsicherheitskommission (RSK) einberufen. Diese Arbeitsgruppe analysierte verschiedene mögliche beitragenden Faktoren und Ursachen für dieses Phänomen und gab Empfehlungen für weitergehende Untersuchungen, Anpassungen der Kernausslegung und der Betriebsweise der Anlagen, die in einer Empfehlung der RSK mündeten /RSK 20/.

Die Ursache für die erhöhte Oxidschichtbildung ist noch nicht geklärt. In der einberufenen RSK-Arbeitsgruppe werden diesbezüglich verschiedene Hypothesen wie sensitive Werkstoffchargen, lokale oxidative Bedingungen und thermomechanische Beanspruchungen diskutiert.

### **2.2.8 KI-Anwendungen**

In den letzten Jahren hat die Anwendung von Methoden und Analyseverfahren zur künstlichen Intelligenz (KI) in vielen Bereichen der Industrie zugenommen. Dazu gehören z. B. die Bereiche autonomes Fahren, Robotik, maschinelles Lernen, Spracherkennung und deren inhaltliches Verstehen, sowie die Auswertung großer Datenmengen und die Erkennung von Mustern und Zusammenhängen in diesen (Big Data). Im Bereich der kerntechnischen Anlagen sind bisher noch keine etablierten Verfahren in der Anwendung. Aktuell werden aber in vielen Teilbereichen Untersuchungen zum Einsatz dieser Methoden durchgeführt.

Gefördert werden sie unter anderem durch Forschungsmittel von Behörden einzelner Länder und der Industrie. So unterstützt z. B. die U.S amerikanische Behörde DOE solche Untersuchungen im Rahmen eines großen Förderprogramms zur Digitalisierung der

Energiewirtschaft. In der Industrie gehen Firmen wie EDF und Framatome Kooperationen mit Softwareunternehmen ein, die auf die Anwendung von KI spezialisiert sind, um eigene Projekte voranzutreiben.

In dem Bericht werden beispielhaft einige aktuell laufende Aktivitäten sowie Untersuchungen zu konkreten Anwendungen vorgestellt. Dies ist beispielsweise eine Anwendung zur automatischen Erkennung von Rissen unter Wasser stehender Komponenten in Reaktoren durch Auswertung von Videoaufnahmen. Ein anderes Beispiel behandelt die Steuerung von Sicherheitsventilen eines Druckhalters mit einem KI-Analysemodell. Bei den ausgesuchten konkreten Anwendungen handelt es sich um punktuelle Untersuchungen in denen Analysemethoden auf Basis maschinellen Lernens eingesetzt wurden. Nicht enthalten sind die Robotik, deren Fortschritte z. B. in stark kontaminierten Bereichen zum Einsatz kommen, und die indirekt die kerntechnische Sicherheit betreffenden Anwendungen wie z. B. die Vorhersage von Extremwetterlagen oder Erdbeben sowie der Einsatz bei der Entwicklung von Mensch-Maschine Schnittstellen.

Die aufgeführten Beispiele zeigen, dass die Erprobungen ein breites Spektrum möglicher Anwendungen aufspannen. Dennoch werden bisher keine dieser Anwendungen in der betrieblichen Praxis eingesetzt. Am weitesten fortgeschritten scheinen hier die Anwendungen in der Optimierung von Simulationsrechnungen zu sein, wo sich ein erhebliches Einsparpotenzial bezüglich Analyseaufwand bei Parameterstudien und Unsicherheitsanalysen bei Einsatz von KI-Methoden zeigt.

Insgesamt zeigt sich, dass derzeit erst die Möglichkeiten zum Einsatz von KI ausgelotet werden und sich die aktuellen Aktivitäten noch auf Forschungsarbeiten beschränken.

Weiterhin ergeben sich Fragen bezüglich der Zuverlässigkeit der Ergebnisse von KI-Methoden basierend auf maschinellem Lernen, die beantwortet werden müssen, bevor eine Implementierung in sicherheitsrelevanten Bereichen von kerntechnischen Anlagen stattfinden kann.

Schließlich gibt es auch noch keine regulatorischen Vorgaben oder Anforderungen an Analysesysteme, die auf künstlicher Intelligenz und hier insbesondere maschinellem Lernen basieren. Hiermit müssten sich vor einem Einsatz auch die entsprechenden Regulierungsbehörden auseinandersetzen.

### 2.2.9 RDB-Anzeigen Wasserstofflocken

In den belgischen Kernkraftwerke Doel, Block 3 (Doel-3), und Tihange, Block 2 (Tihange-2), wurden während der Revision 2012 im Grundwerkstoff der RDB-Mantelringe einige Tausend ebene, flächige Anzeigen gefunden, die meist in größerer Tiefe des Grundwerkstoffs nahezu parallel zur Oberfläche liegen. Die Anlagen wurden vorerst abgeschaltet und in den folgenden Jahren wurden intensive Untersuchungen zur Ursachenklärung und zum Nachweis der Integrität der RDB durchgeführt. Nach Auswertung weiterer gezielter Ultraschallprüfungen sowie einer Reihe von experimentellen und theoretischen Untersuchungen wurden die Anzeigen in den RDB von Doel-3 und Tihange-2 als wasserstoffinduzierte Fehler (sogenannte „Wasserstofflocken“) identifiziert. Zum Integritätsnachweis wurde ein adaptiertes amerikanisches Berechnungsverfahren eingesetzt und Untersuchungen zum Einfluss von Seigerungen und Wasserstofflocken auf das Versprödungsverhalten des Werkstoffs durchgeführt, die letztendlich zu einem Zuschlag von 85°C auf die Spröbruchübergangstemperatur am Ende der 40 Jahre Betriebszeit führte. Dieser Nachweis erfolgte in mehreren Iterationsschritten und wurde von einer international besetzten Expertenkommission begleitet. FANC kam nach Prüfung aller Unterlagen zu dem Schluss, dass die Integrität der Reaktordruckbehälter für einen 40-jährigen Betrieb nachgewiesen wurde und erteilte im November 2015 die Erlaubnis zum Wiederanfahren der Reaktoren. Aus Sicht der RSK sind die meisten Aspekte im Sicherheitsnachweis plausibel nachvollziehbar. Als offener Punkt wird jedoch noch Untersuchungsbedarf zur Validierung des eingesetzten Berechnungsmodells beim Integritätsnachweis gesehen /RSK 18/.

Die Befunde in den belgischen RDB haben auch im internationalen Bereich zu Folgeaktivitäten geführt. So hat WENRA im Jahr 2013 den anderen europäischen Aufsichtsbehörden empfohlen, eine Überprüfung der Fertigungsqualität aller RDB vorzunehmen, indem die Dokumentationslage zur Fertigung und Prüfung der Schmiedeteile überprüft werden soll, um dann ggf. zusätzliche Prüfungen im Grundwerkstoff durchzuführen.

In den Anlagen von Deutschland und denen der angrenzenden Nachbarländer Frankreich, Niederlande und Tschechische Republik ergaben die Überprüfungen keine unerwarteten Anzeigen in den RDBs.

In der Schweiz wurden 2015 bei der Überprüfung in Beznau-1 Anzeigen gefunden, die denen der belgischen Anlagen ähnelten. Die Anlage wurde abgeschaltet und weitere Schritte zur Untersuchung eingeleitet. Die Auswertungen ergaben, dass nichtmetallische

Einschlüsse vom Typ Aluminiumoxid ( $\text{Al}_2\text{O}_3$ ) die Ursache für die Ultraschallanzeigen sind. Daraufhin wurde ein neuer Sicherheitsnachweis für den betroffenen RDB erstellt. Kern des Nachweises bildet der Beleg, dass die Aluminiumoxid-Einschlüsse keinen negativen Einfluss auf die Materialeigenschaften des Reaktordruckbehälters und damit auf die Sicherheit haben, was von ENSI nach Prüfung aller eingereichten Unterlagen im März 2018 bestätigt wurde /ENS 18/.

#### **2.2.10 Technologisches Veralten**

Das Thema des Veraltens von Technologien in Kernkraftwerken ist seit den frühen 1990er Jahren zunehmend in den Fokus der Betreiber, Aufsichtsbehörden, internationalen Organisationen und Forschungseinrichtungen gerückt. Allgemein wird als Obsoleszenz das Veralten von Technologien oder Konzepten bezeichnet. Auch auf Kenntnisse des Personals kann der Begriff angewendet werden. Die technologische Obsoleszenz äußert sich primär in der Nicht-Verfügbarkeit von Ersatzteilen und erfordert die Entwicklung von Lösungsstrategien. Hier sind Reparaturen, Nachbauten, Reverse Engineering und Redesign möglich.

Weltweit befassen sich diverse Forschungseinrichtungen mit der Thematik des technologischen Veraltens in Kernkraftwerken. Dazu gehören u. a. das EPRI in Kalifornien, Energiforsk in Schweden und das Joint Research Centre der Europäischen Kommission. Auch Hersteller wie Framatome oder Westinghouse entwickeln Alternativen zu obsolet gewordenen Komponenten.

Die WENRA und die IAEA haben Empfehlungen und Leitlinien zum Umgang mit Obsoleszenz herausgebracht. Im Allgemeinen wird von den verschiedenen Organisationen als Herangehensweise ein Vorgehen in drei Schritten nahegelegt. Dieses umfasst die Identifikation der technischen Einrichtungen, die anfällig für Obsoleszenz sind, ihre Priorisierung und die Entwicklung jeweils geeigneter Lösungen. Von Bedeutung für den Erfolg der Strategie ist dabei ein vorausschauendes Vorgehen mit einer Beobachtung des Marktes hinsichtlich Anzeichen, die auf eine drohende Obsoleszenz hindeuten können.

Alle Nachbarländer betreiben ihre Kernkraftwerke bereits länger als 40 Jahre oder planen einen solchen Langzeitbetrieb und sind daher von dem Problem der Obsoleszenz betroffen. Seit den 1990er Jahren wurden zunehmend systematische Lösungsstrategien

für das Alterungsmanagement entwickelt, die auch die Obsoleszenz einschließen. Häufig wird so lange wie möglich auf Reparaturen, Überholungen und Nachbauten der Originalteile gesetzt. Modernisierungen wie beispielsweise ein Umstieg von analoger auf digitale Leittechnik erfolgen seltener und meist nur teilweise. Eine insbesondere in Frankreich angewandte, vorausschauende Lösungsstrategie sind langfristige Verträge mit Lieferanten und Herstellern über Ersatzteillieferungen und technischen Support. Kontrovers ist der Standpunkt der Länder zur Nutzung von Ersatzteilen, die nicht über eine Qualifikation nach nuklearen Standards verfügen oder nach fremden Standards qualifiziert sind.

### **2.2.11 Überflutung**

Es wurde ein Statusbericht zum Thema „Schutz vor Überflutung bei grenznahen Kernkraftwerken“, welcher auf der generischen Fragestellung GI 204 der amerikanischen nuklearen Regulierungskommission NRC basiert, erstellt /NRC 20/. Dieser enthält neben einer einleitenden, kurzen Wiedergabe des Inhalts des GI 204 sowie Beispielen für Überflutungs- oder Hochwasserszenarien die Darstellung der Situation bezüglich Überflutungsszenarien, Auslegung und Überflutungsschutz für die Anlagen von vier grenznahen Ländern. Die Betrachtung beinhaltet die zugrunde gelegten Bemessungshochwässer und Hochwasserschutzmaßnahmen der einzelnen Anlagen und deren Neubewertungen, die im Rahmen der Stresstests und periodischen Sicherheitsüberprüfungen durchgeführt wurden, sowie die daraus resultierenden Verbesserungen und Nachrüstungen. Die durchgeführten Gefährdungsanalysen berücksichtigen hierbei nicht nur Primärereignisse sondern auch Ereigniskombinationen und etwaige Folgeereignisse. Für fast alle betrachteten Anlagen wird mittlerweile ein Hochwasser mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}/a$  als Bemessungshochwasser angesetzt, was dem internationalen Standard entspricht. Die Untersuchung hat ergeben, dass die bestehenden Maßnahmen zum Schutz vor Überflutungsereignissen geeignet sind bzw. verbessert wurden. Nichtsdestotrotz sind Detailfragen, wie zum Beispiel zu Überflutungsursachen und Ermittlungsmethoden, offengeblieben, die in einem separaten Bericht zu Hydrologischen Einwirkungen im AP 3 vertieft untersucht wurden.

Im Jahr 2023 wurde der Bericht um Untersuchungen zu lokalen Starkniederschlägen und ggf. daraus resultierenden Sturzfluten ergänzt. In Bezug auf lokale Starkregenereignisse, die entweder direkt auf das Anlagengelände niedergehen oder mittelbar durch Sturzfluten auf die Anlagen einwirken, ist festzustellen, dass alle Anlagen durch Regen direkt auf dem Anlagengelände betroffen sein können. Die Detailtiefe der Regelungen

zu Starkregen unterscheiden sich zwischen den untersuchten Ländern stark. Frankreich gibt sehr detaillierte Anforderungen zu Untersuchungen und Randbedingungen im kerntechnischen Regelwerk vor, während die Schweiz die zu unterstellende Regenmenge vorgibt und darauf basierend Untersuchungen fordert. In den Niederlanden ist die Untersuchung von Starkregenereignissen auch gefordert, allerdings wird die Untersuchungstiefe nicht geregelt und die Anforderungen werden auch nicht weiter detailliert. Da das belgische Regelwerk nicht auf Deutsch oder Englisch verfügbar ist, können die belgischen Regelungen zu Starkregen nicht zuverlässig ausgewertet werden.

Hinsichtlich sturzflutartiger Ereignisse ist festzustellen, dass die große Mehrheit der Anlagen eine günstige topographische Anlagensituation aufweist und somit sturzflutartige Ereignisse nicht zu unterstellen sind. Auf Grund der vorliegenden topographischen Informationen sind für die Anlagen Tihange (Belgien), Mühleberg (Schweiz), Cattenom, Chooz, Civaux, Cruas, Paluel und Penly Wasserzufluss von außerhalb in Richtung der Anlage nicht völlig auszuschließen. Sturzflutartige Ereignisse sind allerdings nur in einigen wenigen Fällen zu erwarten bzw. nicht sicher auszuschließen (Tihange, Mühleberg, Cruas, Paluel und Penly).

### **2.2.12 Notkühlsysteme**

Notkühlsysteme dienen dazu, nach erfolgter Abschaltung des Reaktors bei Störfällen den Reaktorkern längerfristig zu kühlen, um Kernschäden durch die Einwirkung der Nachzerfallswärme zu verhindern. Sie erfüllen die Funktionen der Kühlmittleinspeisung in den Primärkreis, der Wärmeabfuhr aus dem Kern und der Sicherung der Unterkritikalität und kommen insbesondere bei Kühlmittelverluststörfällen, Dampferzeugerheizrohrbrüchen und Unterkühlungstransienten durch Lecks im Sekundärkreis zum Einsatz. Häufig sind Notkühlsysteme mit dem Nachkühlsystem eng verbunden. Auch Schnittstellen zu anderen Systemen, wie dem Containmentsprühsystem, dem Volumenregelsystem oder dem Brennelementbeckenkühlsystem, sind möglich.

In diesem Bericht werden Informationen zu den Notkühlsystemen der grenznahen Anlagen an den Standorten Borssele, Tihange, Doel, Cattenom, Beznau, Gösgen und Leibstadt zusammengestellt und verglichen. Diese wurden zwischen 1969 und 1991 in Betrieb genommen und stammen von verschiedenen Herstellern. Bei den jüngeren Anlagen ist neben der Leistung tendenziell auch der Grad der Redundanz und der Unabhängigkeit redundanter bzw. diversitärer Systeme oder Systemteile höher als bei den älteren Anlagen. Beispielsweise wurde das Sicherheitseinspeisesystem in Beznau

anfangs nur einsträngig ausgelegt, später wurde eine mehrsträngige Auslegung üblich. In Beznau wurde der Redundanzgrad durch Nachrüstungen nachträglich erhöht. Beim Siedewasserreaktor in Leibstadt wird bezüglich der Notkühlsysteme stärker auf Diversität als auf Redundanz gesetzt. Boriertes Wasser für die Sicherheitseinspeisung wird bei den Druckwasserreaktoren aus Flutbehältern entnommen, von denen meist einer pro Block, teilweise auch ein Behälter pro Strang des Notkühlsystems vorhanden ist. Zusätzlich kann bei allen DWR passiv Wasser aus Druckspeichern eingespeist werden. Beim SWR stammt das Wasser für die Notkühlsysteme aus den Kaltkondensatbehältern. Die Einspeisung ist meist sowohl in den kalten als auch in den heißen Strang der Primärkreisloops möglich, bei den Westinghouse-2-Loop Anlagen in den kalten Strang oder direkt in den RDB. Beim SWR erfolgt die Einspeisung über eine Speisewasserleitung oder durch Sprühen auf den Reaktorkern. Die Notkühlsysteme können in Verbindung zu anderen betrieblichen oder Sicherheitssystemen stehen. Häufig werden dieselben Pumpen für das Nachkühlsystem und die Niederdruckeinspeisung verwendet. Auch Verbindungen zum Volumenregelsystem, Containmentsprühsystem oder Brennelementbeckenkühlsystem kommen vor. In allen Anlagen wird das Kühlmittel im Rezirkulationsbetrieb aus dem Sumpf zurück in den Reaktorkühlkreislauf gefördert, wenn die genannten Wasservorlagen erschöpft sind.

### **2.2.13 Containment-Druckentlastung**

Die Vermeidung einer Freisetzung radioaktiver Stoffe bei einem Störfall ist eines der Schutzziele für ein Kernkraftwerk. Dementsprechend muss unter anderem die Integrität des Containments bei einem Störfall gewährleistet sein.

Im Falle eines Druckanstiegs im Containment durch Wasserdampf bei einem Störfall kann das Containment dagegen ausgelegt sein oder es sind Systeme zur Kondensation des Wasserdampfs installiert, welche den Druck begrenzen oder abbauen.

In dem Bericht wurden die verschiedenen Designs von Kernkraftwerken in unterschiedlichen Ländern (Frankreich, Belgien, Niederlande, Schweiz, Tschechische Republik) und die Systeme zur Sicherstellung der Integrität des Containments, insbesondere Containment-Sprühsysteme und Druckentlastungssysteme, betrachtet.

Je nachdem wie das Containment eines Druckwasserreaktors gegen auftretenden Überdruck ausgelegt wurde, wurde ein Sprühsystem zur Kondensation von Wasserdampf

installiert oder war nicht notwendig. Die betrachteten Druckwasserreaktoren, deren Containment nicht als Volldruck-Containment ausgelegt wurden, besitzen alle ein Containment-Sprühsystem. Anlagen russischer Bauart besitzen, neben dem Bubbler-Condenser-Systeme zur Kondensation von Wasserdampf, zusätzlich ein Containment-Sprühsystem.

Siedewasserreaktoren besitzen ein System, um Wasserdampf zu kondensieren. Dieses passive System arbeitet ebenso wie das Bubbler-Condenser-System automatisch, sobald ein ausreichender Überdruck durch z. B. durch entstehenden Wasserdampf im Containment vorhanden ist.

Die jeweiligen Sprühsysteme in den Anlagen unterscheiden sich hinsichtlich der Ausführung (z. B. Anzahl von Strängen, Vorhandensein von Kühlern) als auch hinsichtlich der Aktivierung des Sprühsystem (automatisch oder manuell). Alle Systeme sind für einen langfristigen Betrieb ausgelegt, indem dann Wasser aus einem Sumpf oder einem anderen tiefsten Punkt innerhalb des Containments angesaugt und zum Sprühen verwendet wird.

Sofern die Kondensation des Wasserdampfes zum Druckabbau innerhalb des Containments nicht ausreicht, wurden die meisten Anlagen westlicher Bauart mit einer gefilterten Druckentlastung nachgerüstet, um die Integrität des Containments sicherzustellen.

#### **2.2.14 Hochabbrand**

Der Abbrand des Kernbrennstoffs ist ein Maß dafür, dessen Energieausbeute während des Betriebs darzustellen. Die gewählte Einheit ist dabei MWd/t bzw. GWd/t, wobei t eine Tonne U darstellt. Die Angabe des Abbrands kann dabei den Mittelwert des gesamten Kerns beschreiben. Es ist aber auch möglich, den Abbrand bis auf Pellet-Ebene zu beschreiben. Aufgrund der heterogenen Verteilung des Abbrands ist dieser allerdings sogar innerhalb der kleinsten Ebene im Kern, den Brennstoffpellets, unterschiedlich. Daraus folgt, dass der Abbrand einzelner Brennelemente bzw. Brennstäbe innerhalb des Kerns nicht gleichmäßig verteilt ist. So bedeutet z. B. ein mittlerer Abbrand von 62 GWd/t, dass der maximale Abbrand einiger Brennelemente durchaus bei etwa 72 GWd/t liegt /NUC 22/.

Der zulässige Abbrand ist vom Jahr 1970 bis heute von etwa 40 GWd/t auf teilweise über 70 GWd/t gestiegen, da die Leistungsfähigkeit der Brennelemente immer weiter

gestiegen ist. Dies ist vor allem durch beständigere Hüllrohre und eine höhere Anreicherung des Brennstoffs erreicht worden. Die aktuelle Grenze liegt hier in Leistungsreaktoren bei 5%. Eine Definition, die beschreibt, ab wann von Hochabbrand (also extreme Ausnutzung des Brennstoffs) gesprochen wird, ist in jedem Land unterschiedlich. Auch bei den unterschiedlichen Brennstoffen UOX und MOX wird bei jeweils anderen Energieausbeuten von Hochabbrand gesprochen /WOR 22/.

Die Hauptmotivation bei der Erhöhung des Abbrands ist die effizientere Ausnutzung des Brennstoffs, wodurch u. a. die Brennelemente seltener ausgetauscht werden müssen und die Verfügbarkeit des Reaktors gesteigert wird. Andererseits ergeben sich auch Nachteile durch eine längere Nutzung der Brennelemente, wie etwa eine gesteigerte Nachzerfallswärme und Aktivität, was die gesamte Handhabung nach dem Betrieb aufwendiger macht. Insgesamt ergibt sich aus den Vor- und Nachteilen eines gesteigerten Hochabbrands ein Grenzwert, dessen Überschreitung aus ökonomischer Sicht nicht sinnvoll ist. Mit wachsendem Abbrand nimmt zudem das Risiko eines Versagens der Brennstäbe bzw. Brennelemente zu.

Die Steigerung des Abbrands bringt sowohl Vor- als auch Nachteile mit sich, sodass jedes Land eigenständig abwägt, wie es mit Hochabbrand umgeht. Dementsprechend wird die Handhabung dieses Themas in den westlichen Nachbarländern unterschiedlich angegangen.

In Belgien und Frankreich wird der Brennstoff durchschnittlich etwa bis zu einem Abbrand von 50GWd/t genutzt. In den Niederlanden und der Schweiz wird mit mittleren Abbränden von etwa 60GWd/t gearbeitet. Unabhängig davon wird in allen Ländern bei den Hüllrohren auf M5<sub>Framatome</sub> gesetzt. In der Schweiz wird unter Umständen bald eine mit Chrom überzogene Variante verwendet, um einen sicheren Betrieb bei noch höheren Abbränden zu ermöglichen.

Die Anreicherung wird auch verschieden angegangen. In Frankreich liegt sie zwischen 3,7% bis 4,25%, in den Niederlanden bei etwa 4,4%, in Belgien bei 4,6% und in der Schweiz nahezu 5%. Eine Überschreitung der Grenze von 5% ist aktuell in diesen Ländern nicht vorgesehen.

Die Forschung an ATF und korrosionsbeständigeren Hüllrohren wird in allen genannten Ländern vorangetrieben, sodass möglicherweise mit fortschreitender Entwicklung der

Hochabbrand weiter gesteigert werden kann. Zum besseren Verständnis des Hochabbrands führt die OECD/NEA einzelne Forschungsprojekte zu Einwirkungen auf Brennstoff und Hüllrohren zusammen. Der Fokus bei der Brennstoffforschung liegt hauptsächlich auf FFRD (Brennstofffragmentierung, Neuverteilung und Streuung) und Spaltgasfreisetzung, sowie auf dem Verhalten bei verschiedenen Extremsituationen, wie z. B. LOCA oder RIA. Die Untersuchungen der Hüllrohre konzentrieren sich überwiegend auf mechanische Belastungen und Korrosionseffekte.

### **2.2.15 Lastfolgebetrieb**

Energiesysteme weisen stets zeitliche Änderungen des Bedarfs an elektrischer Leistung auf. Diese Änderungen beruhen beispielsweise auf der vermehrten Nutzung von Elektrogeräten in Privathaushalten zu bestimmten Tageszeiten oder auf dem veränderlichen Betrieb von Industrieanlagen. Deshalb ist neben der Bereitstellung von Grundlast durch die im Energiesystem vorhandenen Kraftwerke (konventionell und nuklear) zu bestimmten Zeiten auch eine Anpassung der erzeugten elektrischen Leistung erforderlich. Aufgrund des steigenden Anteils von Erneuerbaren Energieträgern wie Windkraft und Photovoltaik an der Stromerzeugung steigen zudem sowohl die Häufigkeit von Schwankungen der erzeugten Leistung als auch deren Amplitude. Zudem sind diese Schwankungen aufgrund der Abhängigkeit Erneuerbarer Energieträger von zeitlich veränderlichen Wetterbedingungen nicht vollständig vorhersehbar. Hinzu kommen saisonale Schwankungen des Verbrauchs. So ist der Bedarf an elektrischer Leistung im Winter generell höher als im Sommer.

In Kontinentaleuropa sind die Erzeuger und Verbraucher im europäischen Verbundsystem miteinander verbunden. Lokale Änderungen des Bedarfs oder der Erzeugung lassen sich anhand von Schwankungen der Netzfrequenz identifizieren. Die Netzfrequenz des europäischen Verbundnetzes darf sich zum Zweck der Sicherstellung der Netzstabilität und Versorgungssicherheit der Verbraucher stets nur in einem Bereich zwischen 49,8 und 50,2 Hertz bewegen (Sollwert 50 Hertz). Schwankungen der Netzfrequenz können durch eine kurzfristige Erhöhung oder Absenkung der bereitgestellten elektrischen Leistung oder, falls erforderlich und nicht anders möglich, durch eine kurzfristige Abschaltung von Verbrauchern (sogenannter Lastabwurf) ausgeglichen werden. Die kurzfristige Erhöhung oder Senkung der bereitgestellten Strommenge zur Anpassung an die Anforderungen des Übertragungsnetzbetreibers wird als Lastfolgebetrieb bezeichnet. Für den Lastfolgebetrieb kommen neben vergleichsweise schnell regelbaren Anlagen wie Pumpspeicherwerken und Gaskraftwerken auch Kernkraftwerke infrage.

Die in den Nachbarländern Deutschlands betriebenen Kernkraftwerke sind grundsätzlich technisch dazu in der Lage, im Lastfolgebetrieb gefahren zu werden. Die praktische Ausführung unterscheidet sich dabei abhängig von den länderspezifischen Besonderheiten. Während in Frankreich aufgrund der großen Rolle der Kernenergie bereits seit längerem der variable Betrieb von Kernkraftwerken einen festen Bestandteil der Stromversorgung darstellt, wird vom Lastfolgebetrieb in Ländern mit geringerem Anteil der Kernenergie an der Stromerzeugung in deutlich geringerem Ausmaß Gebrauch gemacht. In der Schweiz stellen Kernkraftwerke auf Anfrage durch den Netzbetreiber negative Tertiärregelleistung zur Verfügung. In Belgien, den Niederlanden und Tschechien sind die technischen Voraussetzungen für einen Lastfolgebetrieb zwar grundsätzlich vorhanden, allerdings werden Kernkraftwerke dort im Wesentlichen zur Bereitstellung der Grundlast eingesetzt.

#### **2.2.16 Maßnahmen Kernschmelze**

Im Falle eines schweren Unfalls mit Kernschmelze ist ein Hauptziel der Schutz der Containmentintegrität zur Vermeidung einer Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung. Hierzu gibt es verschiedene Strategien, die darauf abzielen, das geschmolzene Kernmaterial durch Kühlung entweder bereits im Reaktordruckbehälter (In-Vessel-Retention, IVR) oder nach dessen Versagen innerhalb des Containments (Ex-Vessel-Retention, EVR) zu stabilisieren. Bei der EVR-Strategie wird die Reaktorgrube vor dem Austreten der Schmelze aus dem RDB entweder trocken gehalten, um das Risiko von Dampfexplosionen zu verringern, oder geflutet, um eine Dispersion des Coriums und verbesserte Kühlbarkeit zu erreichen.

In den verschiedenen Anlagen der Nachbarländer kommt sowohl die IVR- als auch die EVR-Strategie zur Anwendung – häufig auch in Kombination.

Nur bei den Reaktoren im belgischen Tihange, den französischen Reaktoren und dem EPR wird die Ausbreitungsfläche für die Kernschmelze bis zum Versagen des RDB definitiv trocken gehalten. Dabei verfügt allein der EPR als Reaktor der dritten Generation über einen bereits in der Auslegung vorgesehenen Core Catcher. Auch in Beznau und Temelín soll die Wärme des schmelzenden Reaktorkerns zunächst primär durch Einspeisen in den RDB und nicht durch Kühlung des RDB von außen abgeführt werden. Hier ist es jeweils vorgesehen, nach dem Austritt der Schmelze aus dem RDB die Reaktorgrube bzw. den Core Catcher zu fluten, um das Corium zu kühlen. Der Core Cat-

cher des EPR verfügt zudem über Kühlkanäle im Boden, sodass die Kühlung der Schmelze von oben und unten erfolgen kann.

In den anderen Anlagen wird die Reaktorgrube bereits vor dem Versagen des RDB geflutet, um einerseits diesen von außen zu kühlen und andererseits unterhalb des RDB eine Wasservorlage zu schaffen, in die geschmolzene Kernbestandteile eintropfen können. Im Allgemeinen wird dabei davon ausgegangen, dass diese Maßnahme das Versagen des RDB nicht in jedem Fall verhindern, aber zumindest verzögern kann. Für die Anlage in Leibstadt geht aus den Quellen nicht eindeutig hervor, ob die Flutung der Druckkammer auch dazu dient, den RDB von außen zu kühlen oder nur dazu, die Schmelze nach dessen Versagen in der vorbereiteten Wasservorlage aufzufangen.

Teilweise wird über Nachrüstungen berichtet, durch die die Kühlbarkeit des beschädigten Reaktorkerns verbessert werden soll. Dazu gehören Messeinrichtungen, die in Frankreich die Trockenhaltung der vorgesehenen Ausbreitungsfläche überwachen sollen, sowie das EASu System, das in französischen Anlagen nachgerüstet wird, um die Wärmeabfuhr aus dem Containment nach Eintritt der Kernschmelze zu verbessern. Teilweise ist dort auch eine Verstärkung des Fundaments geplant. Zur Zuleitung von Kühlmittel in die Reaktorgrube wurde in Borssele eine Rohrleitung ergänzt, wohingegen in Dukovany ein Lüftungskanal für diesen Zweck verwendet werden kann.

### **2.2.17 Starkwind und Tornado**

Neben Erdbeben und Überflutung stellen Starkwinde eine weitere wichtige naturbedingte Einwirkung dar. Im Unterschied zu den beiden erstgenannten Einwirkungen existieren für Windlasten bisher jedoch kaum detaillierte Anforderungen in den kerntechnischen Regelwerken der europäischen Länder. Dies ist auf die klimatischen Bedingungen in Mitteleuropa zurückzuführen, aufgrund derer extreme Windereignisse im globalen Vergleich eher selten (und auch dann mit eher geringerer Intensität) auftreten.

Hinsichtlich der anzusetzenden Lasten und baulichen Auslegung für (auf lokaler Ebene) lineare Starkwindereignisse wird in vielen europäischen Ländern bisher das konventionelle Regelwerk, also die Eurocodes bzw. die darauf aufbauenden nationalen Normen, angewandt. Dieses stellt jedoch auf relativ häufige (50-jährliche) Ereignisse ab, was in der Kerntechnik als nicht ausreichend angesehen wird. Daher werden für die Auslegung und sicherheitstechnische Bewertung von Kernkraftwerken in der Regel seltenere Ereig-

nisse (mit Überschreitenswahrscheinlichkeiten  $\leq 10^{-4}/a$ , entsprechend den Anforderungen der WENRA SRL /WEN 21/) zugrunde gelegt. Die bauseitige Auslegung und Nachweisführung erfolgt dann meist wieder nach dem bewährten methodischen Ansatz des Eurocodes.

Für Tornado-Einwirkungen gibt es in den meisten europäischen Ländern kein spezifisches Regelwerk. Generell wird die Einwirkung Tornado in Europa auch erst seit wenigen Jahren als eigenständige Einwirkung betrachtet, da starke Tornados in Europa eher selten und zudem räumlich begrenzt sind. Die sicherheitstechnische Bewertung stützt sich dementsprechend entweder auf das US-amerikanische Regelwerk oder auf Analogiebetrachtungen im Sinne des Nachweises der Abdeckung von direkten und indirekten Tornado-Lasten durch die Auslegung von Kernkraftwerken gegen Explosionsdruckwellen und Flugzeugabsturz. Häufig wird der Nachweisführung dabei ein Tornado der Stärke EF2 nach der Fujita-Skala zugrunde gelegt.

Obwohl die Methoden zur Behandlung der Einwirkung Starkwind auf kerntechnische Anlagen noch nicht so weit entwickelt sind wie jene für Erdbeben und Überflutung, können die derzeitigen Vorgehensweisen in den in diesem Bericht adressierten Ländern als angemessen angesehen werden. In Zukunft ist insbesondere im Hinblick auf die Berücksichtigung der unterschiedlichen Effekte von Tornados (z. B. Druckdifferenzen und windgetragene Trümmer) und die Methoden zur Ermittlung von Gefährdungskurven für Wind- einwirkungen mit nennenswerten Weiterentwicklungen zu rechnen.

#### **2.2.18 Explosionsdruckwelle**

Im Bericht werden internationale Auslegungsanforderungen an Kernkraftwerke gegen Einwirkungen aus Druckwellen aus chemischen Explosionen dargestellt, wie sie bei Industrie- oder Transportunfällen auftreten können.

Zunächst lassen sich auf mehreren Ebenen verschiedene Bemessungsansätze unterscheiden. Einerseits sehen Regelwerke wie in Deutschland generische Anforderungen in Form eines (worst-case) Ereignisses bzw. in Form einer Einwirkung vor, die unabhängig vom betroffenen Standort gelten. Andere Länder wie die USA ermöglichen auch die Berücksichtigung der Eintrittswahrscheinlichkeit von Ereignissen, sodass Abschneidekriterien greifen.

Auch internationale Regeln wie IAEA-Guides zur Auslegung gegen Einwirkungen von außen sind dahingehend unterschiedlich: Wurde im alten Safety Guide NS-G-1.5 (2003) in einer Fußnote noch auf eine Mindest-Auslegung hingewiesen, ist jeder quantitative Hinweis zur Auslegung von Kernkraftwerken im SSG-68 (2021) entfallen. In den WENRA Reference Levels for Existing Reactors (2020) ist einerseits eine Auslegung gegen Bemessungsereignisse mit einer Überschreitungshäufigkeit ab  $10^{-4}$  pro Jahr vorgesehen, andererseits wird aber auch ein (nicht konkretisierter) Mindestschutz der Anlage gefordert.

Die Recherchen zur Umsetzung bestimmter Anforderungen erwiesen sich als besonders schwierig. Da das Ereignis Explosionsdruckwelle für die meisten Standorte zu seltenen Einwirkungen zählt, wird es in der Praxis auch durch andere Einwirkungen wie Flugzeugabsturz, Erdbeben oder Windeinwirkungen teilweise abgedeckt. Neben einem IAEA-TECDOC, in dem Entwicklungen der Auslegung beschrieben wurden, konnten länderspezifische Aussagen für deutsche KKW, WWER-1000 Anlagen und Schweizer Anlagen recherchiert werden.

### **2.2.19 Druckabsicherung Primärkreis**

Die primärseitige Druckabsicherung ist aus zwei Gründen für die Sicherheit eines KKW von Bedeutung. Zum einen liefert sie den notwendigen Überdruckschutz vor Hochdruck-Kernschmelzpfaden, die mit nicht akzeptablen Freisetzungen einher gehen würden. Hier ist vor allem die Zuverlässigkeit der passiven automatischen Druckentlastung wichtig. Zum anderen wird Feed&Bleed inzwischen international aktiver Notfallmaßnahme anerkannt, die es in bestimmten Situationen anzuwenden gilt. Hier ist die manuelle Öffnung der elektrisch ansteuerbaren Ventile entscheidend. Die wichtigsten Sicherheitsanforderungen an die Druckabsicherung betreffen dabei die Qualifizierung des Systems für Dampf-Wasser-Gemische und seismische Beanspruchungen sowie die Verhinderung der Ansammlung von nicht kondensierenden Gasen. Bei der Untersuchung der Umsetzung der primärseitigen Druckabsicherung grenznaher Anlagen zeigten sich zahlreiche Unterschiede und Abweichungen, vor allem hinsichtlich der Auslegung der Druckabsicherung und den verbauten Ventilarten. Bei der Auslegung der primärseitigen Druckabsicherung sind die folgenden Punkte aufgefallen:

- Die ehemals in deutschen Anlagen umgesetzte Unterscheidung zwischen DH-Sicherheitsventil, das den Sicherheitsanforderungen entsprechend nicht absperrbar sein darf, und dem Abblaseventil, dessen Abblaseleitung bei einem fehlerhaften

Offenbleiben durch Absperrventile abgesperrt werden kann, um einen KMV-Störfall zu verhindern, wurde im europäischen Ausland nicht adaptiert und es wurden keine Anlagen mit absperrbaren Abblaseleitungen identifiziert.

- Die Anzahl der DH-Sicherheitsventile pro Reaktor liegt meist bei drei, außer den APR1400-Anlagen, bei denen eine vierfache Redundanz ausgelegt wurde.
- Die Nennweiten der Abblaseleitungen variieren, so sind bei WWER-Anlagen Leitungen mit DN100 zwischen Druckhalter und DH-Sicherheitsventil zu finden, während beim EPR in diesem Bereich Leitungen mit DN150 zu finden sind, vermutlich dem unterschiedlichen Kühlmittelinventar geschuldet.
- Als Besonderheit ist hier auch die Sammelleitung (DN400) aufzuführen, die die Abblaseleitungen der drei DH-Sicherheitsventile des EPR bis zu Abblasebehälter bündeln. Diese Weiterentwicklung, die in keiner anderen Anlage zu finden ist, soll die Wartungsarbeiten aufgrund der verringerten Rohrlänge verkürzen.
- Weitere Unterscheidungen finden sich bei den Impulsleitungen von Druckhalter zu den redundanten Steuerventilen einer Ventilgruppe, die entweder unabhängig voneinander verlaufen oder erst im Absperrventil an der Ventilgruppe aufgeteilt werden (KWU-Anlagen).
- Beim APR1400 liegen die Anschlüsse der Impulsleitungen nicht am Druckhalter, wie bei anderen Anlagen, sondern an den Abblaseleitungen zwischen dem Druckhalter und den Hauptventilen im Bereich der Eingangsflansche der Hauptventile.
- Die Positionierung der Anschlussstutzen am Druckhalter ist ebenfalls vom Anlagenhersteller abhängig. So sind die Anschlüsse beim EPR an den schräg sitzenden Stutzen auf der oberen Kalotte des Druckhalters montiert und das Hauptventil weist einen Einlasswinkel von 45° auf. Beim APR1400 bedingt die Ausrichtung des Hauptventils, dass der Steuerkolben in der Horizontalen liegt.
- Der EPR verfügt, neben den drei Ventilgruppen der DH-Sicherheitsventile, noch über weitere Ventile, die das „Primary Depressurization System“ bilden, das unabhängig von den DH-Sicherheitsventilen arbeiten soll.

Bei den verbauten Ventilarten beziehen sich die beobachteten Punkte vor allem auf Folgendes:

- Alle untersuchten DH-Sicherheitsventile sind vorgesteuert, was sich aufgrund des hohen Drucks und der hohen Anforderungen an die Dichtigkeit anbietet. Die Redundanz der Steuerventile ist jedoch abweichend. Während in deutschen KWU-Anlagen pro Hauptventil vier Steuerventile für doppelte Redundanz verbaut wurden, werden in anderen Anlagen meist zwei Steuerventile pro Ventilgruppe genutzt.
- In Europa haben sich vor allem zwei Hersteller von DH-Sicherheitsventilen durchgesetzt, zum einen der deutsche Hersteller Sempell, zum anderen der französische Hersteller SEBIM. Der große Unterschied zwischen den Ventilen der beiden Hersteller liegt in Umsetzung der Funktion zur Vermeidung von KVM-Störfällen durch einen Ausfall der Schließfunktion eines Sicherheitsventils nach der Öffnung. In den deutschen KWU-Anlagen wird dies durch das Abblaseventil realisiert, dessen Abblaseleitung mit Abblase-Absperrventilen ausgestattet ist. Die französischen SEBIM-Tandemventile verfügen dagegen über ein zweites integriertes Ventil, das Isolierventil, das einen Schutz im Falle eines Ausfalls des Hauptventils bietet.
- Die Konstruktion des Steuerventils ist individuell an die entsprechende Konstruktion des Hauptventils angepasst. Hier ist vor allem das für den EPR entwickelte Steuerventil des Typs Sierion auffällig. Das Sierion-Steuerventil verfügt über einen Öffnungs- und Schließmechanismus, der deutlich komplexer ausfällt als bei den VS66-Steuerventilen der KWU-Anlagen. Das Besondere an diesem Ventil ist laut Hersteller, dass es nach dem Öffnen für den Durchfluss geschlossen ist und erreicht wurde, dass das Steuerventil für alle unterschiedlichen Medienzustände nahezu identische Parameter aufweist.
- Bei den Feed&Bleed-Ventilen sind Modelle in einfacher und doppelter Ausführung zu finden. Die Ausführung mit zwei integrierten Ventilen führt dabei zu zusätzlicher Redundanz und ermöglicht die abwechselnde Funktionsprüfung der beiden Ventile. Teilweise wird dies sogar mit einer diversitären Funktionsweise des zweiten Ventils gekoppelt.

Die untersuchten aktuellen sicherheitstechnischen Entwicklungen hinsichtlich der Systeme beziehen sich insbesondere auf zwei Aspekte:

- In den Framatome Anlagen der 900-MW-Baureihe werden derzeit im Rahmen der Verlängerung der Betriebsgenehmigungen über 40 Jahre hinaus DH-Sicherheitsventile umgerüstet.

- Im Jahr 2020 wurde in DH-Sicherheitsventilen für den EPR in Olkiluoto Risse in den Steuerventilen festgestellt (Spannungsrissskorrosion), die zu Untersuchungen zur Verwendung von Ventilen gleicher Bauart in der französischen EPR-Anlage Flamanville-3 führten. Dabei wurden weitere Mängel entdeckt. EDF versucht seitdem durch verschiedene Maßnahmen, wie die Verwendung anderer Werkstoffe für die Ersatzventile, die Fähigkeit der DH-Sicherheitsventile, alle der ihnen zugewiesenen Sicherheitsfunktionen zu erfüllen, nachzuweisen. Die Bemühungen der EDF wurden in einer von ASN beauftragten Stellungnahme im Juni 2022 durch IRSN anerkannt, es wurde jedoch auch bemerkt, dass weitere sicherheitsrelevante Aspekte noch offen seien. Hier sind u. a. die Untersuchung der thermischen Effekte, die durch Lecks im Steuerventil induziert werden, und die hohe Komplexität der Konzeption der Steuerventile, die Wartungsarbeiten erschwert, zu nennen. Bis die Nachweise in diesen Punkten von EDF erbracht wurden, ist IRSN der Ansicht, dass die Überwachung der Ventile im Betrieb insgesamt verstärkt werden müsse.

#### **2.2.20 Druckabsicherung Sekundärkreis**

Im Sekundärkreis wird der Dampf von den Dampferzeugern über das Frischdampfsystem der Turbine zugeleitet, um anschließend im Kondensator kondensiert und als Speisewasser wieder den Dampferzeugern zugeführt zu werden. Der Frischdampfdruck beträgt dabei normalerweise rund 60 bar bis 77 bar. Störfälle, in deren Verlauf der Dampf nicht zur Turbine geleitet wird, können mit einem Druckanstieg im Frischdampfsystem einhergehen. Um ein Versagen der Frischdampfleitungen zu verhindern, existieren alternative Wege zur Ableitung des Dampfes. Primär soll dazu eine Dampfumleitung erfolgen, bei der unter Umgehung der Turbine der Dampf direkt dem Hauptkondensator zugeleitet wird. Da jedoch ein Ausfall dieser Umleitstation unterstellt wird, werden weitere Armaturen zur Druckabsicherung verwendet, die an den Frischdampfleitungen installiert sind. Dies sind Frischdampfsicherheitsventile, über die der Dampf in die Atmosphäre abgeblasen werden kann, sowie bei den Druckwasserreaktoren zusätzliche Abblasestränge mit je einem Abblaseregelventil und einem Abblaseabsperrventil. Diese unterscheiden sich bezüglich der Ansprechdrücke, sodass bei steigendem Druck erst die Abblaseregelventile und später die Frischdampfsicherheitsventile stufenweise geöffnet werden.

Die Vorrichtungen zur Druckabsicherung des Sekundärkreises im Bereich des Frischdampfsystems sind bei allen betrachteten Anlagen grundsätzlich ähnlich aufgebaut. Zwi-

schen dem Dampferzeuger und dem Frischdampfabsperrentil befinden sich Frischdampfsicherheitsventile und bei den Druckwasserreaktoren auch ein oder zwei separate Frischdampfabblassestränge in jeder Frischdampfleitung. Bei jedem der Druckwasserreaktoren sind die vorhandenen Frischdampfleitungen identisch aufgebaut. Nur beim Siedewasserreaktor in Leibstadt unterscheiden sie sich in Bezug auf die Anzahl und Einstellung der Sicherheitsventile.

Die Art und Bauform der verwendeten Ventile variieren zwischen den Anlagen teilweise. Dabei sind die Frischdampfsicherheitsventile üblicherweise federbelastet und können in einigen Fällen pneumatisch geöffnet werden. Meist sind mehrere Sicherheitsventile vorhanden, die unterschiedliche Öffnungsdrücke aufweisen und daher bei steigendem Frischdampfdruck sukzessive ansprechen. Die schweizerische Anlage in Gösgen verfügt als einzige nur über ein Frischdampfsicherheitsventil pro Frischdampfleitung.

Bei allen DWR existiert zudem ein Abblasestrang, der üblicherweise ein Abblaseabsperrentil und ein Abblaseregelventil enthält. Bei den französischen N4-Anlagen und dem KKW Borssele sind zwei solcher Abblasestränge vorhanden. In Beznau gibt es stromabwärts des Frischdampfabsperrentils drei zusätzliche Abblaseventile, die von beiden Frischdampfleitungen her zugänglich sind. Der Öffnungsdruck der Abblaseventile ist allgemein geringer als der Öffnungsdruck der Frischdampfsicherheitsventile. Das Abblasen von Frischdampf erfolgt also primär über den Abblasestrang und nur dann über die Sicherheitsventile, wenn der Abblasestrang aufgrund einer Fehlfunktion nicht öffnet oder seine Abblasekapazität nicht ausreicht.

Frischdampfabsperrentile sind meistens nur einfach vorhanden. Bei den Anlagen Doel-4, Tihange-3 und Leibstadt ist in jeder Frischdampfleitung ein zweites Absperrventil installiert. Um im Anforderungsfall schnell schließen zu können, sind die Absperrventile meist federbelastet und werden durch Druckluft offengehalten. Beim EPR wird die Federkraft durch ein unter Druck gesetztes Stickstoffpolster erzeugt. Die Frischdampfabsperrentile von Borssele und Dukovany sind motorbetrieben.

### **2.2.21 Notstromsysteme**

Die elektrische Energieversorgung von deutschen Kernkraftwerken ist so ausgelegt, dass im bestimmungsgemäßen Betrieb, bei Störungen, Störfällen und seltenen Ereignissen (Sicherheitsebenen 1 bis 4a) sowie bei Notstandsfällen (Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle) und Einwirkungen von innen und außen (EVI und EVA) die Versorgung

der in der jeweiligen Situation benötigten Verbraucher unter Einhaltung der elektrischen Versorgungsbedingungen der Verbraucher zuverlässig sichergestellt wird. Darüber hinaus gibt es Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes, mit denen die Versorgung wichtiger Verbraucher bei vollständigem Ausfall der nicht durch Batterien gepufferten Drehstromversorgung (Station Blackout) wiederhergestellt werden kann (Sicherheitsebene 4b).

Die elektrische Energieversorgung in den grenznahen Kernkraftwerken Borssele, Beznau, Leibstadt, Tihange und Cattenom ist vergleichbar ausgelegt und wird durch deren elektrische Eigenbedarfs- und Notstromversorgung sichergestellt. Die Ausführung der Energieversorgung unterscheidet sich insbesondere hinsichtlich der Notstromversorgung und ist sowohl anlagenspezifisch als auch abhängig von den länderspezifischen Besonderheiten in den Kraftwerken.

Im Nachgang zum Unfall am japanischen Kernkraftwerksstandort Fukushima Dai-ichi im Jahr 2011 wurden sogenannte EU-Stresstests für Kernkraftwerke durchgeführt, um deren Sicherheit zu überprüfen und Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Notstromversorgung in den Kernkraftwerken umzusetzen. Im Rahmen der Robustheitserhöhung gegen einen auslegungsüberschreitenden und langandauernden Ausfall der Stromversorgung wurden die grenznahen Kernkraftwerke Borssele, Beznau, Leibstadt, Tihange und Cattenom mit zusätzlichen Notstromdieselgeneratoren ertüchtigt. Die Dieselvorräte vor Ort wurden für die gebunkerten Notstromdiesel auf mindestens 72 Stunden erhöht. Die Batteriekapazitäten der Gleichstromsysteme (unterbrechungsfreie Stromversorgung) wurden ebenfalls erhöht. Zusätzlich wurden Anschlüsse für mobile Dieselgeneratoren installiert. Allerdings kann die Bereitstellung der mobilen Diesel vor Ort und das Anschließen der Diesel einige Stunden dauern und externe Unterstützung erfordern. Zum Teil wurden die Kernkraftwerke auch mit einem zusätzlichen externen Netzanschluss zur Versorgung der Notstromschienen ertüchtigt.

## **2.2.22 Abschaltssysteme**

Neben der planmäßigen Unterbrechung der im Reaktorkern ablaufenden Kettenreaktion kann mit Hilfe dieser Abschaltssysteme im Notfall eine Reaktorschnellabschaltung (SCRAM) durchgeführt werden. Durch eine Reaktorschnellabschaltung soll die Anlage vor unzulässigen Transienten geschützt werden und so die Auswirkungen von Störfällen auf ein ungefährliches Maß vermindert und Schäden an den Hüllrohren der Brennstäbe vermieden werden. Die Überführung des Reaktorkerns in einen unterkritischen Zustand

soll auch im Notfall möglichst zuverlässig erfolgen, weshalb in den meisten Kraftwerken mehrere diversitäre Abschaltssysteme vorhanden sind. Selbst in seltenen Fällen, mit einem Versagen des Schnellabschaltsystems und einem Verlust der Wärmeabfuhr (ATWS-Störfall) aus dem Reaktor, soll mit Hilfe dieser weiteren Abschaltssysteme der Reaktor zuverlässig in einen unterkritischen Zustand überführt und in diesem gehalten werden können.

Das Dossier zu diversitären Abschaltssystemen gibt einen Überblick über die vorhandenen diversitären Abschaltssysteme in ausgewählten grenznahen Leichtwasserreaktoren. Für jede der ausgewählten Anlagen werden die vorhandenen diversitären Abschaltssysteme sowie deren Auslegung erläutert. Insbesondere für den Fall eines ATWS-Störfalls werden die vorhandenen Systeme für das Erreichen des Schutzziels „Reaktivitätskontrolle“ vorgestellt. Eine tabellarische Zusammenfassung gibt einen Überblick über alle acht betrachteten Anlagen und die in ihnen vorhandenen Systeme.

### **2.2.23 Wärmesenke**

Unter der Wärmesenke eines Kernkraftwerks (KKW) versteht man das Medium, in das die Nach- bzw. Verlustwärme letztendlich übertragen wird. Üblicherweise ist dies ein Gewässer oder die Atmosphäre. Man unterscheidet verschiedene Arten von Wärmesenken. Die Verlustwärme aus der Stromerzeugung wird an die Hauptwärmesenke abgeführt. Sie erfüllt damit im Wesentlichen betriebliche Aufgaben und ist nicht relevant für die Sicherheit der Anlage. Abwärme verschiedener nuklearer und konventioneller Anlagen, darunter auch sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen, wird über Zwischen- und Nebenkühlsysteme der primären Wärmesenke zugeführt. Sie ist damit sicherheitsrelevant. Für den Fall eines Versagens dieser Wärmesenken existieren meist alternative, diversitär ausgeführte Wärmesenken.

Insbesondere in Abhängigkeit der gegebenen Voraussetzungen am jeweiligen Standort variieren die Strategien zur letztendlichen Abfuhr der Rest- und Nachwärme der Kernkraftwerke in den Nachbarländern. Dabei dient entweder die Atmosphäre oder ein Gewässer, das sich in der Nähe des Standorts befindet, als Wärmesenke. Die Übertragung der Wärme an die Atmosphäre erfolgt meist über Naturzugkühltürme. In einzelnen Fällen wurden stattdessen oder zusätzlich Ventilatorkühltürme errichtet. Insbesondere bei Anlagen, die am Meer oder an großen Flüssen errichtet wurden, erfolgt die Kühlung des Kondensators und des Zwischenkühlsystems häufig über offene Kühlwasserkreisläufe. Der Standort Temelín weist als einziger Sprühteiche auf.

In den meisten Anlagen steht eine alternative Wärmesenke als Backup zur Verfügung, falls die primäre Wärmesenke einmal nicht verfügbar sein sollte. Häufig wurden dafür Grundwasserbrunnen angelegt. In einigen Fällen kann Wasser aus einem anderen Bereich des Gewässers über eine zweite Pumpenstation gefördert werden (Gösgen) oder es existieren geschlossene Kühlkreise mit Luftkühlern (Doel-1/-2). Meist wurden diese alternativen Wärmesenken nachgerüstet. Einen Sonderfall stellen die französischen Anlagen dar, wo keine fest installierte diversitäre Wärmesenke existiert. Dort ist geplant, im Bedarfsfall mobile Ausstattung zur Schaffung alternativer Möglichkeiten zur Wärmeabgabe an die Umgebung zu nutzen. Diese muss teilweise erst durch die Einsatzgruppe FARN zum jeweiligen Standort transportiert werden, was innerhalb von 24 Stunden möglich sein soll. Bei Nichtverfügbarkeit jeglicher Wärmesenken besteht im Allgemeinen die Möglichkeit, durch sekundäres Feed & Bleed Wärme aus dem Reaktorkühlkreislauf an die Umgebungsluft abzuführen. Dabei wird der Frischdampf direkt über Ventile auf dem Dach des Reaktorgebäudes abgeblasen („Bleed“) und die Dampferzeuger werden aus verschiedenen Wasservorlagen bespeist („Feed“).

## **2.2.24 Konferenzteilnahmen**

### **2.2.24.1 NURETH-19**

Die von dem belgischen Forschungszentrum für Kernenergie (SCK CEN) und dem von Karman Institut für Strömungsmechanik ausgerichtete NURETH-19 Konferenz unter dem Titel „Lead the Flow“ fand in virtueller Form vom 07.03.2022 bis zum 11.03.2022 statt.

Die Konferenzteilnahme diente der Verfolgung aktueller (generischer) Fragestellungen aus den verschiedenen Themengebieten der Reaktorsicherheitstechnik und des Betriebs von Kernkraftwerken. Dabei sollten insbesondere Fragestellungen zur zukünftigen Bearbeitung identifiziert werden.

Themen aus dem Betrieb aktueller Kernkraftwerke waren die Ermittlung der Reaktorleistung mit Hilfe der Messung des Speisewasserdurchflusses, strömungsinduzierte Schwingungen sowie die Umsetzung der überarbeiteten WENRA Safety Reference Levels von 2014 in Belgien. Der Volumenstrom des Speisewassers wird als bedeutende Kenngröße für die Ermittlung der Reaktorleistung verwendet. In dem Vortrag eines Mitarbeiters von BelV ging es um diesbezügliche Betriebserfahrung aus belgischen Anla-

gen. Hier war festgestellt worden, dass die mittels Venturi-Durchflussmessung ermittelten Werte durch Ablagerungen oder Erosion in der Rohrleitung mit der Zeit relevante Abweichungen aufweisen können. Daher werden in Belgien nun regelmäßig zusätzlich andere Messverfahren (z. B. mittels Ultraschall oder chemischen Tracern) angewendet, um die Messwerte zu überprüfen und Neukalibrierungen vorzunehmen. Bezüglich Strömungsinduzierter Schwingungen wurden verschiedene Forschungsansätze vorgestellt. So wurde beim IRSN ein Versuchsaufbau entworfen, mit dessen Hilfe strömungsinduzierte Schwingungen charakterisiert werden sollen, die im oberen Bereich eines Dampferzeugers auftreten können. Der Versuchsstand mit einem Rohrbündel, das von einem Luft-Wasser-Gemisch umströmt wird, soll in Cadarache aufgebaut werden. An der Universität Ghent wird mittels Simulationen die Reibkorrosion an speziellen Brennstäben für bleigekühlte Reaktoren untersucht. Die Ergebnisse hieraus sollen unter anderem in das Design des MYRRHA Reaktors einfließen. Ein Vertreter von NuScale Power zeigte, dass die helikale Konstruktionsweise des Dampferzeugers dort das Risiko von Schäden durch strömungsinduzierte Schwingungen reduzieren kann. Er berichtete zudem von einem Modell eines solchen Dampferzeugers, das in einer Versuchseinrichtung in Italien getestet werden soll. Der Vortrag bezüglich der Umsetzung der WENRA Safety Reference Levels bezog sich auf die darin enthaltene Forderung, dass im Rahmen der Analyse von Kernschmelzunfällen mögliche radiologische Konsequenzen innerhalb und außerhalb der Anlage untersucht werden sollen. Es wurde eine von Tractebel entwickelte Methode vorgestellt, mit der die für das Personal zu erwartende effektive Dosis in bestimmten Bereichen der belgischen Anlagen nach einem schweren Unfall im Voraus berechnet werden kann. In die Zukunft weist das Thema „Cogeneration“. Die Nutzung der Wärme von Kernkraftwerken für Zwecke abseits der alleinigen Stromerzeugung wird in einzelnen Fällen bereits praktiziert. So wird beispielsweise Abwärme des KKW Beznau in der Schweiz verwendet, um Fernwärme für benachbarte Gemeinden zu liefern. Weitere Anwendungsgebiete werden erforscht. Bei der Veranstaltung wurde von Seiten der Königlichen Technischen Hochschule Stockholm eine Arbeit zur Kopplung von Prozessen zur Abscheidung von CO<sub>2</sub> aus der Atmosphäre vorgestellt. Dabei wurden verschiedene mögliche Entnahmestellen für die für den Prozess erforderliche Wärme diskutiert und eine Entnahme nahe des Kondensators als effizienteste Variante dargestellt.

Als innovatives Fertigungsverfahren wird zunehmend die additive Fertigung in der Nuklearindustrie eingesetzt. Für die künstliche Intelligenz, maschinelles Lernen und neuronale Netze werden vermehrt Anwendungsgebiete erschlossen. Die additive Fertigung

wurde bereits angewendet, um Befestigungselemente für Brennelementkästen von Siedewasserreaktoren herzustellen, die im KKW Browns Ferry in den USA eingesetzt werden. Bei der Entwicklung neuer Reaktorkonzepte soll durch additive Fertigungsverfahren die Optimierung des Designs von Bauteilen beschleunigt werden. Maschinelles Lernen wird bislang beispielsweise auf klassische Fragestellungen der Strömungsmechanik und der Reaktorthermohydraulik angewendet.

Auch zum Themengebiet schwerer Unfälle gab es bei der diesjährigen NURETH-Konferenz zahlreiche Vorträge. Sie befassten sich u. a. mit den Aspekten des Wasserstoffmanagements, Strategien zur Schmelzerückhaltung, der Quelltermbestimmung sowie Strategien der gefilterten Druckentlastung des Containments.

#### **2.2.24.2 SMIRT**

Vom 11.07. bis 15.07.2022 fand die Teilnahme an der International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT) statt. Die Konferenzteilnahme diente insbesondere der Verfolgung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik im Bereich der Strukturmechanik in der Kerntechnik. Die Konferenz war, auch dank der zahlreichen Special Sessions, thematisch breit angelegt, sodass auch die anderen Hauptthemen des Vorhabens wie die Nachrüstungen in den grenznahen Anlagen sowie internationale generische Fragestellungen verfolgt werden konnten. Zusammenfassend lassen sich aus den besuchten Sessions die folgenden allgemeinen Erkenntnisse ziehen:

- In vielen Sessions wurden SMR und speziell deren Besonderheiten bei der Nachweisführung thematisiert. Die Berücksichtigung in den Codes und Standards ist zunehmend von Bedeutung.
- Die Definitionen und Interpretationen der Begriffe „beyond design basis“ und „design extension conditions“ ist international immer noch unterschiedlich. Daraus folgend sind auch die Höhe der Margen und letztendlich auch die technischen Vorkehrungen unterschiedlich. Hier ist hervorzuheben, dass diese Art von Konferenzen eine besondere Möglichkeit des Austausches hierzu auf Basis von Anwendungen bietet.
- Es wurde deutlich, dass der Bewertung der Einwirkungen von außen aufgrund des Klimawandels nochmals mehr Bedeutung zugewiesen wurde. So werden aktuell an vielen Stellen die Bewertungen überarbeitet und neue Ansätze eingeführt.

- Das Thema LTO ist ebenfalls in vielen Themenbereichen präsent. Die Konferenz zeigte ebenfalls, dass es international umfangreiche Vorbereitungen für Laufzeiten über 40 Jahre hinaus gibt.
- Zum Thema Nachrüstungen konnte beobachtet werden, dass die Entwicklung für noch robustere technische Lösungen (insbesondere in Japan und Frankreich) immer noch weiter voranschreitet und beispielsweise durch den Einsatz neuartiger Wasserstoffrekombinatoren zukünftig eine weitere Erhöhung der Sicherheit zu erwarten ist.

### **2.2.24.3 ICONE**

Vom 21.05. bis 26.05.2023 fand die Teilnahme an der ICONE30 Konferenz (International Conference on Nuclear Engineering) in Kyoto, Japan statt. Die ICONE30 Konferenz wurde von dem amerikanischen (ASME), sowie japanischen Verband für Maschinenbauingenieure (JSME) und dem chinesischen Kerntechnikverband (CNS) veranstaltet. Das breite Themenspektrum mit 16 verschiedenen Technical Sessions umfasst sowohl Forschungsthemen zu laufenden Anlagen weltweit als auch zu internationalen Entwicklungen zu neuen Reaktorkonzepten. Zweck der Teilnahme war es, neben der Verfolgung und Identifikation aktueller sicherheitstechnischen Fragestellungen, insbesondere neue Entwicklungen zu Nachrüstungen und Modernisierungen weltweit zu verfolgen. Schwerpunktmäßig wurden dabei die Maßnahmen zum Umgang mit schweren Störfällen verfolgt.

Zusammenfassend konnten aus den besuchten Sessions die folgenden Erkenntnisse gewonnen werden

- In Japan steht weiterhin die Wiederinbetriebnahme von existierenden Anlagen im Vordergrund. Zudem zeigt sich, dass die Planung und Ausführung der Wiederinbetriebnahme von den vorübergehend stillgelegten Anlagen nach dem Überschreiten der Laufzeit von über 40 Jahren voranschreitet (z. B. Takahama 1 & 2).
- Durch eine Vielzahl an Nachrüstungen in den japanischen KKWs wurde das Sicherheitsniveau in Bezug auf Einwirkungen von außen und schweren Unfällen sichtlich erhöht.
- Der AP300 ist das neueste SMR-Konzept von Westinghouse und wurde auf der Konferenz vorgestellt.

- Das Thema Schwere Störfälle war in mehreren Themenschwerpunkten vertreten. Insbesondere wurden die unterschiedlichen Phänomene bei Kernschmelzunfällen und deren Forschungsstatus als auch die Wirksamkeit von Maßnahmen diskutiert.

## **2.3 Vertiefte Untersuchungen zu ausgewählten Sicherheitsaspekten**

Im Rahmen dieser Arbeiten wurden ausgewählte Sicherheitsaspekte, die grenznahe Anlagen betreffen, mit ingenieurtechnischen Mitteln vertieft untersucht. Zum einen waren dies Fragestellungen, die sich im Zusammenhang mit Nachrüstmaßnahmen und deren Wirksamkeit ergaben und zum anderen Fragestellungen, welche die Sicherstellung der Komponentenintegrität im Langzeitbetrieb dieser Anlagen betreffen.

### **2.3.1 Hydrologische Einwirkungen**

Es wurde ein Bericht zu drei weitgehend unabhängigen Themen aus dem Bereich der Hydrologie erstellt:

- Ermittlung von Bemessungswasserständen
- Festgestellte Mängel im Hochwasserschutz
- Auslegung gegen Niedrigwasser

Das erste Thema greift dabei die in Abschnitt 2.2.11 beschriebene Untersuchung zur Ermittlung der Hochwassergefährdung grenznaher Anlagen auf und vervollständigt diese in der Hinsicht, dass am Beispiel des ASN-Leitfadens N° 13 /ASN 13/ eine Vorgehensweise zur umfassenden Berücksichtigung unterschiedlicher Überflutungsursachen dargestellt wird.

Das zweite Thema adressiert die Problematik, dass auch bei vorhandenen Hochwasserschutzeinrichtungen und -maßnahmen ein Versagen oder die Unwirksamkeit derselben prinzipiell nicht ausgeschlossen werden kann bzw. zumindest Mängel in allen Bereichen der Hochwasservorsorge vorliegen können, die die Wirksamkeit des Überflutungsschutzes in Frage stellen. Hierzu gibt es vielfältige Betriebserfahrung, die – zusammen mit den daraus zu ziehenden Schlussfolgerungen/Lehren – in diesem Bericht dargestellt wird.

Im dritten Teil wurden schließlich die Erkenntnisse aus einer Bestandsaufnahme zum Umgang mit der Einwirkung Niedrigwasser in den Nachbarländern zusammengefasst. Anders als Hochwasser findet die „entgegengesetzte“ Einwirkung Niedrigwasser meist weniger Beachtung. Um das Spektrum möglicher hydrologischer Einwirkungen vollständig zu erfassen, wurden daher die verfügbaren Dokumente zu regulatorischen Ansätzen und dem praktischen Umgang mit dieser Einwirkung ausgewertet.

Die durchgeführte Recherche hat gezeigt, dass der Einwirkung Niedrigwasser – wie erwartet – sowohl in den Regelwerken der Nachbarländer als auch in den übrigen gesichteten Unterlagen (CNS-Berichte und Länderberichte zum EU-Stresstest) weniger Beachtung geschenkt wird als der Einwirkung Hochwasser/Überflutung. Dies erklärt sich vermutlich durch die als geringer angesehene sicherheitstechnische Bedeutung aufgrund der in Abschnitt 2.1 angesprochenen langsamen Entwicklung von Niedrigwasserereignissen.

In den einschlägigen kerntechnischen Regelwerken (soweit sie zugänglich waren) wird Niedrigwasser typischerweise im Zusammenhang mit einem Verlust der Hauptwärmesenke diskutiert. Die meisten Regelwerke enthalten jedoch keine konkreten bzw. detaillierten Anforderungen, wie kerntechnische Anlagen gegen die Einwirkung Niedrigwasser zu schützen sind. Erwähnenswert ist allenfalls, dass das Schweizer Regelwerk explizit zwei voneinander unabhängige diversitäre Wärmesenken fordert. Dieser grundsätzlich nachahmenswerte Ansatz ist jedoch auch im Deutschen Regelwerk (Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /BMU 15/, Abschnitt 3.3, Absatz 5) verankert. Auch ansonsten gehen die Regelwerksanforderungen der Nachbarländer zu Niedrigwasser nicht über die Anforderungen in /BMU 15/ hinaus, sodass sich aus den Ergebnissen dieser Recherche kein Überarbeitungsbedarf des deutschen Regelwerks ableiten lässt.

Wie in Abschnitt 4.1 erläutert, spielt Niedrigwasser für Anlagen an der Küste nur eine untergeordnete Rolle. Nichtsdestotrotz existiert an manchen Standorten eine Möglichkeit, die Kühlwasserversorgung auch auf anderem Wege sicherzustellen. Für Kernkraftwerke an Binnenstandorten werden im Falle von Niedrigwasser bzw. dem Ausfall der Hauptwärmesenke meist Grundwasserbrunnen oder Wasservorräte auf dem Gelände für die Sicherstellung der Kühlung herangezogen. Die Zuverlässigkeit der jeweils benannten Ersatzwärmesenken hängt von zahlreichen Faktoren ab und lässt sich aufgrund der vorliegenden Informationen nicht abschließend bewerten. Wenn z. B. die Wärmeabgabe durch „Abblasen über Dach“ erfolgen soll, wie es für einzelne Anlagen erwähnt wurde, müssen die Wasservorräte eine entsprechend hohe Qualität aufweisen

(Deionat). In diesem Fall stellt die Vorhaltung der Wasserreserven deutlich höhere Anforderungen, als wenn das bevorratete Wasser zur Kühlung über (sekundäre) Wärmetauscher dient. In beiden Fällen sind entsprechend große Wassermengen auf dem Anlagengelände (oder in dessen Nähe) zu bevorraten, was ggf. ein Überflutungsrisiko bei Versagen der Reservoirs darstellen kann. Bei der Nutzung von Grundwasserbrunnen besteht zwar dieses Risiko nicht und es kann theoretisch von einem „unbegrenzten“ Wasservorrat ausgegangen werden. Allerdings erfordert die Nutzung von Brunnen Pumpen, deren Energieversorgung sichergestellt werden muss. Außerdem ist zu beachten, dass die Wasserentnahmerate die Schüttung der Brunnen (auch während einer Dürreperiode) nicht übersteigen darf, da diese ansonsten trockenfallen. Um dies gewährleisten zu können sind genaue Kenntnisse der Grundwassersituation in der Umgebung des Standorts erforderlich.

Abschließend ist festzustellen, dass alternative diversitäre Wärmesenken die Maßnahme der Wahl zum Schutz gegen die Einwirkung Niedrigwasser darstellen. Die konkrete Umsetzung erfordert jedoch eine genaue Analyse der meteorologischen, hydrologischen, hydrogeologischen und technischen Randbedingungen. Da solche Analysen immer mit Unsicherheiten behaftet sind, erscheint die Planung zusätzlicher Notfallmaßnahmen zur Herstellung einer improvisierten Wasserversorgung (wie sie im Nachgang zu den Reaktorunfällen von Fukushima in vielen Ländern erfolgte) sinnvoll.

### **2.3.2 Alterung von RDB-Einbauten**

Es wurden die wesentlichen RDB-Einbauten verschiedener Anlagen mit DWR und SWR beschrieben sowie die an den jeweiligen Komponenten bisher aufgetretenen Schäden und die verursachenden Schädigungsmechanismen. Letztere sind (strahlungsbeeinflusste) Spannungsrisskorrosion, Ermüdung, Schwellen sowie Reibkorrosion (Fretting) und Verschleiß.

Strahlungsbeeinflusste Spannungsrisskorrosion an kernnahen Schrauben aus Nickellegierungen oder austenitischen Stählen, schon in der Vergangenheit prominent vertreten, gewinnt dabei weiter zunehmend an Bedeutung, da die Neutronenfluenz mit zunehmender Betriebszeit an immer mehr Stellen die empirisch ermittelten Schwellwerte für das Auftreten von Rissen übersteigt und somit Rissbildungen wahrscheinlicher werden. Betroffen sind vor allem Kernumfassungs-, aber auch Kernbehälterschrauben von DWR.

Mit zunehmender Neutronenfluenz könnte in kernnahen, besonders heißen Bereichen von DWR auch Schwellen von austenitischen Komponenten eine Rolle spielen. Dabei führt das Schwellen selbst nicht direkt zu Schäden, sondern kann zu Verspannungen der Einbauten führen und damit Rissbildungen durch Spannungsrisskorrosion oder Ermüdung fördern. Der Beitrag des Schwellens lässt sich dabei nicht immer eindeutig nachvollziehen.

Daneben treten weiter Schäden durch Spannungsrisskorrosion an RDB-Einbauten aus Nickellegierungen mit relativ niedrigem Chromgehalt (Alloy 600, Alloy X-750, Schweißgut aus Alloy 82/182) in SWR und DWR sowie aus nicht-stabilisiertem austenitischen Stahl in SWR auf. Bekannte Beispiele sind Kernbehälter-/Kernumfassungsschrauben in DWR sowie Kernmäntel in SWR.

Schäden durch Spannungsrisskorrosion an austenitischen Stählen in DWR sind nach bisheriger Erfahrung selten. Betroffen sein können z. B. Brennelement-Zentrierstifte oder verschiedene Schrauben, insb. wenn weitere Faktoren wie Kaltverfestigung, herstellungsbedingte Auffälligkeiten oder Spaltbedingungen dazukommen.

Schäden durch Reibkorrosion und Verschleiß traten bisher an Steuerelement-Führungseinsätzen und Thermoschutzrohren in den Steuerstabstützen auf. In beiden Fällen liegt hier ein generisches, konstruktionsbedingtes Problem vor.

Die sicherheitstechnische Bedeutung der RDB-Einbauten besteht im Wesentlichen darin, den Kern in Form und Position zu halten, um den Steuerstabeinfall bzw. -einschuss zu gewährleisten und eine Wärmeabfuhr durch ausreichende Durchströmung mit Kühlmittel sicherzustellen. Gleichzeitig dürfen Schäden an RDB-Einbauten nicht dazu führen, dass lose Teile entstehen, die z. B. Kühlkanäle blockieren oder den Steuerstabeinfall behindern. Bisher ist nur in wenigen Fällen eine Behinderung einzelner Steuerstäbe durch lose Teile aufgetreten.

Eine typische Abhilfemaßnahme für kleine Bauteile wie Stifte oder Bolzen ist der Austausch der betroffenen Komponente. Damit einhergehend können Verbesserungen wie z. B. Verwendung eines beständigeren Werkstoffes oder geometrische Änderungen umgesetzt werden. Bei großen RDB-Einbauten (z. B. Kernmantel) erfolgt üblicherweise kein Austausch, sondern stattdessen eine Reparatur, verstärkte Überwachung und/oder spannungsreduzierende Maßnahmen, um weiteren Schadensfortschritt zu minimieren.

### **2.3.3 Installation einer gefilterten Druckentlastung im KKW Temelín**

Für das Kernkraftwerk Temelín mit zwei WWER-1000/W230 Blöcken wird im Rahmen der Maßnahme 50 des aktuellen Nationalen Aktionsplans bis 2024 eine gefilterte Druckentlastung installiert. Das aktuelle Containmentschutzsystem mit Sprühsystem wurde während des Peer Reviews beim europäischen Stresstest als nicht für schwere Störfälle geeignet bewertet.

Zur Erfüllung der Maßnahme 50: „Implementation of measures for maintaining long-term containment integrity according to selected severe accident management strategies“ (Durchführung von Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der langfristigen Integrität des Sicherheitsbehälters gemäß den ausgewählten Strategien zur Bewältigung schwerer Unfälle) wurden verschiedene Studien durchgeführt. Unter anderem wurde die Machbarkeit der In-Vessel-Retention, d. h. der Rückhaltung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter (RDB) durch Außenkühlung überprüft. Des Weiteren wurde von UJV Rez diskutiert, die Reaktorgrube mit einem Liner auszustatten, der die Wechselwirkung der aus dem RDB austretenden Kernschmelze mit dem Beton verhindern soll /UJV 16/. Beide Möglichkeiten wurden jedoch als nicht implementierbar bewertet.

Die nun vorgeschlagene Maßnahme 50 soll, zusammen mit anderen Nachrüstungen und Vorkehrungen der langfristigen Containmentintegrität im Falle eines schweren Störfalls mit totalem Stromausfall dienen. Die gefilterte Druckentlastung kombiniert dabei den Schutz des Containments vor Überdruck durch nichtkondensierbare Gase mit dem Zurückhalten von Radioaktivität im Containment. Dies wurde bereits in vergleichbaren Anlagen, beispielsweise in der Ukraine, als Folge des ENSREG Stresstests installiert. Zu dieser Thematik wurde in diesem Arbeitspaket ein umfassender Bericht angefertigt. Aufbauend auf der im AP 2 (Kapitel 2.2.13) erstellten Übersicht zu den Druckentlastungssystemen in ausgewählten Anlagen wurde die Umsetzung in Temelín diskutiert.

### **2.3.4 Klimawandel**

Wissenschaftliche Erkenntnisse deuten darauf hin, dass sich die globalen Wetterbedingungen infolge des Klimawandels verändern werden, was auch Auswirkungen auf die Reaktorsicherheit hat. Allgemein wird davon ausgegangen, dass der Klimawandel zu einer Temperaturerhöhung der als Wärmesenke genutzten Gewässer, einem Anstieg des Meeresspiegels, sowie einem Anstieg der Eintrittswahrscheinlichkeit und Intensität von Extremwetterereignissen führen kann. Diese Veränderungen sind für KKW

sicherheitstechnisch relevant und beeinflussen die zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen. Es besteht ein weitgehender Konsens darüber, dass der Klimawandel, in Anbetracht der erwarteten KKW-Laufzeiten von 60 bis 80 Jahren, in der Planungs- und Genehmigungsphase eines neuen KKW berücksichtigt werden muss. Bei bestehenden Anlagen kann zudem die Notwendigkeit von Nachrüstungen entstehen. Die Aktualität dieser Thematik wird durch Aktivitäten verschiedener wissenschaftlich-technischer Organisationen unterstrichen.

Es wurde der aktuelle Kenntnisstand der GRS zu den Auswirkungen des Klimawandels auf Sicherheitsanforderungen europäischer KKW zusammengestellt. Dabei wurden die potenziellen Auswirkungen des Klimawandels auf KKW allgemein zusammengefasst, die Einschätzungen des IPCC zu den Auswirkungen des Klimawandels in Europa dargelegt und hinsichtlich der Relevanz für die Sicherheit von KKW gedeutet und daran anschließend die Sicherheitsanforderungen der internationalen Regelwerke von IAEA und WENRA auf die Berücksichtigung der Auswirkungen des Klimawandels hin untersucht. Abschließend wurden Informationen über die länderspezifische Berücksichtigung der Auswirkungen des Klimawandels anhand der drei Beispiele Frankreich, Großbritannien und Finnland zusammengestellt.

Die potenziell für KKW relevanten Auswirkungen des Klimawandels sind vielseitig und auch in Europa von Bedeutung. Eine grundlegende Unterscheidung zwischen dem graduellen Klimawandel (Temperatur- und Meeresspiegelanstieg) und den Auswirkungen des Klimawandels auf extreme Wetterereignisse ist sinnvoll, um die Auswirkungen auf Sicherheitsanforderungen von KKW besser feststellen zu können. Zu den wichtigsten Aspekten der potenziellen Auswirkungen des Klimawandels auf KKW zählen dabei:

- Der Temperaturanstieg der Wärmesenke der Kondensatorkühlung, der die Verfügbarkeit der Anlage durch erzwungene Abschaltungen beeinflussen kann
- Der Anstieg des Meeresspiegels, der zur Änderung der Berechnungsgrundlage für den maximalen Wasserstand eines Standorts führt, was Auswirkungen auf die Strukturen für den Hochwasserschutz eines KKW haben kann
- Der Anstieg der Eintrittswahrscheinlichkeit und der Intensität bestimmter extremer Wetterereignisse

Daneben sind noch weitere Auswirkungen wie verstärkter Pflanzenbewuchs, Küstenerosion, Versauerung der Meere oder Dürreperioden und Wüstenbildung denkbar. Die

Aktualität dieser Thematik zeigt sich in der Behandlung durch internationale Expertenorganisationen, wie der OECD/NEA, der WMO, der IAEA und der WENRA.

Die globale Koordinierung der Bewertung des globalen und regionalen Klimawandels liegt derzeit in der Verantwortung des IPCC. Der Schwerpunkt der Assessment Reports des IPCC bezieht sich auf die Veränderung der Mittelwerte von Klimaparametern. Viele Aussagen des IPCC sind dabei jedoch nur qualitativ und lassen keine direkten Schlüsse auf quantitative Änderungen zu. Für West- und Mitteleuropa wird qualitativ z. B. eine Zunahme von Überflutungen aufgrund von Starkregen, Dürren (für Westeuropa, jedoch nicht für Mitteleuropa), Vegetationsbränden und gefrierendem Regen prognostiziert. Wenn in den Berichten jedoch von extremen Ereignissen die Rede ist, bezieht sich dies meist auf 10- bis 100-jährliche Ereignisse. Im Sinne der Auslegung kerntechnischer Anlagen sind dies noch relativ häufige Ereignisse bzw. Einwirkungen, die nicht auslegungsbestimmend sind. Eine unmittelbare Übertragung der Erkenntnisse des IPCC auf seltenere Ereignisse, wie sie für die kerntechnische Sicherheit relevant sind, ist problematisch. Für die Bewertung der möglichen Auswirkungen des Klimawandels im Rahmen einer Standortgefährdungsanalyse sollten daher standortspezifische oder zumindest regional-spezifische Untersuchungen durchgeführt werden.

Die Berücksichtigung der Auswirkungen des Klimawandels ist Teil internationaler Regelwerke. In den Safety Requirements der IAEA wird zwar kaum auf die Auswirkungen des Klimawandels eingegangen, da die hier formulierten Anforderungen allgemeingültig und vor allem konsensfähig sind, in mehreren Safety Guides wurde jedoch die Berücksichtigung in den letzten Jahren in die Empfehlungen eingearbeitet, was zeigt, dass die Thematik in mehreren Bereichen der kerntechnischen Sicherheit an Bedeutung gewinnt. Es wird auf die Daten des IPCC als mögliche Informationsquelle hingewiesen. SSG-18, der entscheidenden Safety Guide bei der Berücksichtigung der Auswirkungen des Klimawandels bei der Festlegung der relevanten wetterbedingten Einwirkungen von außen darstellt, wird derzeit überarbeitet. Insgesamt gibt es jedoch einen Mangel an Safety Standards mit klaren Vorgaben bezüglich des Umgangs mit den Auswirkungen des Klimawandels, was als Meinung auch innerhalb der IAEA vertreten wird.

Die Berücksichtigung der Auswirkungen des Klimawandels im Regelwerk der WENRA ist in den wesentlichen Punkten mit der Berücksichtigung im Regelwerk der IAEA vergleichbar. So werden auch in den SRL keine Anforderungen formuliert, die explizit die Berücksichtigung der Auswirkungen des Klimawandels fordern. In den weiterführenden

Leitfäden werden jedoch Empfehlungen zu dieser Thematik gegeben, die technisch nicht genauer spezifiziert sind.

Auch in europäischen Ländern werden die Auswirkungen des Klimawandels im Zusammenhang mit der Sicherheit von KKW bereits berücksichtigt, sowohl durch die nationalen Aufsichtsbehörden als auch in der Sicherheitsforschung und durch Aktivitäten der Betreiber.

- In Frankreich sind vor allem die Temperaturerhöhung des Fluss- oder Meerwassers der Wärmesenke und Dürreperioden, die erzwungene Abschaltungen verursachen, von Bedeutung. Die negativen Erfahrungen mit Ereignissen dieser Art in den letzten Jahren führten u. a. dazu, dass ASN empfahl, die Forschung über die möglichen Auswirkungen des Klimawandels voranzutreiben. Die im Sicherheitsnachweis von KKW berücksichtigten Temperaturen müssen regelmäßig neu bewertet werden, insbesondere im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung. Kommt es wie 2006 aufgrund von erzwungenen Abschaltungen zu einer Gefährdung der Sicherheit des Stromnetzes, kann eine vorübergehende Lockerung der Grenzwerte der Flusstemperaturen genehmigt werden. EDF hat aufgrund der Erfahrungen mit Hitzewellen verschiedene Maßnahmen durchgeführt, um die Auswirkungen auf den Betrieb von KKW zu minimieren und ein internes Projekt gestartet, das sich mit der Klimaentwicklung und entsprechenden Anpassungen für die Sicherheit und Verfügbarkeit der KKW beschäftigt.
- In Großbritannien ist der Anstieg des Meeresspiegels sowie die Veränderung von Sturmfluten und Wellen der Aspekt des Klimawandels mit der meisten Bedeutung. Da alle KKW-Standorte an den Küsten liegen, wurde bereits früh (2011) die Berücksichtigung der Auswirkungen des Klimawandels über die gesamte Lebensdauer der Anlagen gefordert. Eine britische Besonderheit stellt dabei der „adaptive Ansatz“ bei der Auslegung eines KKW dar. Dabei soll die Anlage so konzipiert werden, dass es möglich ist, weitere Vorkehrungen erst dann zu treffen, wenn diese erforderlich werden sollten. Dies soll es ermöglichen, mit den erheblichen Unsicherheiten im Zusammenhang mit den Prognosen des zukünftigen Klimawandels umzugehen
- In Finnland sind insbesondere sehr niedrige Lufttemperaturen, Schneestürme und gefrierender Niederschlag von Bedeutung, wobei die Auswirkungen des Klimawandels hier geringer ausfallen. Trotz der Lage der KKW an der Küste wird der Einfluss

des Anstiegs des Meeresspiegels aufgrund der postglazialen Landhebung als weniger stark angesehen als in Frankreich oder Großbritannien. Eine besondere Einwirkung, die in Finnland näher untersucht wird, betrifft die Bildung von Frazil-Eis.

Bei der Auslegung der drei neuen EPR in den Ländern wurden die Auswirkungen des Klimawandels, insbesondere für hohe Umgebungstemperaturen und für die Gefährdung durch Überflutungen, untersucht. Hier zeigten sich jedoch auch Unterschiede in der Art der daraus resultierenden Berücksichtigung. Während in Frankreich und Großbritannien die Analyse des Anstiegs des Meeresspiegels zur Einführung von zusätzlichen Sicherheitsmargen bei der Festlegung des Auslegungswasserstandes für den Hochwasserschutz der KKW führte, wurde dieser Aspekt in Finnland aufgrund der dem Meeresspiegelanstieg entgegenwirkenden Landhebung vernachlässigt.

### **2.3.5 Maßnahmen zum Schutz von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen**

Es wurde eine Untersuchung zu den Auslegungs- und Schutzkonzepten gegen seismische Einwirkungen, die bei kerntechnischen Anlagen im benachbarten Ausland zur Anwendung kommen, durchgeführt. Auslöser war ein Erdbeben in Südfrankreich, das sich am 11. November 2019 mit einer Magnitude von 4,9 ( $M_w$ ) ereignete, da von jenem auch die Kernkraftwerke an den Standorten Cruas-Meyssse und Tricastin betroffen waren. In den genannten Anlagen werden unterschiedliche seismische Auslegungskonzepte verfolgt. Während in Tricastin eine klassische Bauwerksauslegung zur Anwendung kam, wurde das Kernkraftwerk Cruas-Meyssse mit einer seismischen Isolierung ausgestattet, welche die Erdbebeneinwirkungen dämpft. Solche seismischen Isolierungen kommen im konventionellen Bereich für kritische Bauwerke (z. B. Krankenhäuser und Brücken) bereits seit längerem zum Einsatz und werden zukünftig voraussichtlich auch im kerntechnischen Bereich vermehrt Anwendung finden.

Das kerntechnische Regelwerk der Nachbarländer Niederlande, Belgien, Frankreich, Schweiz, Tschechien, Schweden und Großbritannien wurde hinsichtlich der dort angesprochenen Vorgehensweisen zum Schutz gegen Erdbebeneinwirkungen ausgewertet, mit Fokus auf der Identifizierung alternativer Ansätze gegenüber der konventionellen seismischen Bemessung. Zusammenfassend ist festzustellen, dass es in den Regelwerken der Nachbarländer so gut wie keine konkreten Vorgaben zu alternativen Ansätzen zum Schutz von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen gibt. I. d. R. stellen die Regelwerke auf klassische Erdbebenauslegungskonzepte (z. B. hohe Steifigkeit und

Festigkeit der Bauwerke entsprechend der vollen am Standort zu erwartenden Erdbebeneinwirkung) ab, ähnlich dem deutschen kerntechnischen Regelwerk. Lediglich im niederländischen und britischen Regelwerk wird auf die Möglichkeit seismischer Isolierungen hingewiesen.

Die Recherchen für die Nachbarländer Niederlande, Belgien, Frankreich, Schweiz, Tschechien, Schweden und Großbritannien ergaben, dass die Erdbebenauslegung der sicherheitstechnisch bedeutsamen Bauwerke der dortigen kerntechnischen Anlagen zu einem sehr großen Teil auf konventionellen seismischen Bemessungsmethoden (Abschnitt 3.1) beruht. Basisisolierungen kommen nur an den französischen Standorten Cruas-Meyssse, La Hague und Cadarache zum Einsatz (siehe Abschnitt 3.3.2). Darüber hinaus sind weitere Anwendungsfälle im internationalen Raum (jedoch nicht grenznah) bekannt. Ggf. wird diese Technik bei zukünftigen Reaktoren, insbesondere bei SMR, genutzt werden. Relevante Anwendungen von Verfahren der Tragwerkskontrolle für Bauwerke grenznaher kerntechnischer Anlagen konnten in diesem Rahmen nicht ausfindig gemacht werden.

Für die Kernkraftwerke in den deutschen Nachbarländern liegen kaum Erfahrungen mit Erdbeben vor, da das nördliche Mitteleuropa eine seismisch mäßig aktive Region ist. Nur für sehr wenige Erdbebenereignisse konnten Informationen zu den Auswirkungen (bzw. nicht vorhandenen Auswirkungen) an Kernkraftwerkstandorten ermittelt werden. Zusammenfassend lässt sich sagen, dass keine gravierenden Auswirkungen an Kernkraftwerken in den Nachbarländern beobachtet werden konnten.

Für die verschiedenen technischen Gruppen der seismischen Isolierung sind u. A. nachstehende Punkte zu bedenken, welche im Rahmen dieses Vorhabens nicht vertieft untersucht werden konnten: Bei FLAB, Druckwelle oder Sturm könnte u. U. ein Überschreiten der zulässigen bzw. möglichen Verschiebungen zu besorgen sein. Darüber hinaus wäre bei FLAB ein Kerosineintrag im Bereich der seismischen Isolierung mit Folgebrand denkbar, der zu Schäden an den Elastomerlagern führen könnte. Die Alterung solcher Lager könnte problematisch für die Sicherheit insbesondere bei Laufzeitverlängerungen von kerntechnischen Anlagen werden. Sollte Wartung oder Wechsel von Erdbebensicherungssystemen nötig werden, müsste eine entsprechende Zugänglichkeit gegeben sein.

Weltweit wurde dem Thema bezüglich Anwendung bei kerntechnischen Anlagen in den letzten Jahren zunehmend mehr Beachtung geschenkt, insbesondere in den USA,

Japan und Korea, aber auch in Russland und (im nicht-grenznahen) Europa. Es ist davon auszugehen, dass zukünftig mehr kerntechnische Anlagen mit seismischen Isolierungen errichtet werden.

### **2.3.6 Maßnahmen zur Absicherung der Integrität von Rohrleitungsbögen aus Duplex-Stahl in französischen und belgischen Kernkraftwerken**

Die Alterung der aus austenitisch-ferritischem („Duplex“) Stahlguss bestehenden Hauptkühlmittelleitungen von vielen Anlagen ist seit langer Zeit Gegenstand von sicherheitstechnischen Bewertungen gestützt durch experimentelle Untersuchungen und deren Auswertung.

Vor dem Hintergrund der Laufzeitverlängerung der französischen Reaktoren der Serie 900 MW um weitere 20 Jahre im Zusammenhang mit der anstehenden vierten Zehn-Jahres-Revision (VD4) wurden die Prognosen des Alterungsverhaltens auf 60 Betriebsjahre ausgedehnt und erneut diskutiert. Vor allem die aus Standguss hergestellten Bögen sind von einem thermischen Alterungsprozess betroffen, der zu einer deutlichen Abnahme der Bruchzähigkeit führt. Deshalb stehen die Bögen der französischen 900 MW-Anlagen und der vergleichbaren belgischen Anlagen bei diesen Untersuchungen im Fokus.

Die Hauptkühlmittelleitungen (HKL) der französischen und belgischen 3-Loop Anlagen sowie auch vieler US-amerikanischer Anlagen sind aus ferritisch-austenitischem (Duplex) Stahlguss, der bei Betriebstemperatur einer thermischen Alterung unterliegt. Nach langer Betriebszeit erreichen vor allem die im Standgussverfahren hergestellten Bögen in vielen Fällen eine niedrige Zähigkeit und enthalten häufig für Standguss typische Fehler wie Lunker und Erstarrungsrisse. Dies macht eine detaillierte Integritätsbewertung der Bögen erforderlich. Da die Alterung im „heißen“ Strang schneller abläuft als im „kalten“ Strang hinter dem Dampferzeuger, standen zunächst die „heißen“ Bögen im Vordergrund. Im Hinblick auf die Verlängerung der Laufzeit der französischen 900 MW-Anlagen auf 60 Jahre bedürfen auch die „kalten“ Bögen einer größeren Aufmerksamkeit.

Die thermisch aktivierte Alterung entsteht durch spinodale Entmischung der ferritischen Phasenanteile und durch Ausscheidungen, die zusammen zu einer Versprödung der ferritischen Phase führen. Neben dem Gießverfahren spielen der Ferritanteil und der Molybdängehalt dieser Stähle eine wesentliche Rolle für ihre Alterungsempfindlichkeit,

d. h. mit steigendem Ferritanteil und Molybdängehalt steigt die Empfindlichkeit. Dabei ist der Ferritanteil wiederum von der chemischen Zusammensetzung abhängig und wird anhand von empirischen Formeln auf Basis der Chrom- und Nickeläquivalente bestimmt, d. h. der gewichteten Konzentration der die ferritische und die austenitische Phase stabilisierenden Elemente.

Die in den französischen, belgischen und US-amerikanischen Anlagen verwendeten Stahlgussorten entsprechen in ihrer chemischen Zusammensetzung der amerikanischen Norm ASTM A-351. Daher ergänzen sich die umfangreichen Untersuchungen zur Alterung dieser Stähle bei EDF und ANL in den USA. Anhand von Proben, die im Labor bei höheren Temperaturen ausgelagert wurden, sowie von Proben aus weiterhin in Betrieb befindlichen oder ausgetauschten Bögen wurde das Alterungsverhalten (Abnahme der Schlagenergie bei Raumtemperatur oder auch bei 320 °C mit der Auslagerungszeit bei Temperatur) ermittelt. Weiterhin wurden empirisch Korrelationen der Schlagenergie mit Risswiderstandskurven (J-R-Kurven) aufgestellt, um die J-R-Kurven der gealterten Bögen abschätzen zu können.

Mit Hilfe dieser J-R-Kurven und angenommenen Fehlergrößen, d. h. postulierten Referenzfehlern oder einhüllenden Fehlergrößen für tatsächlich aufgefundene Fehler kann dann eine bruchmechanische Bewertung der Integrität der Bögen vorgenommen werden. Deshalb wird von EDF neben dem Ferritanteil auch der Risswiderstand als Kriterium für gezielte Prüf- und Instandhaltungsmaßnahmen an Rohrbögen einschließlich deren Austausch herangezogen. Die anzunehmende Größe der Referenzfehler ist aber noch Gegenstand der Diskussion mit der Aufsichtsbehörde ASN (Stand 2019).

Während in den französischen Anlagen bereits einige heiße und kalte Bögen ausgetauscht worden sind und möglicherweise aufgrund der bruchmechanischen Bewertung noch weitere ausgetauscht werden müssen, ist für die belgischen Anlagen die anzunehmende Zähigkeit in allen Bögen ausreichend groß, sodass keine Einschränkungen für die Sicherheit nach 50 Jahren Betriebszeit zu besorgen sind. Darüber hinaus wurde ein Leck-vor-Bruch Nachweis mit großen postulierten Fehlern in den anschließenden Schweißnähten geführt. Ein Austausch von Bögen ist daher nicht vorgesehen. Diese Bewertungen für die belgischen Anlagen wurden nach dem einschlägigen US-amerikanischen Regelwerk vorgenommen. Dieses basiert mit relativ geringen Abweichungen auf den gleichen wissenschaftlich-technischen Grundlagen wie für die französischen Anlagen.

### 2.3.7 Containmentintegrität

Relevante bautechnische Alterungsphänomene am Containment sind z. B. unzulässige Reduzierung von Vorspannkräften, Spanngliedversagen, Carbonatisierung, Rissbildung, unterschiedliche Korrosionsarten an Bewehrungs- und Spannstählen, Betonabplatzungen, Treiberscheinungen, Kriechen und Schwinden, Betonkorrosion durch chemischen Angriff, Verlust der Verbundwirkung zwischen Stahl und Beton, biologische Einwirkungen (wie Bewuchs) und Frost-Tau-Wechsel. Im vorliegenden Bericht werden zwei unterschiedliche Alterungsphänomene und deren sicherheitstechnische Einflüsse auf die Containmentintegrität behandelt. Der erste Alterungseffekt ist die Spannungsrisskorrosion an Spanngliedern in Containments aus vorgespanntem Stahlbeton und ihre möglichen Folgen (siehe Abschnitt 2). Treiberscheinungen im Betongefüge von Containments aus Stahlbeton (mit oder ohne Vorspannung) stellen den zweiten untersuchten Alterungseffekt dar (siehe Abschnitt 3).

Spannungsrisskorrosion/Wasserstoffversprödung an Spanngliedern von vorgespannten Stahlbetoncontainments stellt nach der vorliegenden Betriebserfahrung weltweit eine Herausforderung dar. Dadurch kam es bereits zu spontanen Brüchen von Spanngliedern, da Spannungsrisskorrosion/Wasserstoffversprödung nur sehr schwer im Vorfeld zu detektieren ist. Aus dem konventionellen Bauwesen ist eine beachtliche Anzahl an Einstürzen aufgrund dieses Alterungsphänomens bekannt. Nach aktuellem Kenntnisstand können von Spannungsrisskorrosion/Wasserstoffversprödung an Spanngliedern auch grenznahe Kernkraftwerke betroffen sein. Treten zu viele Spanngliedbrüche in einem Containment auf, kann dies ggf. eine Überschreitung von Grenzwerten für radioaktive Freisetzungen zur Folge haben.

Aus mehreren Quellen wie z. B. /PAP 21/, /VER 18a/, /VER 18b/ und auch Informationen zu russischen Containments wird ersichtlich, dass noch Wissenslücken zur Beurteilung von nuklearen Betonbauwerken hinsichtlich vorgespannter Sicherheitsbehälter bestehen. Besonders wichtig ist international das Nachlassen von Vorspannkräften durch Kriechen, Schwinden und Relaxation sowie resultierende Rissbildung mit Freisetzungen. Die Ursachenklärung bzw. das in Erfahrung bringen der Ursachen wäre zur sicherheitstechnischen Beurteilung davon betroffener Anlagen wichtig.

Zum Alkalitreiben in Beton liegen ebenfalls einige Fälle aus der weltweiten Betriebserfahrung mit Kernkraftwerken vor, unter anderem auch bei grenznahen Anlagen. Im

Unterschied zum vorstehend erwähnten Phänomen der Spannungsrissskorrosion/Wasserstoffversprödung sind Treiberscheinungen wesentlich besser detektierbar. Auch wurden im Rahmen dieses Vorhabens keine Fälle gefunden, bei denen es zum spontanen Versagen kam. Dafür sind Treiberscheinungen nicht zwingend lokal begrenzt, sondern können ein ganzes Kernkraftwerk betreffen. Treiberscheinungen führen zu Rissen und Gefügezerrüttung bei zunehmender Reduzierung der Betonfestigkeiten (Druckfestigkeit, Zugfestigkeit, ...). Dies bedeutet eine Reduzierung der Dauerhaftigkeit und ab einem gewissen Fortschritt des Prozesses den Verlust von Gebrauchstauglichkeit bis hin zum Verlust der Tragfähigkeit. Die Schäden können je nach Bauwerksbefall und Randbedingungen reparabel oder irreparabel sein. Allerdings sind Reparaturen aus wirtschaftlicher Sicht oft nicht sinnvoll.

Auf dem Meeting der U.S. NRC zur Regelwerksentwicklung am 21.01.2021 wurde ausgeführt, dass noch Wissenslücken zur Beurteilung von nuklearen Betonbauwerken hinsichtlich des Phänomens Alkalitreiben und seinen Interaktionen mit anderen Alterungsmechanismen bestehen /PAP 21/. Auch die Bewilligung des EURATOM-Projektes ACES im Herbst 2020 zu Alterungsphänomenen zeigte, dass hier noch Forschungsbedarf besteht.

### **2.3.8 Reaktorwasserreinigung**

An die Wasserchemie im Primärkreis von DWR und im Wasser-Dampf-Kreislauf von SWR werden spezifische Anforderungen gestellt, um Korrosion sowohl der druckführenden Umschließung und angrenzender Systeme als auch der Brennstab-Hüllrohre so weit möglich zu minimieren. Auch bei Einhaltung aller Parameter ist ein gewisses Korrosionsproduktinventar im Kühlmittel nicht zu vermeiden.

Aufgabe des Kühlmittelreinigungs- (DWR) bzw. Reaktorwasserreinigungssystems (SWR) ist es einerseits, die Einhaltung der wasserchemischen Parameter zu gewährleisten bzw. zu unterstützen und andererseits die im Kühlmittel enthaltenen Verunreinigungen (z. B. Korrosionsproduktagglomerate, Verunreinigungen, Brennstoff- und Spaltproduktpartikel aus Brennstableckagen) möglichst schnell und effektiv zu entfernen. Dementsprechend hat das System eine chemische/ionale und eine mechanische Reinigungsfunktion. Für die chemische bzw. ionale Reinigungsfunktion kommen Ionentauscherharze zum Einsatz, wahlweise getrennt nach Anionen- und Kationentauscherharzen oder auch in Form von Mischungen. Für die mechanische Reinigungsfunktion gibt

es entweder separate Filter oder die Ionentauscher sind so aufgebaut, dass sie das Kühlmittel auch mechanisch filtrieren.

In der Ausarbeitung wird der systemtechnische Aufbau je nach Reaktortyp kurz beschrieben. Es folgt eine Aufarbeitung der nationalen und internationalen Betriebserfahrung, bevor im Anschluss mögliche Auswirkungen diskutiert und Schlussfolgerungen abgeleitet werden.

Das Kühlmittelreinigungssystem (DWR) bzw. das Reaktorwasserreinigungssystem (SWR) hat zur Aufgabe, die vorgesehene Wasserchemie im Primärkreis (DWR) bzw. Wasser-Dampf-Kreislauf (SWR) zu gewährleisten und unerwünschte Bestandteile zu entfernen. Dies geschieht einerseits mechanisch durch Filter, andererseits über Ionentauscher. Bei Ionentauschern kommen sowohl „sortenreine“ Kationen- oder Anionentauscherharze als auch Mischungen zum Einsatz. Im Falle von DWR und WWER kommen auch vorbeladene Ionentauscherharze zum Einsatz, um unerwünschte Veränderungen der Wasserchemie zu verhindern.

Aus Betriebserfahrungssicht sind Kühlmittelreinigungs- bzw. Reaktorwasserreinigungssysteme relativ unauffällig; die Anzahl der Vorkommnisse ist klein. Einige wenige Vorkommnisse zeigen jedoch, dass gravierende Auswirkungen möglich sind. Einige der Vorkommnisse sind nicht spezifisch für das System (z. B. Schäden durch chloridinduzierte (transkristalline Spannungsriss-) Korrosion). Es zeigt sich zudem, dass in diesen Systemen menschliche Fehlhandlungen und andere Human-Factors-Gründe einen nicht unerheblichen Raum einnehmen.

Die Auswertung der Betriebserfahrung zeigt, dass sich folgende Vorgehensweisen bewährt haben:

1. Sichere Rückhaltung der Harze.

Gelangen Harze aus Reinigungssystemen aufgrund mehrfacher Fehler und/oder defekter Komponenten in den Reaktorkühlkreislauf oder in Hilfssysteme, könnte die Funktion von Abschaltanlagen und anderen sicherheitstechnisch wichtigen Systemen unzulässig beeinträchtigt werden. Dies kann durch zuverlässige Maßnahmen und Einrichtungen vermieden werden, die einen Harzaustrag aus Ionentauscheranlagen in den Reaktorkühlkreis und andere Systeme, die mit Abschaltanlagen in Verbindung stehen, verhindern. Eine regelmäßige Überprüfung bzw. eine

Überwachung der Einrichtungen zur Rückhaltung von Harzen während des Betriebes ist zielführend. Harze können bei langen Betriebszeiten ihre Eigenschaften ändern, was die Rückhaltewirksamkeit der Rückhalteeinrichtung vermindern kann oder auch zur Verstopfung von z. B. Sieben führen kann.

## 2. Einhaltung der Betriebs- und Auslegungswerte.

Ionentauscherharze sind bekanntermaßen nur in bestimmten Grenzen thermisch stabil. Zudem hängt das Gleichgewicht des Ionentauschvorgangs von der Temperatur ab. Gelangt zu heißes Medium zu den Harzen, können abgeschiedene Ionen wieder in Lösung gehen. Im Extremfall können sich die Harze zersetzen. Beides kann die Wasserchemie negativ beeinflussen. Daher hat es sich bewährt, die Systemtemperatur kontinuierlich zu überwachen. Beim Überschreiten bestimmter Grenzwerte können dann entsprechende Maßnahmen wie z. B. Verriegelungen vorgesehen werden.

## 3. Sicherstellung der Integrität

Im Bereich der Kühlmittel- bzw. Reaktorwasserreinigung fließt radioaktives Medium. Insbesondere die Ionentauscher selbst und die Komponenten für die Behandlung der verbrauchten Harze können eine erhebliche Ortsdosisleistung aufweisen. Daher kann eine Überwachung der Integrität des Systems durch geeignete (zerstörungsfreie) wiederkehrende Prüfungen und ggf. ein Programm zur vorbeugenden Instandhaltung sensibler Komponenten dafür sorgen, die Aktivität sicher einzuschließen und die Strahlenexposition des Personals zu begrenzen.

## 4. Vermeidung von Fehlhandlungen

Im Kühlmittel- bzw. Reaktorwasserreinigungssystem kommen für einige durchzuführende Arbeiten manuelle Schalthandlungen zum Einsatz, die teilweise nur sehr selten durchgeführt werden. Um unerwünschte Folgen durch Fehlhandlungen zu vermeiden, ist eine sorgfältige Planung und zuverlässige Kontrolle hilfreich. Sorgfältige Planung, eindeutige Beschreibung und gute Verständlichkeit der einer Durchführung dieser Schalthandlungen zugrunde liegenden Prozeduren können menschlichen Fehlhandlungen bzw. dadurch ausgelösten sicherheitstechnisch bedeutsamen Konsequenzen entgegenwirken, insbesondere wenn Letztere explizit adressiert werden. Geeignete Schulungen können darüber hinaus ausreichende Kenntnis der durchzuführenden Prozeduren vermitteln.

5. Berücksichtigung der Auswirkungen von Nachrüstungen und Umbaumaßnahmen  
Bei Nachrüstungen oder Umbaumaßnahmen im Kühlmittel- bzw. Reaktorwasserreinigungssystem kann es unter ungünstigen Umständen dazu kommen, dass eines der oben beschriebenen Ziele (insbesondere die unter 1. und 2. genannten) nicht unter allen anzunehmenden Betriebs- und Störfällen eingehalten werden kann. Mit einer sorgfältigen Planung der Nachrüst- und Umbaumaßnahmen unter Einbeziehung aller anzunehmender Betriebs- und Störfälle kann dem entgegengewirkt werden.

### **2.3.9 CFSI**

Als CFSI werden gefälschte, wissentlich falsch deklarierte und verdächtige Artikel („counterfeit, fraudulent and suspect items“) bezeichnet. Einige Vorfälle in verschiedenen Ländern wurden auch im nuklearen Sektor bekannt (z. B. Kobe Steel, Japan; Areva Creusot Forge, Frankreich). Daher sind unterschiedliche Organisationen darauf bedacht, die CFSI-Thematik stärker in den Fokus ihrer Inspektionen zu rücken, um möglichen Risiken und negativen Auswirkungen auf die Nuklearindustrie entgegenzuwirken.

Zuletzt erregten zwei Untersuchungsberichte der NRC im Februar 2022 Aufsehen in der Öffentlichkeit, da diese die Existenz von CFSI in US-Kernanlagen thematisieren und dabei den Umgang der amerikanischen Aufsichtsbehörde mit CFSI kritisch diskutieren.

Unterschiedliche internationale Organisationen, aber auch nationale Aufsichtsbehörden beschäftigten sich bislang mit CFSI und sprachen Empfehlungen für deren Prävention, Identifikation und Reduzierung aus. Da es sich dabei zumeist um Leitlinien und keine eindeutigen Anordnungen handelt, existiert folglich kein einheitlicher Umgang der Organisationen und Behörden mit CFSI in den verschiedenen Ländern.

Generell sind sich die Institutionen darüber einig, dass die Thematik der CFSI sichtbarer in den Fokus gestellt werden sollte, sodass deren Existenz im nuklearen Sektor möglichst verhindert wird. Dafür sollen regelmäßiger, intensiver Inspektionen sowie detailliertere und qualifiziertere Schulungen der Inspektoren aber auch des Anlagenpersonals durchgeführt werden. Weitere Empfehlungen beinhalten, dass auch bei der Beschaffung und dem Wareneingang die technischen Abteilungen eingebunden werden sollen und dass weiterhin detaillierte Lieferantenkenntnisse und -prüfungen vorhanden sein sollen. Wichtig erscheint allen Institutionen der Informationsaustausch über CFSI Vorfälle, sei es mit den Aufsichtsbehörden direkt oder auch in unterschiedlichen Gremien.

Die Leitlinien der IAEA zeigen eindeutige Definitionen von CFSI und geben detaillierte Empfehlungen heraus. Dazu listet sie, präventiv fokussiert, viele aufklärende Anschauungsbeispiele auf, die sie auch in Webinaren vertieft. Die Stärke der OECD/NEA liegt darin, über Risiken von CFSI zu informieren und Erkenntnisse von internationalen Workshops über CFSI zusammenzufassen. Die NEA Arbeitsgruppe WGOE verfügt dabei über ein vertrauliches Informationssystem für schnelle Benachrichtigungen der Aufsichtsbehörden über potenzielle CFSI Ereignisse. Berichte des MDEP thematisieren besonders, dass auch eine gewissenhafte Entsorgung die Gefahr von CFSI verringern kann. Gleichzeitig nimmt die MDEP dazu Bezug, dass auch mittels „Commercial Grade Dedication“ (CGD) eine nachträgliche Zulassung kommerzieller Artikel möglich sei, sofern eine Qualifizierung erfolgt sei.

Auf Länderebene zeichnet sich die ASN dadurch aus, dass 2018 Anti-Fälschungsspezialisten im Hinblick auf eine Bekämpfung von CFSI eingestellt wurden und dass alle CFSI gemeldet werden müssen, z. B. über ein seit Ende 2018 existierendes Meldeportal. Das ONR bietet detaillierte Kernfragen für Inspektoren und richtet somit seinen Fokus auf die Identifikation von CFSI, gleichzeitig müssen auch hier alle CFSI (bestätigt oder nur vermutet) gemeldet werden. Die CSNC setzt auf eine Liste zugelassener geprüfter und qualifizierter Lieferanten und führt weiterhin seit 2014 eine Meldepflicht von CFSI bei der Durchführung von lizenzierten Tätigkeiten aus. Laut des neusten Untersuchungsberichtes der NRC wird die Anzahl an CFSI Vorfällen bei der NRC vermutlich unterschätzt, da in den USA keine allgemeingültige Melde- oder sogar Dokumentationspflicht bei CFSI herrscht. Ein ausführlicher Abschlussbericht sei bis zum 04.04.2022 vorzulegen, sodass dieser die NRC für die bis zum 11.04.2022 fällige Stellungnahme unterstützen könne.

Nicht nur letztgenannter Sachverhalt zeigt die Aktualität der CFSI Thematik und die Relevanz von eindeutigen und zeitgemäßen Maßnahmen zum Umgang mit CFSI. Ein progressives Vorgehen zu CFSI besitzt beispielsweise das ONR, das für seine technischen Leitlinien bereits ein Überprüfungsdatum unmittelbar bei Veröffentlichung der eigentlichen Leitlinie festlegt. So ist eine gegenwartsnahe Überarbeitung und Neubewertung der Thematik gegeben. Auch Webinare oder Präsentationen, die den Umgang mit aktuellen Fällen von CFSI thematisieren, können das Thema in den Mittelpunkt rücken und folglich zu dessen Identifikation beitragen. Aus diesem Grund ist eine weitere zeitnahe Fokussierung auf diese Thematik auf internationaler, aber auch nationaler Ebene im Hinblick auf die Prävention, Handhabung und auch die Vermeidung von CFSI obligatorisch.

### 2.3.10 Untersuchungen WPS-Verfahren

In Bezug auf die derzeitige Diskussion zur Berücksichtigung der Warmvorbeanspruchung bei Wiederbelastung im RDB-Integritätsnachweis in den Nachbarländern Frankreich und Tschechien wurden Untersuchungen zu den dort entwickelten Verfahren durchgeführt.

Hierzu wurden die Ergebnisse von 103 deutschen WPS-Versuchen so aufgearbeitet, dass die zur Bruchpunktermittlung nach Wiederbelastung benötigten Parameter des tschechischen und französischen Verfahrens zur Verfügung stehen. Die Versuche decken ein breites Spektrum von Lastpfaden, Probengrößen und Zähigkeiten der Werkstoffe ab.

Die Berechnung der Bruchpunkte mit den Verfahren und der Vergleich mit den experimentellen Werten zeigte, dass für Lastpfade ohne Entlastung beide Verfahren Bruchpunktwerte prognostizieren, die unterhalb der experimentellen Werte liegen und somit konservativ sind.

Für Lastpfade mit einer Entlastung ergab sich mit dem französischen Verfahren bei dem Versuch mit der größten Probe eine Überschätzung des Bruchpunktes von 7 %. Die Ursache hierfür kann an der Probengröße liegen, da große Proben in der Regel eine so genannte höhere Mehrachsigkeit aufweisen und somit tendenziell zu niedrigeren Bruchwerten führen. Ob entsprechende Versuche auch im französischen Versuchsprogramm, das die Basis der Methodik bildet, enthalten waren, ist nicht bekannt. Für alle anderen Versuche ergaben sich konservative Prognosen.

Mit dem tschechischen Verfahren ergab sich rein rechnerisch bei zwei Versuchen mit einer Entlastung eine Überschätzung des Bruchpunktes von 5 % bzw. 11 %. Wie sich das jedoch bei einer tatsächlichen Bewertung auswirkt, kann nicht abschließend beurteilt werden. Denn bei der Spröbruchabsicherung wird nach tschechischem Regelwerk noch ein Sicherheitsfaktor auf das Lastmaximum angewendet. Wird der formal eingesetzt, verbleibt nur noch ein Versuch mit einer Überschätzung von etwa 5 % gegenüber dem experimentellen Wert. Weiterhin wird im tschechischen Regelwerk bei der Bewertung eine andere Bruchzähigkeitskurve als die hier betrachtete angewandt. Entsprechende Daten zur Bildung der tschechischen Bruchzähigkeitskurve sind für die deutschen Versuche nicht vorhanden. Tendenziell ergeben sich aber mit der tschechischen Bruchzähigkeitskurve für tiefe Temperaturen fern des Spröbruchübergangsbereichs

geringere Werte als mit der hier vorhandenen deutschen Standardkurve, was dann auch zu geringeren Werten des prognostizierten Bruchpunktes führt.

Insgesamt kann festgestellt werden, dass die mit den beiden Methoden prognostizierten Bruchpunktwerte im Vergleich zu den experimentellen Werten der deutschen Versuchsmatrix fast ausschließlich konservative Ergebnisse liefern. Die Ausnahmen wurden zuvor diskutiert.

### **2.3.11 ISpRK-Austenit**

Seit Dezember 2021 berichten die französische Aufsichtsbehörde ASN und das IRSN sowie EDF über Risse im Sicherheitseinspeisesystem von französischen Kernkraftwerken. Darüber erstellte die GRS im Auftrag des BMUV bereits mehrere Sachstandsberichte. Die Rissbildungen werden auf interkristalline Spannungsrisskorrosion (ISpRK) zurückgeführt. Dieser Schädigungsmechanismus ist bislang vor allem unter den oxidierenden wasserchemischen Bedingungen in Anlagen mit Siedewasserreaktor, die die sog. Normale Wasserchemie anwenden, aufgetreten (siehe z. B. GeSi Issue CI 8). Die relevanten Einflussfaktoren für das Auftreten von ISpRK unter den reduzierenden wasserchemischen Bedingungen im Primärkreis von Anlagen mit DWR, so auch in den Rohrleitungssystemen der französischen Anlagen, sind bislang weitgehend ungeklärt. Damit verbunden sind insbesondere offene Fragen zum Prüfkonzept, zu den Abhilfemaßnahmen sowie zur Übertragbarkeit auf andere Anlagen mit Druckwasserreaktor.

Vor dem oben umrissenen Hintergrund ist es aus Sicht der GRS geboten, neben der zeitnahen Verfolgung des Sachstands in den französischen Anlagen im Rahmen der Auftragsforschung auch vertiefte, generische Untersuchungen zur ISpRK an druckführenden Komponenten unter DWR-Bedingungen durchzuführen. Diese sollen die Aussagefähigkeit der GRS bei diesem sicherheitstechnisch wichtigen Thema sicherstellen, insbesondere bezüglich der Wirksamkeit von Maßnahmen bei den betroffenen Anlagen (Prüfkonzept, Reparaturkonzept, etc.) sowie der Übertragbarkeit auf andere Anlagen.

In der Vergangenheit wurde versucht, (werkstoffabhängige) Grenz- oder Schwellenwerte für verschiedene Einflussfaktoren wie Kaltverformung, Härte, Spannungsintensität, Korrosionspotenzial, Temperatur zu ermitteln, unterhalb derer ISpRK zu vernachlässigen ist oder der Werkstoff „immun“ gegenüber ISpRK ist. Ziel war es für Betreiber und Aufsichtsbehörden gleichermaßen, eine Art „Risiko-Karte“ zu erstellen, an welcher Stelle der Me-

chanismus auftreten bzw. nicht auftreten kann. Fortschritte im Bereich der Werkstoffforschung und Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung führten dazu, dass dieses Konzept in seiner Absolutheit nicht mehr aufrechterhalten werden konnte. Reale Systeme waren oftmals komplexer als die bis dahin getroffenen Annahmen. Insbesondere der Einfluss der Fertigungshistorie (z. B. Kaltverformung, Sensibilisierung durch nicht-optimale Wärmeführung beim Schweißen) und lokale wasserchemische Effekte wurden oftmals nur unzureichend abgebildet /AND 10/.

In der Folge wurde versucht, das Konzept der Schwellenwerte dahingehend zu erweitern, dass diese Werte in Abhängigkeit von anderen Randbedingungen (z. B. Kaltverformung) variieren. Dies führt jedoch zu einem recht komplexen Parameter-Feld /HOS 13/.

Kaltverformung und Aufhärtungen haben generell einen negativen Einfluss auf die ISpRK-Anfälligkeit austenitischer Werkstoffe, auch unter den im Primärkreis von DWR herrschenden reduzierenden Bedingungen. Dies trifft genauso auf oberflächliche Kaltverformung, z. B. aus der Herstellung zu. Offene Fragen gibt es noch in Bezug auf quantitative Auswirkungen einer Kaltverformung und das mechanistische Verständnis. Oftmals in der Literatur zu findende Schwellenwerte (10 – 20 % Kaltverformung, Härte 300 HV /FÉR 12/) sind dabei nicht als starre Grenze zu sehen, unterhalb derer eine „Immunität“ vorläge; vielmehr ist dies als Orientierungswert zu verstehen, ab dem besondere Aufmerksamkeit notwendig werden könnte. Es muss dabei immer das gesamte System betrachtet werden. Allgemein sind eine hohe Reinheit des Kreislaufmediums und ein möglichst geringer Sauerstoffgehalt von Vorteil. Generell ist bei einem niedrigen Korrosionspotenzial die Toleranz gegenüber Verunreinigungen und anderen negativen Einflussfaktoren höher. Durch Optimierung möglichst vieler der in Abschnitt 3 genannten Parameter kann die Wahrscheinlichkeit eines Schadens dementsprechend stark vermindert werden /SEI 21/.

### **2.3.12 EVA-Nachrüstungen**

Im Rahmen des AP 3 wurde eine vertiefte Untersuchung zu Nachrüstungen zu EVA in grenznahen Anlagen durchgeführt. Anhand einer Literaturrecherche wurde ermittelt, welche Nachrüstungen in letzter Zeit in den Ländern Belgien, Frankreich, Niederlande, Schweiz und Tschechien durchgeführt wurden, die im Zusammenhang mit Einwirkungen von außen stehen. Hierbei wurde auch auf die im AP 1 erarbeitete Zusammenstellung von Nachrüstungen zurückgegriffen. Gegenüber den Arbeiten AP 1 wurde die Recherche insbesondere hinsichtlich der verwendeten Quellen (z. B. aktuelle CNS-Berichte,

neue Jahresberichte, Konferenzbeiträge und Internetveröffentlichungen) ausgedehnt. Die auf diese Weise identifizierten Nachrüstmaßnahmen wurden im Hinblick auf länder- bzw. standortübergreifende Gemeinsamkeiten ausgewertet. Zudem wurden ausgewählte Maßnahmen hinsichtlich des vermutlichen Hintergrunds und ihres sicherheitstechnischen Nutzens diskutiert.

Wie zu erwarten, basieren viele Nachrüstungen auf den Erkenntnissen aus den Stress- tests im Nachgang zu den Reaktorunfällen am japanischen Kernkraftwerkstandort Fukushima Daiichi. Dementsprechend konzentrieren sich diese Nachrüstungen auf eine Erhöhung der Robustheit der Anlagen gegen die Einwirkungen Erdbeben und Überflutung. Weit verbreitet ist in diesem Zusammenhang die Anschaffung und Bereithaltung von mobilen Einrichtungen zur Sicherstellung der Energie- und Kühlwasserversorgung. Vereinzelt wird aber z. B. auch von Nachrüstungen zum Schutz gegen Blitzschlag und extreme meteorologische Einwirkungen berichtet. Allerdings sind die verfügbaren Angaben oft nur sehr oberflächlich, sodass eine abschließende sicherheitstechnische Bewertung der Maßnahmen nur begrenzt möglich war.

### **2.3.13 Konferenzteilnahmen**

#### **2.3.13.1 Workshop „Les installations nucléaires face aux aléas naturels,,**

Es wurde an einem virtuellen Workshop der Société Française d'Énergie Nucléaire (Sfen) teilgenommen. Der Workshop „Les installations nucléaires face aux aléas naturels“ war in vier Termine aufgeteilt:

- Session 1, 15 Dezember 2020 „Le climat, ses changements, les aléas naturels dans la sûreté nucléaire“
- Session 2, 5. Januar 2021, „L'inondation“
- Session 3, 12. Januar 2021, „Le grand chaud, le grand froid, le vent“
- Session 4, 19. Januar 2021, „Le changement climatique et les installations nucléaires et conclusions de la Journée Technique Virtuelle“

Insgesamt hat der Workshop dazu beigetragen, die Kenntnisse der GRS in Bezug auf den Schutz französischer kerntechnischer Anlagen zu vertiefen. Aufgrund der Breite des Themenspektrums werden im Folgenden nur drei ausgewählte Aspekte vorgestellt:

- Im Hinblick auf die Ermittlung von Bemessungshochwasserereignissen wurde erläutert, dass es neben der statistischen Auswertung und Extrapolation von Pegelmessdaten auch die Möglichkeit gibt, Bemessungswasserstände auf Basis der Simulation meteorologischer Ereignisse einschließlich der resultierenden Auswirkungen auf die Wasserführung eines Flusses bzw. auf Sturmflutwasserstände abzuleiten. Diese Vorgehensweisen erlauben dann auch die Berücksichtigung von Klimawandeleffekten. Allerdings lassen die Klimamodelle bisher keinen klaren Trend hinsichtlich der zu erwartenden Stärke von Sturmsystemen erkennen. Bezüglich des Meeresspiegelanstiegs sind dagegen Aussagen möglich: Bis zum Jahr 2100 wird mit einem Anstieg von einem Meter gerechnet.
- Neben Überflutungen stellen auch Starkwindereignisse eine mögliche Gefährdung für kerntechnische Anlagen dar. Tornados nehmen dabei eine Sonderrolle ein, da sie einerseits relativ selten sind, andererseits jedoch ein großes Schädigungspotential aufweisen. In Frankreich werden insgesamt pro Jahr ca. zehn bis 30 Tornados beobachtet. Tornados mit einer Stärke von mindestens EF2 auf der Fujita-Skala treten im Mittel ein- bis dreimal pro Jahr auf. Auf Basis einer statistischen Auswertung kam EDF zu dem Ergebnis, dass ein Tornado der Stärke EF0 der WENRA-Anforderung eines Ereignisses mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von  $\leq 10^{-4}/a$  entsprechen würde. Als Referenztornado für die Kernkraftwerksstandorte verwendet EDF jedoch einen EF2-Tornado. Bei der Auslegung gegen Tornadoeinwirkungen sind neben dem (dynamischen) Winddruck auch die Änderung des (statischen) Luftdrucks, die Rate dieser Änderung und eventuelle windgetragene Trümmer zu berücksichtigen.
- Der Sommer 2003 war in Frankreich der heißeste Sommer seit 1950 und wird von Meteo-France als ein Ereignis mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit im Bereich von  $10^{-2}/a$  bis  $10^{-4}/a$  eingestuft. Während dieses Sommers wurden in einigen Räumen der französischen Kernkraftwerke die zulässigen sicherheitstechnischen und arbeitsschutzrelevanten Temperaturen überschritten. In Frankreich wird hinsichtlich der zulässigen Temperaturen zwischen langfristig anstehenden Temperaturen und Temperaturspitzen unterschieden. Überschritten wurden im Jahr 2003 die Grenzwerte für langfristig anstehende Temperaturen, die Spitzentemperaturen wurden marginal erreicht.

Die erlangten Informationen fließen unmittelbar in die Arbeiten in diesem Vorhaben, insbesondere in die Untersuchungen zu hydrologischen Einwirkungen (Kapitel 2.3.9), den

Untersuchungen zu den EVA-Nachrüstungen (Kapitel 2.3.12) als auch in weitere Diskussionen im Zusammenhang mit sicherheitstechnischen Fragen zu Einwirkungen von außen ein.

## **2.4 Fortschreibung von Reaktorkonzept- und Standortbeschreibungen**

### **2.4.1 Standortseiten**

Im Rahmen dieser Arbeiten wurden insbesondere Standortseiten für die grenznahen Anlagenblöcke erstellt. Diese wurden in die Wissensbasis NuSi – Ausland in der PNS-Umgebung integriert. Die Standortseiten enthalten übergeordnete Informationen zu den Standortgegebenheiten, eine Kurzdarstellung des realisierten Reaktortyps, Informationen zu Projektlauf und Verweise auf weitere relevante Informationsquellen und GRS-Arbeiten. Außerdem wird auf den Standortseiten eine Übersicht zu ausgewählten Ereignissen gegeben.

Die Standortseiten enthalten eine chronologische Übersicht zur Anlage, Beschreibungen zu den standortspezifischen Gegebenheiten und zur standortspezifischen Auslegung des Reaktorkonzeptes. Zudem werden ausgewählte Ereignisse aufgeführt. Die Seiten enthalten einen Nachrichtenteil, in welchem relevante Meldungen eingefügt werden. Relevante Unterlagen zu den Standorten werden ebenfalls auf den Seiten verlinkt.

Folgende Standortseiten wurden erstellt:

- KKW Doel 1-2
- KKW Doel 3
- KKW Doel 4
- KKW Tihange 1
- KKW Tihange 2
- KKW Tihange 3
- KKW Beznau 1-2
- KKW Leibstadt
- KKW Gösgen

- KKW Borssele

## **2.4.2 Konzeptbeschreibungen**

Es wurden die u. a. im Vorhaben 4719R01560 erstellten Konzeptbeschreibungen fortgeschrieben. Der Schwerpunkt lag dabei auf den in Westeuropa betriebenen Druck- und Siedewasserreaktortypen. Die Erkenntnisse aus den Arbeitspaketen 1 bis 3 flossen in diese Beschreibungen ein. Die Darstellung erfolgte in der Umgebung der Wissensbasis NuSi – Ausland auf dem PNS.

### **2.4.2.1 BWR-6 am Beispiel KKW Leibstadt**

Die Konzeptbeschreibung des Kernkraftwerks Leibstadt wurde aktualisiert und erweitert. Insbesondere aus einer Stellungnahme des ENSI aus dem Jahr 2019 zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKW Leibstadt im Jahr 2016 konnten viele neue Erkenntnisse gewonnen werden, die in die Anlagenbeschreibung eingearbeitet wurden /ENS 19/. Diese betreffen vor allem Informationen im Bereich der Kernnotkühlung inkl. Nachwärmeabfuhr, des Notstandssystems und der Einwirkungen von außen.

### **2.4.2.2 ABB-SWR**

Es wurde eine Reaktorkonzeptbeschreibung zum ABB SWR, einer schwedischen Siedewasserreaktorbauart vom Hersteller ABB Atom (ehemals ASEA Atom), erstellt. Der Bericht beinhaltet neben der Beschreibung des allgemeinen Anlagenkonzepts und dessen Weiterentwicklung im Laufe der Jahre die sicherheitstechnische Auslegung, präventive und mitigative Maßnahmen sowie vorgenommene Nachrüstungen und das Alterungsmanagement. Ein besonderer Fokus wurde dabei auf die standortspezifischen Umsetzungen des Konzeptes an den fünf Standorten und deren (block-)spezifische Nachrüstungen gelegt. Dazu wurden die Unterschiede zwischen den Anlagen detailliert herausgearbeitet und dargestellt.

Es zeigte sich, dass insbesondere beim Schutz vor Einwirkungen von außen Unterschiede bestehen. Einwirkungen von außen sind bei den ersten Generationen ABB-SWR Anlagen noch wenig berücksichtigt worden. Grund hierfür ist, dass die skandinavischen geologischen Verhältnisse als sehr stabil bewertet wurden und große Flugzeuge in der Nähe der Anlagen bei der Auslegung als nicht relevant bewertet wurden. Erst bei den Anlagen der 4ten Generation (Forsmark 3, Oskarshamn 3) wurden Erdbeben und

Flugzeugabsturz im Design berücksichtigt. Darüber hinaus wurden auch die Vorgehensweisen der einzelnen Länder in Bezug auf den Langzeitbetrieb dargestellt.

### **2.4.2.3 Framatome CP-Baureihe**

Bei den CP-Reaktoren handelt es sich um Druckwasserreaktoren der ersten französischen Bauserie in 3-Loop-Bauweise. Die Anlagen sind mit Westinghouse Lizenzen gebaut worden. Die insgesamt 34 Reaktoren der 900 MWe Klasse in Frankreich lassen sich in drei Baureihen unterteilen: CP0, CP1 und CP2. Sie wurden an neun Standorten in Frankreich errichtet. Im Detail wurden sechs CP0 Blöcke an den Standorten Fessenheim (zwei Blöcke) und Bugey (vier Blöcke) gebaut. Aus der CP1 Baureihe wurden 18 Blöcke an den Standorten Blayais (vier Blöcke), Dampierre (vier Blöcke), Gravelines (sechs Blöcke) und Tricastin (vier Blöcke) realisiert. An drei Standorten wurden insgesamt zehn CP2 Einheiten errichtet. Diese verteilen sich auf die Standorte Chinon (vier Blöcke), Cruas (vier Blöcke) und Saint-Laurent-des-Eaux (zwei Blöcke). Die Baureihen CP1 und CP2 werden häufig unter der Bezeichnung CPY zusammengefasst. Exportiert wurde die Baureihe außerdem nach Belgien (Tihange-1, Tihange-2 und Doel-3) und Doppelblockanlagen nach Südafrika (Koeberg 1/2), Korea (Ulchin-1/2) und China (Daya Bay-1/2 und Ling-Ao-1/2). Dabei wurde das Design an die jeweiligen Länder angepasst. Die französischen Anlagen werden zudem zurzeit im Rahmen der VD-4 insbesondere in den Bereichen Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Einwirkungen und Brennelementelagerbecken nachgerüstet. Die daraus resultierenden Unterschiede werden in der Konzeptbeschreibung dargestellt.

### **2.4.2.4 Framatome P4/N4 Baureihe**

Das P4/P'4-Reaktorkonzept ist ein 4-Loop Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von etwa 1.300 MW. Das Anlagenkonzept basiert auf dem Westinghouse-Prinzip des Druckwasserreaktors und ist eine Weiterentwicklung der französischen CP-Baureihe. Die darauf folgende N4-Baureihe ist weitestgehend identisch aufgebaut und verfügt über eine elektrische Leistung von 1.450 MW. Die acht P4-Blöcke (Flamanville, Paluel und Saint-Alban) und zwölf P'4-Blöcke (Belleville, Cattenom, Golfech, Nogent-sur-Seine und Penly) wurden zwischen 1984 und 1993 in Betrieb genommen. Die vier N4-Blöcke (Chooz und Civaux) wurden zwischen 2000 und 2002 in Betrieb genommen. Nachrüstungen und Sicherheitsverbesserungen betrafen für diese Baureihe insbesondere die Verbesserung der Strategien für schwere Unfälle. Ein Teil der Flotte hat bereits

die dritte zehnjährige Sicherheitsüberprüfung durchlaufen, woraus sich weitere Nachrüstungen ergaben. Die standortspezifischen Besonderheiten werden in der Konzeptbeschreibung dargestellt.

#### **2.4.2.5 Westinghouse 2-Loop am Beispiel KKW Beznau**

Die Konzeptbeschreibung des KKW Beznau wurde überarbeitet und ergänzt. Insbesondere wurde das Kapitel zur Notstromversorgung umfassend aufgrund der Änderungen in der Anlage aktualisiert. Des Weiteren wurden neue Maßnahmen zu Nachrüstungen, unter anderem Maßnahmen zur verbesserten seismischen Sicherheit der Anlage ausgewertet. Die aktuellen Stellungnahmen des ENSI zu diesen Maßnahmen wurden im Rahmen der PSÜ dazu dokumentiert. Die Vorkommnis-Liste mit Ereignissen wurde ebenfalls aktualisiert.

#### **2.4.2.6 Westinghouse-Anlagen in Europa**

Es wurde ein umfassender Bericht zu den standortspezifischen Auslegungen der 2-Loop und 3-Loop Westinghouse-Anlagen in Europa angefertigt. Die wassergekühlten, wassermodernisierten Druckwasserreaktoren mit zwei oder drei Primärkreisläufen von Westinghouse sind über die USA hinaus weit verbreitete Anlagenkonzepte. In Europa werden sie derzeit noch in Belgien, Schweden, der Schweiz, Slowenien, und Spanien betrieben. Trotz der gemeinsamen Konzeptgrundlage zeigen sich einige standortspezifische Unterschiede, die sich vor allem auf unterschiedliche Diversitäts- und Redundanzgrade für sicherheitsrelevante Systeme beziehen. So können die Anlagen beispielsweise zwei oder drei redundante Stränge der elektrischen Energieversorgung aufweisen. Einige der betroffenen Systeme gehörten in den 1960er und 1970er Jahren nicht zu den Reaktorkonzepten und wurden erst im Laufe der Zeit nachgerüstet (beispielsweise die gefilterte Druckentlastung und der Notstand). Die Nachrüstungen wurden oft individuell geplant und durchgeführt und werden ebenfalls durch die regulatorischen Anforderungen des jeweiligen Landes beeinflusst.

#### **2.4.2.7 Westinghouse 4-Loop am Beispiel KKW Sizewell B**

Es wurde eine in früherer Zeit erarbeitete Konzeptbeschreibung zum KKW Sizewell B aktualisiert und erweitert.

Das Kernkraftwerk Sizewell B ist der erste und einzige Druckwasserreaktor in Großbritannien. Das Design von Sizewell B stammt aus den 80er Jahren und entspricht dem Standardised Nuclear Unit Power Plant System (SNUPPS-Konzept, standardisiertes Kernkraftwerkssystem). Die Referenzanlage für das ursprüngliche Design ist die Callaway-Anlage in Missouri, USA. Eine Besonderheit der Anlage in Sizewell B ist die Errichtung innerhalb einer „Diaphragm wall“, einer die Anlage umgebenden tief in den Boden ragenden Schutzwand. Die sicherheitstechnische Auslegung weist große Ähnlichkeiten mit der französischen N4-Baureihe auf. Im Gegensatz zu den WE 3-Loop Anlagen sind hier einige Systeme bereits viersträngig ausgeführt und statt einem, stehen hier zwei ASG-Behälter zur Verfügung. Bezüglich aktueller Nachrüstungen ist hervorzuheben, dass die Anlage bislang keine gefilterte Druckentlastung besitzt. Dazu sollte im Jahr 2024 eine Entscheidung getroffen werden.

#### **2.4.2.8 KWU Baulinie 1 am Beispiel KKW Borssele**

Die Konzeptbeschreibung des Kernkraftwerks Borssele wurde aktualisiert und erweitert. Die Aktualisierungen betrafen insbesondere den Abschluss des Nationalen Aktionsplans der Niederlande. Erweitert wurde insbesondere der Detailgrad der Systembeschreibungen.

#### **2.4.2.9 KWU Baulinie 2 am Beispiel KKW Gösgen**

Es wurde eine Aktualisierung der Anlagenbeschreibung des schweizerischen KKW Gösgen (KKG) vorgenommen. Der Fokus wurde dabei auf das Alterungsmanagement gelegt. Die Maßnahmen zur Alterungsüberwachung sind im KKG in die üblichen Maßnahmen der Instandhaltung eingebettet, wie es im schweizerischen Kernenergiegesetz gefordert wird. Zur Überwachung der Alterung der elektrischen Kabel werden u. a. die Veränderungen der Bruchdehnung von Kabelproben überwacht, Lebensdauerkurven für Kabeltypen ermittelt und Leitungsimpedanz-Resonanzanalysen (LIRA) durchgeführt. Zudem werden präventiv verschiedene Bereiche der Verkabelung erneuert. Überprüfungen der erdverlegten Rohrleitungen waren zuletzt im Alterungsmanagement des KKG nicht vorgesehen, da diese nur in Brauchwassersystemen vorkommen. Die Alterungsüberwachung des Reaktordruckbehälters umfasst ein umfangreiches Überwachungskonzept für die Ursachen und Folgen betrieblicher Degradationsmechanismen und die Altersüberwachung der Betonstrukturen im Reaktorgebäude basiert auf zahlreichen materialabhängig eingesetzten Überprüfungsverfahren. 2017 nahm das KKG auch am Topical Peer Review der WENRA mit dem Schwerpunkt „Ageing Management of NPPs“

teil, das zu der Schlussfolgerung führte, dass die international geltenden Anforderungen der IAEA und der WENRA umgesetzt werden.

#### **2.4.2.10 Advanced Gas Cooled Reactor (AGR)**

Zu der im Vorhaben 4720R01560 erstellten Konzeptbeschreibung zum britischen AGR-Konzept wurde eine ergänzende Ausarbeitung zu den Nachrüstungen und den alterungsbedingten Herausforderungen in den Anlagen erstellt. Diese fasst sowohl die generischen als auch die anlagenspezifischen Maßnahmen zusammen.

#### **2.4.3 Pilotstudie zur Analyse der Betriebserfahrung grenznaher Anlagen**

Der Bedarf für die Pilot-Studie hat sich aus der Erstellung der Standortseiten zu den belgischen und Schweizer Anlagen, die für das Jahr 2021 angesetzt sind, ergeben. Während der Bearbeitung in diesem Jahr zeigte sich, dass eine vertiefte Analyse der Ereignisse der verschiedenen Anlagen zweckmäßig wäre, um übergeordnete Erkenntnisse zum Sicherheitsniveau der jeweiligen Anlage gewinnen zu können.

Insbesondere sollte durch diese tiefergehende Analyse der Ereignisse untersucht werden, ob systematische Defizite der verschiedenen Anlagen z. B. hinsichtlich der Anlagentechnik oder des Sicherheitsmanagements/Sicherheitskultur erkennbar sind.

Die Pilot-Studie zur standortbezogenen Auswertung der Betriebserfahrung ausländischer Anlagen und Ableitung von übergeordneten Erkenntnissen zum Sicherheitsniveau der Anlage erfolgen. Damit sollte die Einschätzung des Sicherheitsniveaus der betreffenden grenznahen Anlagen im Sinne der Vorhabensziele verbessert werden.

Im Rahmen der Pilotstudie wurden das Kernkraftwerk Beznau und das Kernkraftwerk Tihange betrachtet.

##### **2.4.3.1 Dossier Betriebserfahrung Beznau Block 1 und 2**

In diesem Dossier wurde die Betriebserfahrung der Anlagen Beznau 1 und 2 ausgewertet, um abzuschätzen, ob systematische Defizite der Anlagen z. B. hinsichtlich der Anlagentechnik oder des Sicherheitsmanagements und der Sicherheitskultur erkennbar sind.

Dazu wurden zunächst alle Ereignisse zu Beznau 1 und 2 aus den INES- und IRS-Meldungen zusammengestellt. In einem zweiten Schritt wurden Ereignisbeschreibungen in verschiedenen Dokumenten der schweizerischen Aufsichtsbehörde untersucht: die der GRS vorliegenden Stellungnahmen zu probabilistischen Sicherheitsüberprüfungen, Jahresberichte sowie auf der Website der Aufsichtsbehörde verlinkte Dokumente und Presseberichte.

Der aus diesen Dokumenten rekonstruierbare Ereignisablauf, die Analysen und die daraus folgenden Maßnahmen wurden knapp, aber soweit bekannt vollständig dargestellt und ggf. ein Bezug zu daraufhin durchgeführten oder auch mitursächlichen Nachrüstmaßnahmen oder der anlageninternen Betriebserfahrung hergestellt. Bei den Maßnahmen wurde nach Möglichkeit unterschieden, ob diese vom Betreiber oder von der Behörde initiiert wurden und ob unabhängige Sachverständige beteiligt waren. Bei vielen Ereignissen sind jedoch keine Informationen zu Grundursachen (root cause) oder Maßnahmen veröffentlicht.

Die ermittelten Grundursachen und beitragende Faktoren wurden kategorisiert, um eine übergeordnete Analyse und Bewertung der standortspezifischen Betriebserfahrung zu ermöglichen. Die Erkenntnisse wurden mit den Ergebnissen der 1995 durchgeführten OSART-Mission und Analyseergebnissen aus einer Stellungnahme der Aufsichtsbehörde verglichen.

Als Schwerpunkte der Ursachen der Ereignisse nach der OSART-Mission zeichnen sich nach wie vor Mängel bei der Sicherheitskultur, in der Dokumentation und den Vorgaben, der Planung und in der Befolgung von Prozeduren ab. Dabei muss berücksichtigt werden, dass von der OSART-Follow-Up-Mission eine deutliche Verbesserung der Bereitschaft, menschlich-organisatorische Schwächen auszuwerten und zu melden, gefunden wurde. Lücken in der Dokumentation werden auch durch Passagen in den neueren Stellungnahmen zu den Probabilistischen Sicherheitsüberprüfungen offenbar. Das Bestehen dieser Lücken erscheint durch die Praktiken bei der Erstellung der Dokumentation, die durch die OSART-Mission gefunden und in Folge geändert wurden, naheliegend. Das Schließen verschiedener Lücken z. B. durch Sonderprüfungen ist Gegenstand von Forderungen des ENSI z. B. in /ENS 21/.

Die Analyse der IRS-Meldungen gibt wertvolle Hinweise auf konkrete Praktiken und Probleme, die ein ähnliches Bild ergeben wie die der OSART-Mission. Die statistische

Auswertung der IRS-Meldungen allein ist aufgrund des sich wandelnden Meldeverhaltens über die Zeit weniger aussagekräftig. Da für das letzte Jahrzehnt nur zwei IRS-Meldungen verfasst worden sind, ist eine Trendanalyse der IRS-Ereignisse nicht zielführend. Die Gesamtschau der Ereignisse gibt einige neue Informationen zu konkreten Praktiken oder Mängeln, vor allem aber ergab der Vergleich der Verteilung der nicht als „unbekannt“ bewerteten Ursachenkategorien mit einer Auswertung des Betreibers vom Jahr 2002 bis 2011 ein weitgehend übereinstimmendes Bild, woraus vorsichtig geschlossen werden kann, dass die Verteilung der bekannten Ursachen von 2002 bis 2011 auch als Maß der tatsächlichen Verteilung der Ursachen genommen werden kann.

Für den Zeitraum von 2012 bis 2020 sind keine entsprechenden Auswertungsergebnisse des Betreibers verfügbar. Die Zahlen haben sich aber nur für zwei Ursachenkategorien auffällig geändert: Es wurden weniger Ereignisse der Kategorie „unbekannt“ und mehr Ereignisse der Kategorie Herstellungsfehler zugeordnet. Ersteres ist dadurch zu erklären, dass im Gegensatz zum Zeitraum davor zu fast allen Einträgen der entsprechenden Vorkommnisliste kurze Ereignisbeschreibungen verfügbar sind. Aus den Ereignisbeschreibungen kann nachvollzogen werden, dass nur ein geringer Anteil der entdeckten Herstellungsfehler in dem Zeitraum von 2012 bis 2020 gemacht worden ist, die meisten in diesem Zeitraum entdeckten Herstellungsfehler wurden nachweislich vor diesem Zeitraum gemacht.

Unter den gefundenen organisatorischen Ursachen dominieren nach wie vor besonders Mängel in der Dokumentation und den Prozeduren, bei menschlichen Ursachen die Nichtbefolgung von Prozeduren.

Viele Ereignisse mit menschlich-organisatorischen Ursachen stehen in direktem Zusammenhang mit Revisionsarbeiten und insbesondere den umfangreichen Anlagenänderungen der letzten Jahrzehnte. Durch letztere wurden auch einige Auslegungs- und Herstellungsfehler ausgelöst bzw. offenbar. An dieser Stelle ist besonders das Nebenkühlwassersystem zu erwähnen. Durch unzureichende Analysen der Auswirkungen von Änderungen wurden mehrere Pumpenausfälle und ein Druckstoß ausgelöst. Beitragende Ursachen waren durch vorangegangene Änderungsmaßnahmen eingeführte Herstellungs- (z. B. falscher Bauteilwerkstoff) Auslegungsfehler (z. B. Verbesserung eines Leitungswerkstoffes, welche zu elektrochemischer Korrosion an Bauteilen aktiver Komponenten in der Leitung führt) sowie ungünstige Betriebsweisen (z. B. unnötig gedrosselter Pumpenbetrieb), die teilweise bereits jahrzehntelang unerkannt ohne Konsequenz vorgelegen hatten.

Die Pilotstudie hat gezeigt, dass die Aussagekraft dieser übergeordneten Analyse unter anderem aufgrund von sich änderndem Meldeverhalten begrenzt ist. Abgesehen von der statistischen Auswertung erleichtern die erstellten Kategorisierungen jedoch, beim Auftreten neuer Ereignisse effizient zu prüfen, ob es bereits einschlägige Betriebserfahrung gibt.

Das Hauptergebnis des Berichts ist die Gesamtschau der Ereignisse. Um einen ersten Einblick in diese Gesamtschau zu erleichtern, wurden für den Hauptteil dieses Berichts 16 exemplarische Ereignisse technischer sowie menschlicher Ursachen ausgewählt. Sofern möglich, wurden Verweise von diesen ausgewählten Ereignissen auf jeweils ähnliche Ereignisse im Anhang und auf entsprechende Ergebnisse der OSART-Mission eingefügt, um einen „Leitfaden“ für einen ersten Überblick über die Betriebserfahrung der Anlagen in Beznau zu erstellen.

#### **2.4.3.2 Dossier Betriebserfahrung Tihange 1**

In einem weiteren Dossier wurde die Betriebserfahrung der Anlage Tihange 1 ausgewertet, um abzuschätzen, ob systematische Defizite der Anlage z. B. hinsichtlich der Anlagentechnik, des Sicherheitsmanagements oder der Sicherheitskultur erkennbar sind.

Dazu wurden zunächst alle Ereignisse zu Tihange 1 aus den INES- und IRS-Meldungen zusammengestellt. In einem zweiten Schritt wurden Ereignisbeschreibungen und weitere Informationen aus verschiedenen Dokumenten der belgischen Aufsichtsbehörde, die auf deren Website zu finden waren, untersucht. Des Weiteren wurden Informationen zu Ereignissen aus nationalen CNS-Berichten, Berichten der Deutsch-Belgischen Nuklearkommission (DBNK) sowie Presseberichte berücksichtigt.

Der aus diesen Dokumenten rekonstruierbare Ereignisablauf, die Analysen und die daraus folgenden Maßnahmen wurden knapp, aber soweit bekannt vollständig dargestellt. Bei vielen Ereignissen sind jedoch keine tiefgreifenden Informationen über das Ereignis selbst, bzw. dessen Grundursachen (root cause) oder Maßnahmen veröffentlicht. Aus diesem Grund wurde die Bewertung aus den als IRS-Meldungen vorliegenden Informationen separat zu einer Bewertung der insgesamt vorliegenden Informationen durchgeführt.

Die ermittelten Grundursachen und beitragende Faktoren wurden kategorisiert, um eine übergeordnete Analyse und Bewertung der standortspezifischen Betriebserfahrung zu

ermöglichen. Bei der reinen Betrachtung der in IRS gemeldeten Ereignisse zeigt sich ein Schwerpunkt der Ursachen in der Planung und Organisation. Werden alle vorliegenden Informationsquellen berücksichtigt, so liegen für etwa 50% der Ereignisse genug Informationen vor, um eine Kategorisierung durchzuführen. Bei Betrachtung aller zuordbaren Ereignissen ist eine Häufung in der Ursachenkategorie Mangelnde Sicherheitskultur, gefolgt von der Kategorie Organisation und Planung zu erkennen.

Die Pilotstudie hat gezeigt, dass die statistische Aussagekraft einer übergeordneten Analyse unter anderem stark von der Informationstiefe der vorhandenen Meldungen abhängt und durch ein sich änderndes Meldeverhalten beeinflusst werden kann. Abgesehen von der statistischen Auswertung erleichtern die erstellten Kategorisierungen jedoch, beim Auftreten neuer Ereignisse effizient zu prüfen, ob es bereits einschlägige Betriebserfahrung gibt.



### **3 Zusammenfassung und Ausblick**

Im vorliegenden Abschlussbericht sind die Ergebnisse des Vorhaben 4720R01510 zusammenfassend dargestellt.

Im Arbeitspaket 1 wurde ein umfassender Überblick zu den Nachrüstmaßnahmen in den grenznahen Anlagen in Belgien, Frankreich, Schweiz, Niederlande, Tschechien und der Slowakei erarbeitet. Die Informationen wurden systematisch ausgewertet und in analoger Form dargestellt, um eine Vergleichbarkeit zu schaffen. Dazu wurden die Kategorien Reaktorkern, Abschaltanlagen, Nachwärmeabfuhr, Komponenten, bauliche Anlagenteile, Sicherheitseinschluss, Leittechnik und Instrumentierung, Warte, konventioneller Teil/Maschinenhaus, elektrische Energieversorgung, Handhabung und Lagerung der Brennelemente, Zusätzliche Maßnahmen bei bestimmten Betriebszuständen und Ereignissen sowie Sonstiges eingeführt.

Die Forschungsarbeiten im Arbeitspaket 2 bauten auf den Arbeiten zu generischen Sicherheitsfragen und der Wissensbasis GeSi auf, die im Vorhaben 4717I01500 und den Vorgängervorhaben bearbeitet wurden. Basierend auf dem jährlichen Screening wurden die Lösungen für ausgewählte bereits erfasste generische Fragestellungen weiterverfolgt sowie neue Fragestellungen identifiziert und analysiert. Der Wissensstand der GRS konnte damit in einem breiten Themenfeld ausgebaut werden.

Im Arbeitspaket 3 wurden komplexere Fragestellungen die grenznahe Anlagen betreffen mit ingenieurtechnischen Mitteln vertieft untersucht. Zum einen waren dies Fragestellungen, die sich im Zusammenhang mit Nachrüstmaßnahmen und deren Wirksamkeit ergaben und zum anderen Fragestellungen, welche die Sicherstellung der Komponentenintegrität im Langzeitbetrieb dieser Anlagen betreffen. Diese vertieften Untersuchungen dienten insbesondere der Stärkung der Kompetenz und der Aussagefähigkeit der GRS zu den untersuchten Fragestellungen.

Schwerpunkt des Arbeitspaket 4 bildeten die Standort- und Konzeptbeschreibungen der in Westeuropa betriebenen Druck- und Siedewasserreaktoren. Es wurden die u. a. im Vorhaben 4719R01560 erarbeiteten Beschreibungen der westlichen Anlagenkonzepte und deren standortspezifischen Besonderheiten mit dem Ziel der Erhaltung und Erweiterung der Kompetenz der GRS fortgeschrieben. Zudem wurden Standortseiten mit relevanten Informationen auf dem PNS für die grenznahen Anlagenblöcke erstellt.

Mit den oben beschriebenen Arbeiten konnte die Kompetenz und Aussagefähigkeit der GRS zu einem breiten Themenspektrum im Zusammenhang mit grenznahen Anlagen erweitert werden. Die gesteckten Einzelzielsetzungen wurden in allen Arbeitspaketen erreicht. Die durchgeführten Arbeiten leisten einen wesentlichen Beitrag zum Erhalt sowie zum systematischen Ausbau des Wissens und der Kompetenzen der GRS zum Status, zur Technik und zu entsprechenden sicherheitstechnischen Fragestellungen grenznaher Anlagen.

Die Inhalte dieses Vorhabens sollen in einem geplanten Nachfolgevorhaben fortgeschrieben werden.

## Literaturverzeichnis

- /AND 10/ Andresen, P. L.: SCC of Stainless Steels in Hot Water. Fontevraud 7, 2010.
- /ASN 13/ Autorité de sûreté nucléaire (ASN): Guide N° 13 – Protection des installations nucléaires de base contre les inondations externes. Guides de l'ASN, Version 08/01/2013.
- /BMU 15/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 3. März 2015, BAnz AT 30.03.2015 B2, März 2015.
- /ENS 18/ ENSI Review of the Axpo Power AG Safety Case for the Reactor Pressure Vessel of the Beznau NPP Unit 1, ENSI 14/2573, Revision 1, May 31, 2018.
- /ENS 19/ Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI): Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2016 des Kernkraftwerks Leibstadt. September 2019.
- /ENS 21/ Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2017 des Kernkraftwerks Beznau, ENSI 14/3025, ENSI: Brugg, November 2021.
- /FÉR 12/ Féron, D. (Hrsg.): Nuclear corrosion science and engineering. Woodhead Publishing series in energy, no. 22, 1 online resource (xxix, 1042, ISBN 978-1-84569-765-5, Woodhead Publishing: Cambridge, UK, Philadelphia, PA, 2012.
- /HOS 13/ Hosler, R., Fyfitch, S., Malikowski, G., Ilevbare, G.: Review of Stress Corrosion Cracking of Pressure Boundary Stainless Steel in Pressurized Water Reactors and the Need for Long-Term Industry Guidance. 16th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems –Water Reactors, 11. August 2013.
- /NUC 22/ [https://www.nuclear-power.com/nuclear-power/reactor-physics/reactor-operation/fuel-burnup/#Units\\_of\\_Fuel\\_Burnup](https://www.nuclear-power.com/nuclear-power/reactor-physics/reactor-operation/fuel-burnup/#Units_of_Fuel_Burnup), Zugriff: 04.03.2022.

- /NRC 20/ United States Nuclear Regulatory Commission (NRC), GI 204: Flooding of Nuclear Sites due to Upstream Dam Failure, GI-204: Flooding of Nuclear Sites due to Upstream Dam Failure (nrc.gov), September 2020.
- /PAP 21/ Pape, Y.L. et al.: Life Beyond 80. Concrete Aging. In: Development of guidance documents to support license renewal for 100 years of plant operation, Public meeting der U.S. NRC, Washington D.C., 21.01.21.
- /RSK 18/ Bewertung der Sicherheitsnachweise für die Reaktordruckbehälter der belgischen Kernkraftwerke Doel-3/Tihange-2, RSK-Stellungnahme vom 23.05.2018.
- /RSK 20/ Erhöhte Oxidschichtdicken im oberen Bereich von Brennstäben mit M5-Hüllrohren, Empfehlung der deutschen Reaktorsicherheitskommission vom 12.02.2020.
- /SEI 21/ Seifert, H.-P.: Recent & current research activities by the illustrative example of SCC in DMWs. Präsentation, SN-PSI-Weiterbildungskurs Kerntechnik, 7. Oktober 2021.
- /UJV 16/ Duspiva, J.: R&D Activities to Resolve ExVC Strategy for VVER-1000 Reactor, Shanghai, China, October 17-21, 2016.
- /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.
- /WEN 21/ Western European Nuclear Regulators Association (WENRA): WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors 2020. Report, February 2021.
- /WOR 22/ <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/conversion-enrichment-and-fabrication/fuel-fabrication.aspx>, Zugriff 05.03.2022/.

## Abkürzungsverzeichnis

AGR	Advanced Gas Cooled Reactor
ANL	Argonne National Laboratory
ASME	American Society of Mechanical Engineers
ASN	Autorité de sûreté nucléaire
ATF	Accident Tolerant Fuel
ATWS	Anticipated Transient Without Scram
BE	Brennelemente
BS	Brennstab
BS-HR	Brennstabhüllrohr
CEA	Commissariat à l'Énergie Atomique et aux Énergies Alternatives
CFSI	Counterfeit, fraudulent and suspect items
CNS	Convention on Nuclear Safety
CSNC	Canadian Nuclear Safety Commission
DBNK	Deutsch-Belgische Nuklearkommission
DOE	Office of Nuclear Energy
DH	Druckhalter
DWR	Druckwasserreaktor
EASu	Ultimate Containment Heat Removal System
EDF	fr. Electricité de France
ENSI	Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat
EPR	European Pressurised Water Reactor
EPRI	Electric Power Research Institute
EPROOG	EPR Owners and Operators Group
EVA	Einwirkungen von Außen
EVR	Ex-Vessel Retention
FANC	Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle
FARN	Nuclear Rapid Intervention Force
FLAB	Flugzeugabsturz
FFRD	Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal (Brennstofffragmentierung, Neuverteilung und Streuung)
GNF	Global Nuclear Fuel
HKL	Hauptkühlmittelleitungen
HR	Hüllrohr
HTR	Hochtemperaturreaktor
IAEA	International Atomic Energy Agency

ICONE	International Conference on Nuclear Engineering
INES	International Nuclear and Radiological Event Scale
IPCC	Intergovernmental Panel on Climate Change
IRS	Incident Reporting System
IRSN	fr. Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
ISpRK	interkristalline Spannungsrisskorrosion
IVR	In-Vessel Retention
JSME	Japan Society of Mechanical Engineers
KI	Künstliche Intelligenz
KKG	Kernkraftwerke Gösgen
KKW	Kernkraftwerk
KMV	Kühlmittelverlust
KWU	Kraftwerksunion
LIRA	Leitungsimpedanz-Resonanzanalysen
LOCA	engl. Loss of Coolant Accident, dt. Kühlmittelverluststörfall
LTO	Long Term Operation
MDEP	Multinational Design Evaluation Programme
NRC	U.S. Nuclear Regulatory Commission
OECD NEA	Nuclear Energy Agency bei der Organization for Economic Co-operation and Development
ONR	Office for Nuclear Regulation
PNS	Portal für Nukleare Sicherheit
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
RAB	Regulated Asset Base
RCCS	Reactor core and containment cooling systems
RDB	Reaktordruckbehälter
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RIA	Reactivity Initiated Accident (Reaktivitätsstörfall)
RIC	Regulatory Information Conference (der USNRC)
RMI	Reflective Metallic Insulation
RSK	Reaktorsicherheitskommission
SCRAM	„Safety Control Rod Axe Man“ (Reaktorschnellabschaltung)
SCK CEN	Belgian Nuclear Research Centre
SFENSociété	Française d'Energie Nucléaire
SFR	Sodium Fast Cooled Reactor
SMIRT	International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology

SMR	Small Modular Reactor
SNUPPS	Standardised Nuclear Unit Power Plant System
SWR	Siedewasserreaktor
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association
WMO	World Meteorological Organization
WPS	Warmvorbeanspruchung

**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)