

**Internationale
Entwicklungen auf
dem Gebiet der
nuklearen Sicherheit**

Internationale Entwicklungen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit

Vitaly Ivenin

Oktober 2023

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen 4720R01500 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

IAEO-Regelwerk, Länderdossiers, Neubauvorhaben, neue Reaktorkonzepte, nukleare Sicherheit, russische Reaktoren, Sicherheitsstrategien, Tschernobyl

Beiträge zu den Fachkapiteln

Die Kapitel 2 bis 8 wurden auf der Grundlage von Beiträgen folgender Autoren erarbeitet:

Kapitel 2: S. Eismar, T. Gavrilenko-Reiprich

Kapitel 3: S. Eismar, T. Gavrilenko-Reiprich, T. Löher

Kapitel 4: A. Berthold, V. Ivenin

Kapitel 5: E. Zakharko

Kapitel 6: T. Schimpfke, M. Hage

Kapitel 7: A. Berthold, L. Küchler, V. Ivenin

Kapitel 8: S. Eismar, T. Löher

Kurzfassung

Im BMUV-Vorhaben 4720R01500 mit einer Laufzeit vom 03.07.2020 bis 31.05.2023 hat die GRS ihre wissenschaftlich-technischen Untersuchungen zur Verfolgung der internationalen Entwicklungen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit und der Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland fortgeführt.

Die inhaltliche Ausrichtung lag auf eigenwissenschaftlichen Aktivitäten zur Verfolgung, Aufbereitung und systemtechnischen Bewertung von Reaktoranlagen und -konzepten in Betrieb, im Bau und in Entwicklung sowie der Verfolgung der Entwicklung der nuklearen Sicherheit in ausgewählten Staaten und des internationalen Regelwerks. Damit verbunden war die Zusammenarbeit und der Erfahrungsaustausch zu sicherheitstechnischen Fragestellungen mit TSOs und Regulatoren im bilateralen Rahmen, in multilateralen Arbeitsgruppen sowie auf Workshops und Konferenzen.

Das Ziel des Vorhabens bestand in der Weiterentwicklung des Wissens, der Aussage- und Urteilsfähigkeit der GRS zur nuklearen Sicherheit im Ausland in ihrer Komplexität, beginnend beim Sicherheitsstatus kerntechnischer Anlagen, den bekannten Maßnahmen zur Sicherheitsverbesserung, den Entwicklungen der internationalen Anforderungen an die nukleare Sicherheit und deren Umsetzung in das jeweilige nationale Regelwerk.

Im vorliegenden Abschlussbericht werden die Ergebnisse, die in den 7 Arbeitspaketen des Vorhabens erzielt wurden, zusammenfassend dargestellt.

Abstract

In the framework of the BMUV project 4720R01500 with a term from July 3rd, 2020 to May 31st, 2023, GRS continued its scientific and technical research to monitor international developments in the field of nuclear safety and the effectiveness of foreign regulatory systems.

The focus of the content was on own scientific activities for the tracking, processing and system-technical evaluation of systems and concepts of reactors in operation, under construction and in development as well as tracking of the development of nuclear safety in selected countries and the international regulatory framework. This involved cooperation and the exchange of experience on safety-related issues with TSOs and regulators in a bilateral framework, in multilateral working groups and at workshops and conferences.

The objective of the project was further development of knowledge, the ability of GRS to make statements and to judge nuclear safety in other countries in all its complexity, starting with the safety status of nuclear facilities, the known measures for safety improvement, the development of international requirements for nuclear safety and their implementation in the respective national regulations.

This final report summarizes the results that were achieved in the 7 work packages of the project.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung	I
	Abstract	III
1	Einleitung	1
1.1	Zielsetzung des Vorhabens	1
1.2	Arbeitsprogramm	3
2	Verfolgung und Aufbereitung landesspezifischer Entwicklungen der nuklearen Sicherheit im Ausland (AP 1)	5
2.1	Zielsetzung	5
2.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	5
3	Verfolgung und Aufarbeitung von Entwicklungen neuer Reaktorkonzepte (AP 2)	29
3.1	Zielsetzung	29
3.2	Verfolgung von Informationen und Pflege der Wissensbasis „NuSiA“ (neue Reaktorbaulinien).....	29
3.3	Verfolgung der Neubauvorhaben in Europa und weltweit (Standortdossiers)	32
3.4	Verfolgung der Programme zu speziellen Reaktorkonzepten und SMR ...	50
3.4.1	Überblick und technologische Herausforderungen bei MSR- Reaktorkonzepten.....	51
3.4.2	Weiterentwicklung des kerntechnischen Regelwerks für evolutionäre und innovative Reaktorkonzepte	53
3.4.3	Konzeptbeschreibung Hochtemperatur-SMR: Xe-100, EM ² , KP-FHR.....	55
3.4.4	Konzeptbeschreibung CAREM-25	56
3.4.5	Konzeptbeschreibung NUWARD	58
3.4.6	Übersicht der SMR-Konzepte in Begutachtung durch die NRC.....	59
3.4.7	Auswertung des Berichts „The NEA Small Modular Reactor Dashboard“	62

3.5	Vertiefung und Dokumentation der Kenntnisse zur sicherheitstechnischen Auslegung von neuen Reaktoranlagen russischen Designs.....	63
3.5.1	Detailliertes Dossier zu AES-2006 in Wikiform.....	64
3.5.2	Konzeptbeschreibung WWER-TOI	65
3.6	Auswertung der weltweiten Inbetriebnahme neuer Reaktoren	66
3.7	Teilnahme an und Auswertung von Konferenzen zu neuen Reaktoren	70
4	Beschaffung, Auswertung und Aufbereitung von Informationen zu Reaktoren russischen Designs in Betrieb (Generation 1 und 2) (AP 3).....	79
4.1	Zielsetzung	79
4.2	Verfolgung und Analyse von Informationen zu KKW russischen Designs mit sicherheitstechnischer Relevanz	79
4.2.1	Monitoring des Einflusses des russischen Angriffskriegs auf die kerntechnischen Anlagen in der Ukraine.....	80
4.2.2	Dossiers zu aktuellen technischen Fragen.....	90
4.2.3	Teilnahme und Auswertung der tschechischen Konferenz der Kerntechnik NERS.....	102
4.3	Aktualisierung der Wissensbasis NuSi Ausland hinsichtlich der Übersichtsinformationen für russische Reaktoren in Betrieb (Generationen 1 und 2).....	103
4.4	Verfolgung und Auswertung aktueller Ereignisse und Meldungen für WWER-, RBMK- und BN-Anlagen	103
4.5	Pflege und Weiterentwicklung der GRS-Baulinien-Handbücher	107
5	Analyse und Auswertung der Entwicklung des IAEO-Regelwerks (AP 4).....	113
5.1	Zielsetzung	113
5.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	113
6	Erkenntnisse zu Entwicklungen der nuklearen Sicherheit aus internationalen Arbeitsgruppen (AP 5).....	155
6.1	Zielsetzung	155

6.2	Teilnahmen an Arbeitsgruppen der OECD/NEA	155
6.2.1	CSNI Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures (WGIAGE)	155
6.2.2	CSNI Working Group on External Events (WGEV)	160
6.2.3	CSNI Working Group on Risk Assessment (WGRISK)	161
6.3	Teilnahme an Consultancy Meetings der IAEO.....	162
6.4	Teilnahme am Plenum und Mitarbeit in den Arbeitsgruppen des WWER Regulators Forum	164
7	Bilaterale Arbeiten und Erfahrungsaustausch zur nuklearen Sicherheit mit europäischen TSO und Regulatoren (AP 6).....	171
7.1	Zielsetzung	171
7.2	Zusammenarbeit und Informationsaustausch mit Armenien.....	171
7.3	Koordinierung der bilateralen Zusammenarbeit und Informationsaustausch mit Belarus	175
7.4	Koordinierung der bilateralen Zusammenarbeit und Informationsaustausch mit Russland	176
7.5	Erfahrungsaustausch mit der tschechischen Behörde/TSO	177
7.6	Koordinierung der bilateralen Zusammenarbeit und Informationsaustausch mit der Ukraine.....	179
7.7	Koordinierung des Vorhabens INT RBMK-2.....	185
7.8	Vertiefung des Sachverstandes zur Tschernobyl-Thematik und damit verbundene bilaterale Aktivitäten mit ukrainischen Partnern	186
8	Untersuchungen zu Sicherheitsstrategien bei neuen Reaktorkonzepten (AP 7)	201
8.1	Zielsetzung	201
8.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	201
8.2.1	Schadenspotential von neuen Reaktoren	202
8.2.2	Störfallszenarien bei neuen Reaktoren	203
8.2.3	Anwendung von EOP/SAMG bei neuen Reaktoren	204
8.2.4	Anwendung des praktischen Ausschlusses	205

8.2.5	Anwendung von Simulationsprogrammen bei der Auslegung und sicherheitstechnischen Nachweisführung von GEN-IV-Reaktorkonzepten.....	207
8.2.6	Regulatorische Herausforderungen bei transportfähigen SMR	209
8.2.7	Einwirkungen von innen und außen bei schwimmenden Reaktoren	212
8.2.8	Sicherer Einschluss radioaktiver Stoffe bei innovativen Reaktorkonzepten.....	215
8.2.9	Multi-Unit- und Multi-Modul-Aspekte bei neuen Reaktoren	216
8.2.10	Neuartige Konzeptionen der Sicherheitslösungen bei GEN-IV-Reaktoren am Beispiel des ESFR.....	218
8.2.11	Mitwirkung am Bericht zur Anwendbarkeit übergeordneter sicherheitstechnischer Anforderungen an LW-SMR (mit dem Physikerbüro Bremen und dem Öko-Institut)	221
8.3	Teilnahme und Auswertung von Konferenzen zu neuen Reaktoren	221
9	Zusammenfassung	229
	Literaturverzeichnis.....	237
	Abbildungsverzeichnis.....	241
	Abkürzungsverzeichnis.....	243

1 Einleitung

1.1 Zielsetzung des Vorhabens

Die GRS führt seit Jahren eigene wissenschaftlich-technische Forschungsarbeiten zur Bewertung der nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken sowie zur Wirksamkeit der Infrastruktur zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit im Ausland – insbesondere in Mittel- und Osteuropa – durch. Ebenso verfolgte sie die Weiterentwicklung der nuklearen Sicherheit in Westeuropa und weltweit. Die territoriale Ausrichtung liegt schwerpunktmäßig auf den Nachbarstaaten Deutschlands sowie auf Ländern, in denen Reaktortypen russischen Designs zur Anwendung kommen. Darüber hinaus umfasst die Analyse auch Länder und Reaktoranlagen jenseits dieses Fokus.

Obwohl in Deutschland die Nutzung der Kernenergie zur Elektrizitätserzeugung beendet worden ist, werden weltweit Kernkraftwerke weiter betrieben oder neu errichtet. In Europa (einschließlich Russland und Ukraine) waren Ende Mai 2023 laut der IAEO-Datenbank PRIS 168 Leistungsreaktoren in Betrieb, 13 im Bau und weitere in Planung. Damit verschiebt sich auch das Augenmerk im Hinblick auf die Gewährleistung des sicheren Betriebs von Kernkraftwerken immer mehr auf die internationale Ebene. Dieses Interesse ist darin begründet, dass der Betrieb von ausländischen Kernkraftwerken und insbesondere damit eventuell verbundene Stör- und Unfälle direkten Einfluss auf die Sicherheit der deutschen Bevölkerung, auf den Zustand der Umwelt und auf die deutsche Wirtschaft ausüben können. Die GRS will entsprechend ihrer Aufgaben hierzu jederzeit aussagefähig bleiben.

Im Vorhaben 4720R01500 (EF1) wurde ein breites Spektrum von Eigenforschungsaufgaben definiert, die auf die Bewahrung und Weiterentwicklung der Kompetenz der GRS zu Fragen der Beurteilung und Gewährleistung der nuklearen Sicherheit ausländischer Kernkraftwerke und der damit verbundenen legislativen und regulatorischen Rahmenbedingungen in den einzelnen Ländern sowie der IAEO ausgerichtet sind.

Die landesspezifischen Entwicklungen der nuklearen Sicherheit im Ausland wurden im Arbeitspaket 1 verfolgt, analysiert und nach einem einheitlichen Format als Detailinformationen in der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ im Wiki-Format auf dem InfoServer der GRS zur Verfügung gestellt.

Im Arbeitspaket 2 wurden Informationen zu Entwicklungen neuer KKW-Konzepte einschließlich Small and Modular Reactors der Generationen 3 und 4, die sich weltweit in verschiedenen Phasen der Realisierung (Errichtung, Projektierung oder konzeptionelle Entwicklung) befinden, verfolgt und ausgewertet.

Informationen zur Sicherheit in Betrieb befindlicher kerntechnischer Anlagen russischen Designs (Generation 1 und 2) und zum System der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit in den jeweiligen Betreiberländern wurden vor allem im Arbeitspaket 3 verfolgt, aufbereitet, analysiert und zur weiteren Verwendung dokumentiert.

Die Forschungsarbeiten der GRS zur Analyse und Auswertung der Entwicklung des Regelwerks der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) wurden im Arbeitspaket 4 durchgeführt. Der Schwerpunkt der Arbeit lag dabei auf der Untersuchung der Document Preparation Profiles (DPP) und Entwürfe der Sicherheitsleitfäden der IAEO.

Durch die Mitarbeit in multilateralen Arbeitsgruppen (Arbeitspaket 5), bilaterale Zusammenarbeit mit europäischen TSO und Regulatoren (Arbeitspaket 6) und die Teilnahme an relevanten Workshops und Konferenzen wurden Erkenntnisgewinn und Wissensaufbereitung zu Entwicklungen der nuklearen Sicherheit im Ausland abgesichert.

Übergeordnete Sicherheitsstrategien und Auslegungsgrundsätze bei neuen Reaktorkonzepten wurden im Arbeitspaket 7 untersucht und in Form von technischen Notizen dokumentiert sowie in die Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ aufgenommen.

Die im Vorhaben durchgeführten Arbeiten standen in engem inhaltlichen Zusammenhang mit weiteren vom BMUV geförderten Vorhaben. Hier ist in erster Linie das Vorhaben 4720R01560 „Dossiers und Stellungnahmen zu sicherheitstechnischen Fragestellungen in ausländischen Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren (AF2)“ zu nennen. Darüber hinaus waren eine ganze Reihe fachlicher und organisatorischer Schnittstellen mit den Eigenforschungsvorhaben der GRS wie 4720R01520 „Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit im Ausland – Modelle und Analysen für Anlagen russischen Designs und Wissensnetze (EF2)“ sowie 4720I01512 „Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit den atomrechtlichen Behörden und deren Sachverständigenorganisationen zur nuklearen Sicherheit in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke und zur Konzeptbewertung von Anlagen mit Reaktoren der Generation 3+ (INT KoNuS)“ zu beachten. Ein wesentlicher Beitrag zur Realisierung der Arbeiten im

vorliegenden Vorhaben wurde im Vorhaben 4717I01511 „Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit und Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland – Reisen externer Experten und Standortbüros/Kontaktstellen“ durch die Arbeiten der Kontaktstellen der GRS in Moskau und Kiew sowie durch die Finanzierung der Reisekosten für den Aufenthalt von Gastwissenschaftlern aus Osteuropa zur gemeinsamen Bearbeitung der Forschungsthemen erbracht.

Die im Eigenforschungsvorhaben 4720R01500 durchgeführten Arbeiten haben einen wichtigen Beitrag zum Erhalt und zum Ausbau der Kompetenz der GRS und zur Verfolgung des Standes von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Kernkraftwerkstechnik und -sicherheit für die bearbeiteten Themen geleistet.

1.2 Arbeitsprogramm

Das Arbeitsprogramm des Vorhabens basiert auf den in der Anlage A zum Vertrag 4720R01500 festgelegten Arbeitsinhalten sowie auf den mit den Änderungsdiensten, Rev. 1 bis 4 vereinbarten Präzisierungen. Die einzelnen fachlichen Aufgaben waren in 7 Arbeitspaketen gebündelt:

Arbeitspaket 1: Verfolgung und Aufbereitung landesspezifischer Entwicklungen der nuklearen Sicherheit im Ausland

Arbeitspaket 2: Verfolgung und Aufarbeitung von Entwicklungen neuer Reaktorkonzepte der Generationen 3 und 4

Arbeitspaket 3: Beschaffung, Auswertung und Aufbereitung von Informationen zu Reaktoren russischen Designs in Betrieb (Generation 1 und 2)

Arbeitspaket 4: Analyse und Auswertung der Entwicklung des IAEO-Regelwerks

Arbeitspaket 5: Erkenntnisse zu Entwicklungen der nuklearen Sicherheit aus internationalen Arbeitsgruppen

Arbeitspaket 6: Bilaterale Arbeiten und Erfahrungsaustausch zur nuklearen Sicherheit mit europäischen TSO und Regulatoren

Arbeitspaket 7: Untersuchungen zu Sicherheitsstrategien bei neuen Reaktorkonzepten

2 Verfolgung und Aufbereitung landesspezifischer Entwicklungen der nuklearen Sicherheit im Ausland (AP 1)

2.1 Zielsetzung

Im Rahmen von Eigenforschungsaktivitäten wurden im Arbeitspaket 1 die Arbeiten zur Verfolgung und Analyse landesspezifischer Entwicklungen der nuklearen Sicherheit zu ausgewählten Ländern sowie Pflege und Neuerstellung von landesspezifischen Detailinformationen als Teil elektronischer Länderdossiers in der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ (WB NuSiA)¹ durchgeführt. Dabei wurden umfangreiche Kenntnisse zu den Ländern erarbeitet und dokumentiert.

2.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

Mit diesem Arbeitspaket erfolgten Arbeiten zur Weiterentwicklung und Fortschreibung der Wissensbasis NuSiA im Hinblick auf die Detailinformationen zu ausgewählten Ländern mit Verfolgung und Aufbereitung landesspezifischer Entwicklungen der nuklearen Sicherheit, Auswertung und Zusammenstellung detaillierter Informationen sowie Pflege der Länderdossiers der WB NuSiA. Die Struktur der Länderdossiers ist in Abb. 2.1 dargestellt.

Das Augenmerk der Detailinformationen der Länderdossiers liegt dabei auf vertiefenden Darstellungen zur Rolle der Kernenergie in dem jeweiligen Land, zu den vorhandenen Kernkraftwerken, Forschungsreaktoren und anderen Einrichtungen der kerntechnischen Infrastruktur, zu relevanten Behörden und Institutionen sowie zur Rechtsnormenpyramide. Die durchgeführten Arbeiten dienen der Beobachtung und Bewertung der Entwicklung der landesspezifischen Infrastruktur zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit betriebener oder zu errichtender Anlagen.

Die Auswahl der Länder, für die Detailinformationen gepflegt wurden, orientiert sich sowohl an der Bedeutung der Länder für die nukleare Sicherheit in Deutschland aufgrund

¹ Bei der Wissensbasis NuSiA handelt es sich um ein Wissensportal, das relevantes Wissen und Informationen zu Ländern, Reaktortypen, ausgewählten Themen und KKW-Standorten bereitstellt. Dieses Portal dient als zentrale, übergreifende Plattform zur Nutzung durch die GRS für Eigenforschungszwecke sowie durch das BMUV für deren Bedarf.

der geographischen Lage als auch hinsichtlich der installierten oder im Bau befindlichen Reaktortechnologie.

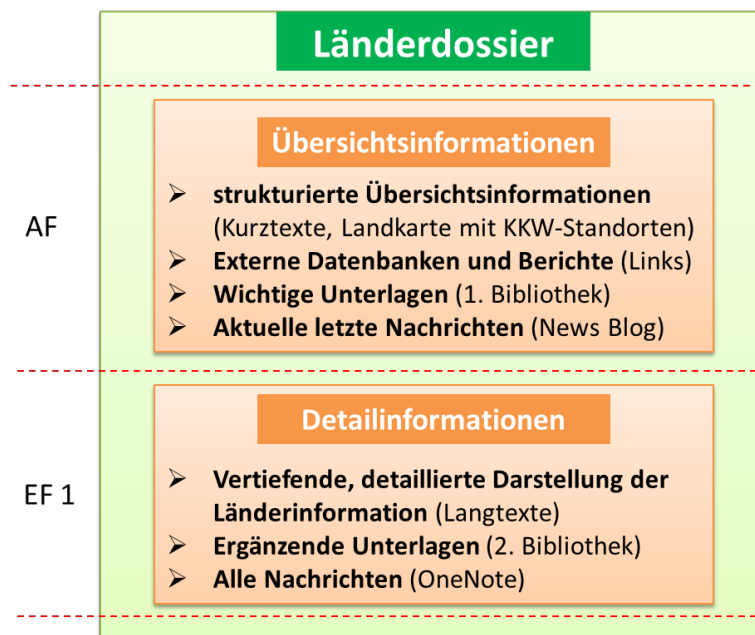


Abb. 2.1 Struktur der Länderdossiers (Länderseiten) in der WB NuSiA

Die Gruppe der betrachteten Länder umfasst 18 Staaten, für die Detailinformationen turnusmäßig und anlassbezogen gepflegt und aktualisiert wurden. Das sind Armenien, Belarus, Belgien, Bulgarien, Finnland, Frankreich, Großbritannien, Niederlande, Polen, Russland, Schweden, Schweiz, Slowakei, Spanien, Tschechien, Türkei, Ukraine, Ungarn.

Kurzer Abriss über die aktuellen Entwicklungen

Armenien

Armenien verfügt über ein Doppelblock-Kernkraftwerk am Standort Medzamor. Von den zwei Reaktoranlagen vom Typ WWER-440 ist Block 1 seit dem Erdbeben in Spitak (Dezember 1988) endgültig abgeschaltet. Der Block 2 liefert gegenwärtig etwa 39 % der im Land produzierten Elektroenergie. Im Herbst 2021 wurde unter Auflagen eine Verlängerung der Betriebsgenehmigung für einen Weiterbetrieb für 10 Jahre bis zum Jahr 2031 erteilt. Diese beinhaltet allerdings Einschränkungen zum Lastbetrieb zur Energieerzeugung bis zum 1. September 2026. Prinzipiell können in Übereinstimmung mit den armenischen Regularien erneute Betriebsdauerverlängerungen beantragt und genehmigt werden, wenn die dafür erforderlichen Bedingungen erfüllt sind. Die armenische

atomrechtliche Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde ANRA hat die Betriebsgenehmigung an zahlreiche Bedingungen geknüpft, die durch den Betreiber zu erfüllen und nachzuweisen sind. Dazu gehört auch der Abschluss noch ausstehender Modernisierungsmaßnahmen und Tests. Der Betreiber muss ein Programm vorlegen, das entweder die Stilllegung der Anlage oder aber eine weitere Laufzeitverlängerung vorsieht.

Die armenische Regierung hat im Januar 2021 ein neues Strategieprogramm zur Entwicklung des Energiesektors bis 2040 verabschiedet. Laut der neuen Strategie ist es geplant, u. a. den Weiterbetrieb des Blocks 2 des KKW Armenien bis 2036 zu verlängern sowie einen neuen KKW-Block zu errichten. 2022 fanden mehrere Gespräche über den Bau eines neuen KKW zwischen Armenien und Russland im Rahmen einer zwischen dem Betreiber des armenischen KKW und Rusatom Overseas geschlossenen Absichtserklärung statt. Die Parteien kamen überein, eine Vormachbarkeitsstudie zu erstellen. 2020 wurde die armenische TSO NRSC privatisiert und ist aktuell eine geschlossene AG. 10 % der Anteile gehören der Behörde ANRA und damit dem Staat. Der Rest der Anteile gehört den Mitarbeitern. Im März 2021 trat das Abkommen zur Partnerschaft zwischen Armenien und der EU in Kraft. Demgemäß wird die Harmonisierung des armenischen kerntechnischen Regelwerks mit EU-Direktiven zur nuklearen Sicherheit, zur Entsorgung radioaktiver Abfälle sowie zum Strahlenschutz angestrebt.

Belarus

Belarus betreibt seit 2021 am Standort Ostrovets einen Kernkraftwerksblock vom Typ WWER-1200 (AES-2006) mit einer installierten Gesamtleistung von 1,2 GW. Im Jahr 2021 wurden ca. 5,8 TWh erzeugt, das waren ca. 14 % der Elektroenergieerzeugung des Landes. Im Mai 2023 erfolgte die erste Netzschaltung eines weiteren KKW-Blocks am selben Standort. Laut Rosatom werden Gespräche zwischen Russland und Belarus über den möglichen Bau eines zweiten Kernkraftwerkes sowie eines Forschungsreaktors in Belarus geführt. Seit 2021 beschäftigt sich die belarussische Akademie der Wissenschaften mit der Standortauswahl eines zweiten Kernkraftwerkes für Belarus. Dabei wurde die Möglichkeit diskutiert, statt eines konventionellen Großkraftwerks einen „Small Modular Reactor“ (SMR) zu errichten.

Belarus arbeitet kontinuierlich an der Erfüllung seiner internationalen Verpflichtungen. Seit dem Einstieg in die friedliche Nutzung der Kernenergie wurden in Belarus mehrere IAEO-Missionen durchgeführt. Die in den letzten drei Jahren durchgeführten Missionen sind: Integrated Regulatory Review Service (IRRS) Follow-up Mission im Jahr 2021, OSART Follow-up Mission im Jahr 2021, IPPAS Mission im Jahr 2021 und

INIR 3 Mission im Jahr 2020. Darüber hinaus führte Belarus auf freiwilliger Basis Stress-test-Untersuchungen zum KKW Belarus gemäß den Vorgaben der ENSREG und der Europäischen Kommission mit anschließender Absolvierung eines Peer-Reviews durch europäische Regulatoren durch. Bis Sommer 2021 wurden nahezu alle Maßnahmen aus dem Nationalen Aktionsplan umgesetzt. Im November 2021 wurde der Nationale Aktionsplan um zusätzliche Maßnahmen hinsichtlich der Erdbebensicherheit ergänzt.

Zum Zweck der Finanzierung der Stilllegung und des Rückbaus des KKW Belarus sowie der Entsorgung der radioaktiven Abfälle wurden im Jahr 2021 ein Stilllegungsfonds gegründet und im Jahr 2023 eine Strategie für die Entsorgung radioaktiver Abfälle verabschiedet.

Belgien

In Belgien werden mit Stand Mai 2023 noch fünf Druckwasserreaktoren an den Standorten Doel und Tihange betrieben. Im Jahr 2022 hatte der aus Kernenergie in Belgien erzeugte Strom einen Anteil von 47,3 % am belgischen Energiemix.

Im September 2022 bzw. Januar 2023 wurden die Reaktorblöcke Doel-3 und Tihange-2 endgültig außer Betrieb gesetzt. Die im Jahr 2018 beschlossenen Abschaltungsdaten wurden im Jahr 2022 erneut diskutiert. So ist geplant, Doel-4 und Tihange-3 im Jahr 2026 nach den erforderlichen Instandhaltungs- und Modernisierungsmaßnahmen wieder in Betrieb zu nehmen und bis 2035 zu betreiben. Hierzu wurde im Januar 2023 eine Einigung zwischen der Regierung und dem Betreiber Engie erzielt. Darüber hinaus hat die Regierung Engie im Februar 2023 aufgefordert, zu untersuchen, ob ein Weiterbetrieb von 2025 bis 2027 für Doel-1 und -2 realisierbar wäre. Damit sollen Engpässe während der Abschaltung von Doel-4 und Tihange-3 vermieden werden. Ein Bericht hierzu sollte der Föderalagentur für Nuklearkontrolle (FANK) bis Mitte März 2023 vorgelegt werden. Mit Stand Mai 2023 steht die Entscheidung noch aus.

Am Standort Mol ist der Bau des Forschungsreaktors MYRRHA geplant. Dabei wird es sich um einen bleigekühlten, beschleunigergestützten Reaktor handeln. Daran sollen Forschungsarbeiten zu abgebrannten Kernbrennstoffen, nuklearmedizinischen Themengebieten sowie Grundlagen- und angewandter Physik durchgeführt werden. Der Bau soll in drei Phasen erfolgen, wobei zuerst der Linearbeschleuniger gebaut und erweitert und zuletzt der Reaktor hinzugefügt werden soll. Die Inbetriebnahme des Reaktors ist für das Jahr 2036 geplant. Im Dezember 2022 hat die SCK•CEN von der

Föderalagentur für Nuklearkontrolle (FANC) die Genehmigung für die erste Bauphase erhalten.

Auch an der Forschung und Entwicklung im Bereich kleiner Reaktoren (SMR) beteiligt sich Belgien. Im Mai 2022 sagte die Regierung dem Forschungszentrum SCK-CEN ein Budget von 100 Mio. Euro über einen Zeitraum von vier Jahren zur Durchführung von Forschungsarbeiten auf diesem Gebiet zu. Insbesondere nicht-leichtwassergekühlte Konzepte sollen dabei untersucht werden. Zudem ist das belgische Ingenieursunternehmen Tractebel an Entwurf und Auslegung des NUWARD-SMR-Konzepts beteiligt, das seit 2019 von einem französischen Konsortium aus CEA, EDF, Naval Group und TechnicAtome entwickelt wird.

2020 wurde mit dem Bau eines neuen Lagergebäudes für die Zwischenlagerung am Standort Tihange begonnen. Die Inbetriebnahme des neuen Zwischenlagers ist im Laufe des Jahres 2023 geplant. Am Standort Doel wurde der Bau eines gleichen Lagers im Laufe des Jahres 2021 begonnen, mit dem Ziel, die neuen Gebäude 2025 in Betrieb zu nehmen. Die Gebäude sind für eine Lagerdauer von 80 Jahren ausgelegt; wie lange die Behälter dort verbleiben werden, hängt jedoch auch von der noch ausstehenden Entscheidung der belgischen Regierung über das Endlagerkonzept ab. Der königliche Erlass für die Genehmigung des Baus des neuen Zwischenlagers am Standort Doel ist auf den 1. Juli 2021 datiert. Die Entscheidung wurde am 14. Juli 2021 im belgischen Amtsblatt veröffentlicht. Der Bau begann im September 2021.

Bulgarien

In Bulgarien werden am Standort Kosloduj zwei WWER-1000-Anlagen (Blöcke 5 und 6) betrieben. Diese liefern ca. ein Drittel der im Land produzierten Elektroenergie. Die beiden Blöcke hatten ihre projektierte Laufzeit von 30 Jahren bereits zwischen 2017 und 2021 erreicht. Es wurde der technische Nachweis für einen sicheren Betrieb beider Anlagen bis 2047 bzw. 2051 geführt, jedoch muss die Betreiberorganisation im Rahmen der 10-jährlichen PSÜ die Verlängerung der Betriebsgenehmigung um jeweils weitere 10 Jahre beantragen. Darüber hinaus wurde eine Leistungserhöhung auf 104 % genehmigt und durchgeführt (Block 6 im Jahr 2018 und Block 5 im Jahr 2019). Die derzeitige Brennstoffversorgung erfolgt im Rahmen des im Jahr 2019 unterzeichneten Vertrags mit dem russischen Hersteller TWEL bis einschließlich 2025. Nach Beginn des russischen Angriffskriegs gegen die Ukraine wurde es für die EU-Staaten notwendig, alternative Lieferanten von Brennelementen für WWER-Anlagen zu finden. Dazu hat das KKW

Kosloduj Lieferverträge mit unterschiedlichen Herstellern (Westinghouse für den Block 5 und Framatome für den Block 6) abgeschlossen.

Entsprechend der ausgearbeiteten neuen Energiestrategie sollen die beiden KKW-Blöcke noch für eine längere Zeit am Netz bleiben und vier neue KKW-Blöcke, je zwei an den Standorten Belene und Kosloduj, bis zur Stilllegung der bestehenden Anlagen errichtet und in Betrieb genommen werden. Zwischen dem bulgarischen Projektunternehmen „Kosloduj Neubau“ und dem US-amerikanischen SMR-Technologieanbieter NuScale Power wurde im Februar 2021 eine Absichtserklärung über die Bewertung des möglichen Einsatzes von SMR in Bulgarien unterzeichnet. Im Februar 2022 hat Bulgarien Verhandlungen mit Griechenland über den möglichen Bau eines neuen Kernkraftwerks in Bulgarien aufgenommen, das gemäß einem langfristigen 20-jährigen Vertrag zusammen mit Griechenland betrieben werden kann.

Die Regierung hat im Januar 2023 einem Beschlussentwurf zum Bau der Blöcke 7 und 8 am Standort Kosloduj zugestimmt. Zum Einsatz soll der Reaktortyp AP1000 von Westinghouse kommen. Dazu wurde im März 2023 mit Westinghouse eine Absichtserklärung zum möglichen Bau eines oder zweier AP1000-Reaktoren unterzeichnet.

Finnland

In Finnland werden an zwei Standorten fünf KKW-Blöcke betrieben, zwei Druckwasserreaktoren vom Typ WWER-440 im KKW Loviisa und zwei Siedewasserreaktoren schwedischer Bauart vom Hersteller ABB Atom sowie eine EPR-Anlage im KKW Olkiluoto. Die finnischen Kernkraftwerke haben im Jahr 2022 mit 24,3 GWh ca. 40 % zur gesamten Stromerzeugung des Landes beigetragen.

Die Anlage Olkiluoto-3 wurde am 21. Dezember 2021 erstmals kritisch gefahren und nahm am 16. April 2023 nach Abschluss der Testbetriebsphase die reguläre Stromproduktion auf. Der offizielle Beginn des kommerziellen Betriebs wird auf den 01. Mai 2023 datiert.

Im Jahr 2018 hat die finnische Regierung eine Laufzeitverlängerung von 20 Jahren für Olkiluoto 1 und 2 genehmigt. Damit verfügen die beiden SWR nun über Betriebsgenehmigungen bis 2038. Im Februar 2023 wurde die Genehmigungen für den Weiterbetrieb der Blöcke 1 und 2 des KKW Loviisa bis 2050 erteilt. Dem Betreiber Fortum zufolge sollte das KKW Loviisa noch bis 2030 russischen Brennstoff verwenden. Zeitgleich hat Fortum

mit der Westinghouse Electric Company eine Vereinbarung zur Entwicklung, Lizenzierung und Lieferung von Kernbrennstoff nach 2030 unterzeichnet.

Das Konsortium Fennovoima hatte die Errichtung des KKW Hanhikivi mit einer russischen WWER-1200-Anlage geplant. Fennovoima hat den Anlagen-Liefervertrag, der mit RAOS Voima Oy, einer Tochter des russischen Unternehmens RUSATOM, geschlossen worden war, gekündigt und am 24. Mai 2022 den beim Ministerium für Wirtschaft und Arbeit (Ministry of Economic Affairs and Employment – MEAE) eingereichten Antrag zur Baugenehmigung der Hanhikivi-Anlage zurückgezogen.

Finnland hat Interesse bekundet, SMR zur Erzeugung von Wärme und Strom zu nutzen. Die VTT Technical Research Centre of Finland Ltd. hat ein Projekt zur Entwicklung eines SMR zur Fernwärmeerzeugung gestartet. In der ersten Projektphase soll ein Kernkraftwerk entworfen werden, das für die Heizungsnetze der finnischen Städte geeignet ist. Dabei sollen die meisten der für die Anlage benötigten Komponenten im Land hergestellt werden. Der größte Teil der Fernwärme Finnlands wird derzeit durch Verbrennung von Kohle, Erdgas, Holzbrennstoffen und Torf erzeugt. Das Projekt hat am 31. Mai 2022 den dritten Platz des „Nuclear Innovation Price“ der Europäischen Kommission erzielt. Außerdem soll die von MEAE für 2028 angekündigte Reformierung des Nuclear Energy Acts den gesetzlichen Rahmen für SMR schaffen – wobei Unterschiede zu den üblichen Reaktoren in der Lizenzierung besondere Relevanz haben. Zusätzlich haben Fortum und das britische Unternehmen Rolls-Royce SMR eine Absichtserklärung unterzeichnet, um die Möglichkeiten für den Einsatz des Rolls-Royce SMR in Finnland zu überprüfen. Ebenfalls im Rahmen der Machbarkeitsstudie haben Fortum und die französische EDF eine Kooperationsvereinbarung unterzeichnet, um gemeinsam Möglichkeiten der Zusammenarbeit beim Einsatz von SMR und neuen Großkraftwerken in Finnland und Schweden zu prüfen. Auch eine Zusammenarbeit von Fortum mit dem finnischen Unternehmen Helen wurde im November 2022 angekündigt.

Für die Förderung der einheimischen SMR-Technologie investiert das finnische Forschungszentrum VTT seit Februar 2023 5 Mio. € in die Weiterentwicklung des SMR LDR-50, der Städte mit Fernwärme versorgen soll. Es ist geplant, die erste Anlage bis 2030 in Betrieb zu nehmen. Die Universität Lappeenranta erwägt den Einsatz des Micro Modular Reactor (MMR) des Entwicklers Ultra Safe Nuclear Corporation (USNC). Der 15-MW_{th}-HTGR soll am oder in der Nähe des Campus als Ausbildungs-, Forschungs- und Demonstrationsanlage betrieben und mit dem örtlichen Fernwärmenetz verbunden werden. Diesbezüglich schlossen die Universität Lappeenranta und Ultra

Safe Nuclear als Entwickler des MMR im Dezember 2022 eine gemeinsame Vereinbarung. Fortum und der Stahlproduzent Outokumpu unterzeichneten im März 2023 eine gemeinsame Absichtserklärung, in deren Rahmen sie Möglichkeiten zur Dekarbonisierung der Stahlindustrie mit Hilfe von SMR untersuchen wollen. Im ersten Schritt sollen dabei Wirtschaftsmodelle und technische Lösungsansätze betrachtet werden.

Frankreich

In Frankreich befinden sich 56 Druckwasserreaktoren (insgesamt 61,37 GW_{el}) von Electricité de France (EdF) in Betrieb (Entwickler: AREVA/Framatome). Im Jahr 2022 produzierten die französischen Kernkraftwerke 279 TWh Strom, was 61,88 % des Stromverbrauchs in Frankreich im Jahr 2022 entspricht.

Seit 2007 wird am Standort Flamanville ein EPR-Block errichtet. Nach zahlreichen Verzögerungen im Projektablauf gab EDF im Dezember 2022 bekannt, dass der geplante Zeitraum für die Beladung des Reaktors mit Brennstoff vom zweiten Quartal 2023 auf das erste Quartal 2024 verschoben wird. Für den Austausch des fehlerhaft gefertigten RDB-Deckels galt zunächst eine Frist bis zum 31.12.2024. Aufgrund der Verzögerung der Inbetriebnahme hat Framatome bei ASN um eine Verlängerung dieser Frist ersucht, um den Reaktor vor dem Austausch des Deckels einen vollständigen Zyklus lang betreiben zu können. Hierzu wurde bis zum 20. April 2023 eine öffentliche Konsultation durchgeführt. ASN genehmigte im Anschluss daran mit der Entscheidung vom 16. Mai 2023 die Nutzung des RDB-Deckels bis zum Ende des ersten Betriebszyklus. Sollte es jedoch zu weiteren erheblichen Verzögerungen bei der Inbetriebnahme des EPR in Flamanville kommen, soll erneut geprüft werden, ob der Austausch des Deckels bereits vor der Inbetriebnahme erfolgen kann.

Am 10.02.2022 stellte der französische Präsident Emmanuel Macron den Plan für die Energieversorgung Frankreichs für die nächsten Jahrzehnte vor. Neben großen Neubauprojekten von Offshore-Windanlagen soll vor allem ein Ausbau der Kernenergie den bis 2050 entstehenden Strombedarf decken: Sechs neuartige EPR2-Reaktoren sollen errichtet, der Bau von acht weiteren geprüft werden. Zudem sind die Entwicklung eines SMR sowie der Langzeitbetrieb der älteren Kernkraftwerke geplant.

Im Juni 2022 startete eine vorläufige Prüfung des NUWARD durch die Sicherheitsbehörden Frankreichs (ASN), Finnlands (STUK) und Tschechiens (SÚJB). Diese durch ASN gestartete Zusammenarbeit hat zum Ziel, gemeinsam die wichtigsten Sicherheits-

optionen des NUWARD zu bewerten. Mindestens eine Demonstrationseinheit des französischen SMR Konzepts NUWARD, das primär für den Export vorgesehen ist, soll ab 2030 in Frankreich errichtet werden. Der Zeitplan sieht eine Vorgenehmigungsphase von 2023 bis 2025 und das Genehmigungsverfahren von 2025 bis 2030 vor. Vereinbarungen für eine mögliche Realisierung des NUWARD im Ausland hat EDF mit Fortum und zuletzt im Januar 2023 mit der polnischen Respect Energy unterzeichnet.

Im Januar 2023 wurde ein neues Gesetz zur Beschleunigung des Neubaus von Kernkraftwerken angenommen.

Im März 2023 stimmte das französische Unterhaus, die Nationalversammlung, mit großer Mehrheit für den Kernenergieplan der Regierung. Ebenfalls wurde abgestimmt, das 2015 unter der Präsidentschaft von François Hollande eingeführte Gesetz zur Verringerung des Anteils der Kernenergie auf 50 % zu revidieren. Nun soll dieser Anteil einen Mindestwert darstellen, welcher bis 2050 gehalten werden soll. Zusätzlich soll der bürokratische Aufwand beim Bau neuer Reaktoren deutlich verringert werden, um so die Bauzeit zu verkürzen. Dies soll durch den Bau neuer Reaktoren in unmittelbarer Nähe zu bereits bestehenden Anlagen geschehen, wodurch Verwaltungsprozesse solcher Bauprojekte beschleunigt werden können.

Bezüglich des Langzeitbetriebs gab EDF im April 2023 bekannt, die Überlegungen zur Erhöhung der langfristigen Kernkraftwerksleistung im Rahmen eines Plans zur Verlängerung der Lebensdauer einiger Reaktoren auf mindestens 60 Jahre wieder aufgenommen zu haben. Dazu sollen zwischen 2022 und 2028 33 Mrd. € in die Wartung und Nachrüstung investiert werden

Die französische Aufsichtsbehörde ASN und das IRSN sowie EDF berichten seit Dezember 2021 über Risse im Sicherheits-Einspeisesystem von französischen Kernkraftwerken. Bei zerstörungsfreien Ultraschall-Prüfungen in Block 1 des KKW Civaux wurden erstmals Anzeigen in der Nähe, d. h. in der wärmebeeinflussten Zone (WEZ), von Schweißnähten in Rohrleitungen des Sicherheits-Einspeisesystems gefunden. Bei den Prüfungen in weiteren Anlagen wurden ebenfalls Indikationen festgestellt. Im Mai 2023 war bereits ein Teil der betroffenen Rohrleitungen ausgetauscht worden.

Großbritannien

Insgesamt 5.883 MW_{el} leisten die neun (acht AGR und ein DWR) zurzeit in Betrieb befindlichen Kernkraftwerksblöcke. Dies macht einen Anteil von fast 15 % an der Stromproduktion in Großbritannien aus.

Zur Erneuerung der Kernkraftwerksflotte sollen die acht noch laufenden gasgekühlten Reaktoren sukzessive bis 2028 abgeschaltet und durch Neubauten ersetzt werden. Bis 2050 soll die nukleare Leistungskapazität durch den Neubau von acht großen Leistungsreaktoren und zusätzlichen SMR auf 24 GW_{el} gesteigert werden, um dann 25 % des Strombedarfs in Großbritannien decken zu können. Um dies zu erreichen und die Regierung dabei zu unterstützen, wird eine neue staatliche Organisation, die „Great British Nuclear“, gegründet.

Seit 2018 bzw. 2019 befinden sich zwei EPR-Blöcke am Standort Hinkley Point im Bau. Der Baubeginn für zwei weitere Blöcke am Standort Sizewell ist für 2024 geplant. Ein drittes Neubauprojekt wird am Standort Bradwell mit dem Bau eines UK-HPR1000 geplant. Die vierte und letzte Stufe des Generic Design Assessment des Reaktordesigns wurde im Februar 2022 abgeschlossen. Als neue Perspektive für die Standorte Moorside und Wylfa Newydd ist seit 2020 bzw. 2021 der Einsatz von modularen Reaktoren und Windkraftanlagen in Kombination mit der Produktion von grünem Wasserstoff geplant. Beteiligt sind dabei u. a. EDF und NuScale Power. Die britische Regierung hat zudem umfangreiche Förderprogramme zur Entwicklung von Small Modular Reactors (SMR) und Advanced Modular Reactors (AMR) beschlossen.

Im Mai 2021 veröffentlichte die britische Regierung das neue Generic Design Assessment für fortgeschrittene Nukleartechnologien (GDA for Advanced Nuclear Technologies) sowie einen neuen Leitfaden für die Teilnahme am GDA. Das Ziel bei der Modernisierung des GDA-Prozesses war es, mit größerer Flexibilität, Effizienz und Anwendbarkeit auf die unterschiedlichen Stufen der technischen Ausgereiftheit verschiedener SMR-Typen eingehen zu können (mit Leichtwassertechnologie etwa gibt es weltweit schon sehr viel Erfahrung, während Salzschnmelze- und Flüssigmetallreaktoren noch relativ neu sind). Das modernisierte GDA sieht 3 Schritte vor, in denen ONR und EA die Bewertung durchführen. Mittlerweile hat der Rolls-Royce SMR im April 2023 die Stufe 2 des GDA-Prozesses erreicht. Es handelt sich dabei um einen DWR mit einer Leistung von 470 MW_{el}. Die Laufzeit ist auf bis zu 60 Jahre ausgelegt und die Baukosten sollen 1,8 Milliarden Pfund betragen. Der erste Block soll Anfang der 2030er Jahre

fertiggestellt werden und bis 2035 sollen bis zu zehn Blöcke gebaut werden. Bis Mitte 2023 muss das Unternehmen jedoch neue Verhandlungen über den Einsatzplan seines SMR aufnehmen, da ansonsten nach 2024 die finanziellen Mittel auslaufen werden. Neben dem Rolls-Royce SMR ist für sechs weitere SMR-Konzepte der Beginn des GDA-Prozesses beantragt bzw. steht kurz bevor. Diese sind der BWRX-300 von GE Hitachi, der SMR-160 von Holtec Britain, der Xe-100 von Cavendish Nuclear/X-energy, der NuCell-SMR von GMET Nuclear, ein bleigekühlter SMR von Newcleo und der Copenhagen Atomic Waste Burner von UK Atomic.

Im Januar 2023 hat die britische Regierung offiziell einen mit £ 50 Mio. ausgestatteten Fonds für Anträge geöffnet. Mit den Fördermitteln soll der Ausbau der inländischen Produktion von Kernbrennstoff unterstützt werden, um Unabhängigkeit von russischen Brennstofflieferungen zu erreichen. Auch Projekte zur Herstellung spezieller Brennstoffe für fortschrittliche Reaktoren sollen gefördert werden.

Niederlande

Das Kernkraftwerk Borssele produziert rund 3 % des niederländischen Stroms. Bislang war der Betrieb bis 2033 (ca. 60 Jahre Laufzeit) geplant. Aktuell wird ein Weiterbetrieb nach 2033 angestrebt.

Im Dezember 2021 hat die neue Koalitionsregierung der Niederlande die Kernkraft in ihrem Koalitionsvertrag als einen der Schwerpunkte ihrer Klima- und Energiepolitik vorgestellt. Die Kernenergie soll verstärkt den Energiemix aus Solar-, Wind- und geothermaler Energie ergänzen und auch zur Wasserstoffproduktion genutzt werden. Über weitere Schritte der Umsetzung wurde bislang nichts berichtet. Das bestehende Kernkraftwerk in Borssele soll auch nach 2033 in Betrieb bleiben. Hierzu wird die Regierung zunächst den rechtlichen Rahmen (Aufhebung des derzeit gesetzlich festgelegten Enddatums des Betriebs im Jahr 2033) schaffen.

Bis 2025 sind außerdem rund 500 Mio. € für Vorbereitungen zum Neubau von zwei Reaktoren der dritten Generation vorgesehen. Als Standort für das Neubauprojekt wird derzeit der bestehende Standort Borssele favorisiert. Rotterdam gilt als Alternative.

In ihrem Entwurf für den Klimafonds 2024 hat die niederländische Regierung Mittel in Höhe von 320 Mio. € für die Entwicklung der Kernenergie veranschlagt. Die Mittel werden für die Vorbereitung der Laufzeitverlängerung des KKW Borssele, den Bau von zwei

neuen großen Reaktoren, die Entwicklung von SMR und für die Entwicklung nuklearer Kompetenzen in den Niederlanden verwendet.

Auch die Option des Einsatzes von SMR in den Niederlanden wird betrachtet. Während Thorizon den Bau des Prototyps eines Salzschnmelzereaktors am Standort Borssele und Rolls-Royce mit ULC-Energy BV einen Einsatz des Rolls-Royce-SMR-Konzepts in den Niederlanden anstreben, untersucht die Provinz Limburg Möglichkeiten zum Einsatz von SMR ab den 2030er Jahren. Diese sollen dort insbesondere eine sichere Energieversorgung industrieller Einrichtungen gewährleisten

In Petten soll der neue Forschungsreaktor PALLAS errichtet werden. Nachdem am 15. Juni 2022 der Genehmigungsantrag für den PALLAS-Reaktor bei der ANVS eingegangen war, wurde im Februar 2023 die Baugenehmigung für die Anlage erteilt. Die Arbeiten an der Reaktorgrube und dem Fundament haben bereits begonnen.

Polen

Gegenwärtig betreibt Polen kein Kernkraftwerk. In der aktualisierten Energiepolitik Polens bis zum Jahr 2040 ist die Errichtung von bis zu sechs KKW-Blöcken mit einer Kapazität von ca. 6,0 – 9,0 GW_{el} bis 2043 mit Fertigstellung bzw. Inbetriebnahme des ersten Blocks im Jahr 2033 skizziert.

Im März 2022 hat die zukünftige Betreiberorganisation PEJ einen UVP-Bericht sowie Unterlagen zur Durchführung einer grenzüberschreitenden Umweltverträglichkeitsprüfung (UVP) bei der zuständigen Umweltbehörde eingereicht. Gegenstand des UVP-Vorhabens ist der Bau und der Betrieb des ersten Kernkraftwerkes in Polen mit einer installierten Leistung von bis zu 3.750 MW_{el} am Standort Lubiatowo-Kopalino in der Gemeinde Choczewo, etwa 253 km von der deutschen Grenze entfernt. Zum Ausbau der Fachkompetenz der polnischen Behörde PAA trägt die externe TSO-Unterstützung durch bereits sechs zugelassene einheimische Expertenorganisationen bei, die die Behörde während der Standortauswahl, bei der Erteilung der Baugenehmigung und der Betriebsgenehmigung für ein Kernkraftwerk fachlich unterstützen dürfen.

Im November 2022 hat die polnische Regierung die Auswahl der AP1000-Technologie in europäischer Ausführung für den Bau des ersten polnischen KKW mit drei Blöcken bestätigt.

Das staatliche südkoreanische Energieunternehmen Korea Hydro Nuclear Power (KHNP) beabsichtigt zusammen mit zwei polnischen Staatsunternehmen, PGE und ZE Pak, den Bau von sechs APR1400-Reaktoren mit einer Gesamtkapazität von 8,4 GW in Patnow, wo derzeit Kohlekraftwerke betrieben werden, als möglichem Standort. Im Frühling 2022 hat KHNP ein formelles Angebot und die Bereitschaft zu einer finanziellen Beteiligung mit bis zu 49 % der Anteile beim polnischen Ministerium für Klima und Umwelt eingereicht. Das Projekt soll als Privatvorhaben entwickelt und nicht von der Regierung im Rahmen des Kernenergieprogramms betrieben werden.

Des Weiteren wurde von der französischen EDF ein Angebot zu einem Neubauprojekt in Polen unterbreitet.

Unabhängig von den Regierungsplänen besteht bei privaten polnischen Großunternehmen Interesse an einem möglichen Einsatz von SMR im Bereich der Kraft-Wärme-Kopplung zur Versorgung der Industrie mit Strom und Prozesswärme, auch im Hinblick auf eine zukünftige Produktion von Wasserstoff. In den letzten Jahren wurden zahlreiche Vereinbarungen über die Zusammenarbeit bei der Entwicklung und dem Einsatz der SMR zwischen künftigen polnischen Betreibern und Technologieanbietern von SMR abgeschlossen. Im Sommer 2022 wurden zwei Anträge auf eine allgemeine Stellungnahme der PAA zu den SMR der Typen BWRX-300 und NuScale-Voygr eingereicht.

Russland

Die russische Betreiberorganisation Rosenergoatom betreibt gegenwärtig 11 Kernkraftwerke mit 37 Blöcken mit einer installierten Gesamtleistung von 29,5 GW. Im Jahr 2022 wurden ca. 217 TWh erzeugt, das waren ca. 20 % der Elektroenergieerzeugung des Landes. Weitere drei Anlagen (Kursk-II-1/2 und ein bleigekühlter schneller Reaktor vom Typ BREST-OD-300 am Standort Sewersk) befinden sich in unterschiedlichen Bauphasen. Im Zeitraum 2018 – 2022 wurden fünf neue Anlagen an den Standorten Rostow, Leningrad-II, Nowoworonesch-II und Pewek in Betrieb genommen. Vier KKW-Blöcke (Leningrad-1/2, Kursk-1 mit einem RBMK-1000 und Bilibino-1 mit einem EGP-6) wurden im Zeitraum 2018 – 2022 dauerhaft abgeschaltet.

Russland treibt weiter mit hoher Priorität die Entwicklung der Kernenergie voran und fördert die Nutzung russischer Nukleartechnik im In- und Ausland aktiv. Ende 2021 wurde ein im Jahr 2017 beschlossener Generalplan zur Standortverteilung der Kraftwerkskapazitäten in Russland bis 2035 aktualisiert und somit an die wirtschaftliche

Entwicklung des Landes angepasst. Dementsprechend sollen bis 2035 15 neue Kernkraftwerksblöcke mit einer installierten Leistung von ca. 12,1 GW errichtet und in Betrieb genommen werden.

Im April 2021 hat Russland ein neues Energieversorgungsprojekt mit schwimmenden KKW angekündigt. Das Projekt sieht den Bau von vier modernisierten schwimmenden KKW mit Reaktoranlagen vom Typ RITM-200M zur Energieversorgung der Gold- und Kupfermine Baim in Tschukotka ab 2027 vor. Im Jahr 2028 soll am Standort Ust-Kuiga (Jakutien) der erste „landbasierte“ SMR, basierend auf dem RITM-200N-Konzept errichtet und in Betrieb genommen werden. Dort soll der geplante SMR Kohle- und Dieselanlagen ersetzen und zudem die Goldmine mit Strom versorgen.

Im Rahmen des Übergangs der russischen Atomwirtschaft zu einem geschlossenen Brennstoffkreislauf erfolgt seit 2021 die Errichtung eines Energiekomplexes, welcher neben einem bleigekühlten innovativen schnellen Reaktor des Typs BREST-OD-300 alle erforderlichen Komponenten für einen geschlossenen Brennstoffkreislauf umfasst, sowie die Projektierung eines ähnlichen Komplexes auf Basis eines natriumgekühlten Reaktors vom Typ BN-1200.

Darüber hinaus erarbeitet Russland ein kommerzielles Projekt, um ab 2030 mithilfe eines gasgekühlten Hochtemperaturreaktors „grünen Wasserstoff“ zu produzieren.

Ende des Jahres 2022 hatte Rosatom Vorhaben zur Errichtung von 36 Blöcken in 11 Ländern in seinem Auslandsportfolio. Weltweit sind außerhalb Russlands insgesamt 44 KKW-Blöcke mit russischen Reaktoren in Betrieb. Dabei wurden in den letzten 16 Jahren neun KKW-Blöcke im Ausland errichtet und in Betrieb genommen. Aktuell werden 21 KKW-Blöcke mit russischen Reaktoren in acht Ländern aktiv errichtet, davon eine WWER-440-Anlage, die nicht von Rosatom gebaut wird – Mochovce (Slowakei). Weitere 10 KKW-Blöcken in vier Ländern befinden sich in aktiven vorbereitenden Phasen.

Schweden

Schweden hat an den drei Standorten Ringhals, Forsmark und Oskarshamn zurzeit insgesamt sechs Reaktoren in Betrieb. Deren Leistungskapazität beträgt insgesamt 6.935 MW_{el}, was rund 30 % der Stromproduktion in Schweden entspricht.

Seit der letzten Änderung des Kernenergiegesetzes im Jahr 2010 ist der Bau neuer Anlagen nur als Ersatz für abgeschaltete Anlagen gestattet. Die im Januar 2019 veröffentlichte schwedische Energie- und Klimastrategie nannte als Ziel für 2040 eine 100-prozentige Stromversorgung durch erneuerbare Energien. Die neu eingesetzte Regierungskoalition steht der Kernenergienutzung positiv gegenüber und gab im Oktober 2022 die Änderung dieses Ziels bekannt. Dabei wird „100 % erneuerbar“ in „100 % frei von fossilen Energieträgern“ umformuliert. Zudem hat die Regierung Gesetzesänderungen vorgeschlagen, die es ermöglichen sollen, Reaktoren an anderen als den bestehenden Standorten zu errichten und mehr als 10 Reaktoren zugleich in Betrieb zu halten. Darüber hinaus sollen die nötigen Rahmenbedingungen geschaffen werden, um den Betrieb von SMR in Schweden zu ermöglichen. Die Änderungen können voraussichtlich im März 2024 in Kraft treten.

Das Energieversorgungsunternehmen Uniper, das Royal Institute of Technology (KTH) und die Ausgründung LeadCold arbeiten derzeit am SEALER (Swedish Advanced Lead Reactor), einem bleigekühlten SMR-Konzept. Einer Meldung vom Februar 2022 zufolge hat die Swedish Modular Reactors AB, ein Joint Venture aus Uniper und LeadCold, von der schwedischen Energieagentur eine Förderung von 9,4 Mio. € für die Entwicklung des SEALERs erhalten. LeadCold hat im Mai 2023 eine Machbarkeitsstudie in Auftrag gegeben, um die Möglichkeit des Baus und Betriebs eines Forschungsreaktors im Zentrum von Studsvik mit der entsprechenden Infrastruktur für die Herstellung von Brennstoff zu untersuchen.

Mit Kärnfull Next, einem Tochterunternehmen von Kärnfull Future AB, wurde im März 2022 in Skandinavien das erste Unternehmen zur Entwicklung von SMR-Projekten gegründet, das mit GE Hitachi Nuclear Energy (GEH) eine Absichtserklärung für den Einsatz von BWRX-300 SMR unterschrieben hat. Der BWRX-300 SMR ist ein 300 MW_{el} wassergekühlter, auf Naturumlauf basierender SMR, der mit passiven Systemen ausgestattet ist, und basiert auf dem bereits in den USA genehmigten Konzept von GEH. Auch mit der finnischen Kind Atom Oy hat Kärnfull Next am 30.06.2022 eine Absichtserklärung zur Kooperation bei SMR-Projekten unterzeichnet.

Vattenfall gab im Juni 2022 bekannt, dass das Unternehmen beabsichtigte, eine Pilotstudie durchzuführen, um die Möglichkeit des Baus von mindestens zwei SMR in der Nähe des KKW Ringhals zu prüfen. In rund eineinhalb Jahren soll die Studie abgeschlossen werden.

Neben Vattenfall plant ein weiterer Betreiber seit November 2022 den Bau neuer Reaktoren: Barsebäck Kraft AB, Betreiber des stillgelegten KKW Barsebäck, möchte in der Nähe des bestehenden Standorts ein neues KKW errichten. Die Aussage zu den Plänen folgte auf das positive Statement der neuen Regierung in Schweden bezüglich des Neubaus von Kernkraftwerken.

Auch hat Fortum mit dem britischen Unternehmen Rolls-Royce SMR im März 2023 eine Absichtserklärung unterzeichnet, um den Einsatz des Rolls-Royce SMR in Schweden zu überprüfen.

Für die Anlagen, die derzeit in Betrieb sind, sind Laufzeiten von 60 Jahren (20 Jahre länger als die ursprünglich projektierte Laufzeit) geplant.

Schweiz

In der Schweiz werden derzeit vier Leistungsreaktoren (drei Druckwasserreaktoren und ein Siedewasserreaktor) betrieben, darunter drei Blöcke mit einer Betriebszeit von mehr als 40 Jahren. Ihre Leistungskapazität beträgt insgesamt 2.973 MW_{el}. In der Schweiz werden etwa 29 % des Stroms aus der Nutzung der Kernenergie gewonnen.

Am 18. Juni 2021 verabschiedete der Bundesrat das Bundesgesetz über eine sichere Stromversorgung mit erneuerbaren Energien, das den Ausbau der einheimischen erneuerbaren Energien sowie eine Stärkung der Versorgungssicherheit der Schweiz zum Ziel hat. Mit dem Gesetz soll ein gesetzlicher Rahmen geschaffen werden, der Planungssicherheit und Investitionsanreize zum Ausbau der erneuerbaren Stromproduktion und zu deren Integration in den Markt gibt. Unumstritten war, dass keine neuen Kernkraftwerke gebaut werden sollten.

Die Laufzeit der Schweizer Kernkraftwerke ist gesetzlich nicht beschränkt. Die Kernkraftwerke können so lange betrieben werden, wie sie sicher sind (Nachweis u. a. im Rahmen der zehnjährlichen periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ)). Der Betreiber ist verpflichtet, die Sicherheitstechnik seiner Anlage ständig gemäß dem aktuellen Stand der Wissenschaft nachzurüsten und weiter zu verbessern. Da der Weiterbetrieb der Kernkraftwerke in der Schweiz als unabdingbar für die mittelfristige Wahrung der Versorgungssicherheit und das Erreichen der Klimaziele angesehen wird, wird entsprechend viel in Nachrüstungen und Modernisierungen investiert. Im September 2022 reichte die FDP ein Postulat ein, in dem sie forderte, zu prüfen, durch welche regulatorischen und

finanzpolitischen Rahmenbedingungen der Langzeitbetrieb der schweizerischen KKW erleichtert und weitere Stilllegungen aus wirtschaftlichen Gründen vermieden werden können. Der Bundesrat stimmte dem noch zu, vom Nationalrat wurde der Vorstoß im März 2023 jedoch abgelehnt.

2021 veröffentlichte ENSI eine Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) des KKW Beznau für den Beurteilungszeitraum von 2012 bis 2016. Der Zeitraum beträgt lediglich fünf anstelle der üblichen zehn Jahre, da der Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb bis Ende Juni 2018 eingereicht werden musste und man die Berichte zeitlich synchronisieren wollte. ENSI spricht dem KKW Beznau in den Bereichen Strahlenschutz und Notfallvorsorge ein sehr gutes sicherheitstechnisches Niveau zu. Generell wird das KKW Beznau dank der diversen Nachrüstungen und einer guten Betriebsführung in einem guten Zustand gesehen. Forderungen im Hinblick auf den Langzeitbetrieb betreffen vor allem die Prüfung, ob bei der gefilterten Druckentlastung die Rückhaltung von organischem Iod gewährleistet ist, und den Nachweis des Brandschutzes und der Erdbebensicherheit der Frischdampfabblassestation.

Seit dem Beginn des Kriegs zwischen Russland und der Ukraine streben die Betreiber der Kernkraftwerke Beznau und Leibstadt, die einen Teil ihres Brennstoffs aus Russland bezogen hatten, danach, unabhängig von russischen Lieferanten zu werden. Die Axpo vermeidet es jedoch, laufende Verträge vorzeitig zu kündigen, um Schadensersatzzahlungen an Russland zu vermeiden. Neue Verträge mit russischen Lieferanten werde es jedoch nicht geben.

Slowakei

In der Slowakei werden gegenwärtig je zwei KKW-Blöcke mit WWER-440-Anlagen am Standort Bohunice (Block 3 und 4) und am Standort Mochovce (Block 1 und 2) betrieben. Sie liefern über die Hälfte des Strombedarfs der Slowakei. Der Betreiber der Anlagen plant Bohunice 3 und 4 bis 2044 bzw. 2045 und Mochovce 1 und 2 bis 2058 bzw. 2060 zu betreiben. Am Standort Mochovce erfolgt gegenwärtig die Inbetriebsetzung des Blocks 3 und ein weiterer Block befindet sich in Bau. Die Versorgung der KKW mit frischem Kernbrennstoff wird derzeit komplett durch Lieferungen aus Russland gewährleistet. Der aktuelle Vertrag ist für den Zeitraum von 2022 bis 2026 abgeschlossen.

Im Februar 2023 reichte JESS, ein Joint Venture zwischen dem slowakischen Unternehmen für die Entsorgung radioaktiver Abfälle JAVYS und dem tschechischen

Energieversorger ČEZ, bei der slowakischen Atomaufsichtsbehörde ÚJD einen Antrag auf eine Standortgenehmigung für den Neubau eines neuen Blockes in der Nähe des bestehenden KKW Bohunice ein. Bei dem Neubauvorhaben handelt es sich um den Einsatz von Reaktortechnologie der Generation 3+ mit einer Leistung von bis zu 1.700 MW_{el}.

Im März 2021 wurde die slowakische Nuklear- und Stilllegungsgesellschaft JAVYS als neues Kooperationszentrum zur Unterstützung der IAEO-Mitgliedstaaten bei der Stilllegung von Kernkraftwerken, insbesondere WWER-Reaktoren, und der Entsorgung radioaktiver Abfälle benannt. Trotz ihrer internationalen Ausrichtung beschloss das slowakische Parlament im September 2021, die Behandlung radioaktiver Abfälle oder abgebrannter Brennelemente aus anderen Ländern zu verbieten. Der Beschluss gilt jedoch nicht für Verträge, die vor dem September 2021 abgeschlossen wurden.

Spanien

In Spanien werden sieben Reaktorblöcke an fünf Standorten zur Stromerzeugung eingesetzt. Ihre Leistungskapazität beträgt insgesamt 7.123 MW_{el}, womit gut 20 % des in Spanien produzierten Stroms erzeugt werden.

Die spanische Regierung hält an dem im März 2019 in dem bei der Europäischen Kommission eingereichten Energie- und Klimaplan festgelegten stufenweisen Ausstieg aus der Kernenergie bis 2035 fest. Der Plan sieht Gesamtlaufzeiten von jeweils etwa 45 Jahren für die Anlagen vor.

Im Mai 2020 hat die spanische Aufsichtsbehörde der Laufzeitverlängerung für Almaraz Block 1 bis zum 1. November 2027 und für Block 2 bis zum 31. Oktober 2028 zugestimmt. Die Regierung hat dies im Juli 2020 genehmigt, Im Oktober 2021 wurde die Laufzeit von Ascó-1 bis 2030 verlängert und von Ascó-2 bis 2031. Der Antrag zur Verlängerung der Betriebsbewilligung für die Anlage Vandellòs-2 bis 2030 wurde Ende März 2019 von der ANAV eingereicht und im Juni 2020 genehmigt. Die Verlängerung der Betriebsbewilligung des Kernkraftwerks Cofrentes bis zum 30. November 2030 wurde im Februar 2021 genehmigt. Im Rahmen einer Pre-SALTO-Mission der IAEO im Januar 2019 und der SALTO-Mission 2021 wurden die Voraussetzungen für die Laufzeitverlängerung international bewertet.

Von Seiten der Sociedad Nuclear Española (SNE) werden die Ausstiegspläne kritisiert. Die Gesellschaft hat dazu im März 2023 ein Manifest veröffentlicht, in dem sie die strategische Bedeutung der spanischen Kernkraftwerke darlegt und fordert, den integrierten nationalen Energie- und Klimaplan angesichts der seit seiner Erstellung veränderten geopolitischen Lage zu überprüfen. Die SNE plädiert für den Betrieb der spanischen KKW für mindestens 60 Jahre.

Es gibt keine gesetzliche Laufzeitbegrenzung. Nach 40 Jahren befinden sich die Anlagen im Langzeitbetrieb (Long Term Operation (LTO)) und die Verlängerung der Betriebsgenehmigung unterliegt speziellen Anforderungen.

Das australische Bergbauunternehmen Berkeley hatte eine Inbetriebnahme der ehemaligen Uranmine Cabra Alta in der Region Sierra Suroeste in Betracht gezogen. Im Juli 2021 wurde das Projekt jedoch durch die CSN gestoppt. Die Entscheidung wurde laut CSN aufgrund mangelnder Zuverlässigkeit und hoher Unsicherheit darüber getroffen, wie radioaktiver Abfall in der Anlage gelagert werden würde.

Tschechien

Die Tschechische Republik verfügt über sechs Leistungsreaktoren, vier Reaktoren vom Typ WWER-440 am Standort Dukovany und zwei Reaktoren vom Typ WWER-1000 am Standort Temelín, die ca. 37 % des tschechischen Stroms produzieren.

Die vier Blöcke des KKW Dukovany hatten zwischen 2015 und 2017 ihre ursprünglich projektierte Laufzeit von 30 Jahren erreicht. Die Betriebsgenehmigungen zum Weiterbetrieb wurden für alle vier Blöcke zwischen 2016 und 2017 zeitlich unbefristet bewilligt. Im Februar 2023 hatte der Betreiber ČEZ bereits für das KKW Dukovany Investitionen angekündigt, um dessen Betrieb bis mindestens 2047 zu sichern. Die Blöcke 1 und 2 des KKW Temelín wurden in den Jahren 2002 bzw. 2003 mit einer projektierten Laufzeit von 40 Jahren in Betrieb genommen. Die Verlängerung der Lebensdauer aller sechs Reaktoren um mindestens 30 Jahre ist ein strategisches Ziel des Betreibers. Der Kernbrennstoff für beide KKW wird derzeit aus Russland geliefert. In den Jahren 2022 – 2023 wurden die neuen Verträge zur Brennstofflieferung nach 2024 mit dem US-amerikanischen Unternehmen Westinghouse und dem französischen Unternehmen Framatome unterzeichnet.

Die tschechische Regierung strebt eine mögliche Errichtung neuer Kraftwerkskapazitäten an den beiden Standorten Temelín und Dukovany an. Für den Neubau von bis zu zwei Blöcken am Standort Dukovany wurden bereits wichtige Genehmigungen erteilt, nämlich im August 2019 eine verbindliche UVP-Stellungnahme, im März 2021 sowohl eine Standortgenehmigung zur Errichtung von zwei Blöcken als auch eine Genehmigung zur Stromerzeugung. Ende November 2022 haben drei vorausgewählte Technologieanbieter – die französische EDF, die südkoreanische Korea Hydro & Nuclear Power (KHNP) und der US-amerikanische Konzern Westinghouse Electric – erste Angebote für den Bau eines neuen KKW-Blocks abgegeben. Bis Ende September 2023 sollen endgültige Angebote abgegeben werden, sodass voraussichtlich bis Dezember 2024 ein Vertrag geschlossen werden kann. Die Inbetriebnahme des ersten Blocks ist für 2036 geplant.

Zur möglichen Einführung von SMR in Tschechien werden zahlreiche unterschiedliche SMR-Konzepte vom Betreiber ČEZ untersucht, nämlich von NuScale, GE-Hitachi, Rolls-Royce, EDF, Korea Hydro and Nuclear Power und Holtec. Im September 2022 wurde ein Vertrag über die Errichtung des Südböhmischen Nuklearparks unterzeichnet. Dort soll bis 2032 der erste tschechische SMR auf dem Gelände des Kernkraftwerks Temelín gebaut werden. Ende Dezember 2022 wurde mit geologischen Untersuchungen am geplanten Standort begonnen.

Ende Dezember 2020 genehmigte die Regierung, dass vier mögliche Standorte in die engere Standortauswahl für ein geologisches Endlager gezogen werden. Bis 2065 soll ein Endlager an einem der vier Standorte in Betrieb genommen werden.

Türkei

Gegenwärtig werden in der Türkei noch keine Kernkraftwerke betrieben. Die Kernenergie soll aber künftig eine der tragenden Säulen der Energieerzeugung werden, um den stetig wachsenden Energiebedarf zu decken. An der Südküste der Türkei werden gegenwärtig am Standort Akkuyu vier Blöcke mit russischen Reaktoren des Typs WWER-1200 errichtet, für zwei weitere Standorte laufen vorbereitende Aktivitäten bzw. Überlegungen.

Das KKW Akkuyu ist zurzeit das größte Investitionsprojekt in der Türkei. Mit der Inbetriebnahme aller vier Blöcke wird das KKW zu 90 % den Strombedarf Istanbuls und 10 % des Landesbedarfs decken. Darüber hinaus ist Akkuyu weltweit das erste KKW-Projekt,

das nach dem BOO-Model (Build-Own-Operate) ausgeführt wird. Der Bau des 22-Milliarden-USD-Projekts wird von der russischen staatlichen Korporation Rosatom finanziert und soll von dem Rosatom-eigenen Unternehmen AG „Akkuyu Nükleer A.Ş.“ betrieben werden. Die Türkei stellt das Gelände für das Kraftwerk zur Verfügung und ist verantwortlich für die Abnahme von mindestens 50 % des generierten Stroms zu festgelegten Konditionen sowie die Einbindung des Kraftwerks in das nationale Stromnetz. Die Inbetriebnahme des ersten Blocks ist 2023 geplant. Die drei weiteren Blöcke sollen jährlich bis zum Jahr 2026 in Betrieb genommen werden. Die Brennstoffversorgung für das KKW erfolgt durch den russischen Hersteller TWEL. Die erste Lieferung ist Ende April 2023 am Standort eingetroffen.

Für ein zweites potenzielles großes Neubauvorhaben wurde der Standort Sinop an der Schwarzmeerküste ausgewählt und durch eine verbindliche Stellungnahme des endgültigen UVP-Berichts vom zuständigen Ministerium für Umwelt und Urbanisierung im September 2020 genehmigt. Bei dem Projekt handelt es sich um ein KKW mit vier Blöcken, das ursprünglich in Kooperation mit Japan gebaut werden sollte. Aktuell führt die Türkei Gespräche über das Projekt mit Russland (Rosatom) und Südkorea (Korea Electric Power Corporation (KEPCO)).

Ukraine

Die Ukraine verfügt über insgesamt 15 in Betrieb befindliche KKW-Blöcke mit einer Gesamtleistung von 13,8 GW an vier Standorten. Im Jahr 2021 hatte der aus Kernenergie erzeugte Strom einen Anteil von 55 % am ukrainischen Energiemix.

Sämtliche Anlagen sind mit Druckwasserreaktoren russischer Bauart vom Typ WWER ausgestattet. Alle in Betrieb befindlichen Anlagen haben eine projektierte Lebensdauer von 30 Jahren. Der staatliche Betreiberkonzern NAEK Energoatom ist bestrebt, die Anlagen über die projektierte Betriebsdauer hinaus weiter zu betreiben. Gegenwärtig wird das KKW Saporishshja mit sechs WWER-1000-Anlagen nicht von dem ukrainischen Betreiber kontrolliert, da das Gelände des KKW Saporishshja und die Kraftwerkssiedlung, die Stadt Energodar, im März 2022 von russischen Truppen eingenommen wurden. Die Besetzung hält bis zum heutigen Tag an.

In der Ukraine laufen seit 2005 die Arbeiten zur Diversifizierung der Bereitstellung von Kernbrennstoff. Gegenwärtig werden sechs der 15 ukrainischen KKW-Blöcke mit WWER-1000-Anlagen ausschließlich mit den in Schweden gefertigten Brennelementen

der Firma Westinghouse betrieben. Ein Einsatz der Westinghouse-Brennelemente ist auch für den WWER-440 (Blöcke 1 und 2 des KKW Riwne) vorgesehen. Des Weiteren wurde ein Abkommen mit der Firma Cameco unterzeichnet, das den Export der gesamten ukrainischen Uranproduktion zur Verarbeitung in Kanada vorsieht, um Brennstoff für alle ukrainischen KKWs herzustellen.

Ab dem Jahr 2030 sollen ältere Kernkraftwerke stillgelegt und durch neue KKWs ersetzt werden. Dazu ist die Fertigstellung des Blocks 3 des KKW Chmelnyzkyj vorgesehen. Darüber hinaus beabsichtigt die Ukraine, die AP1000-Technologie zu nutzen, um ihre langfristigen Ziele bei der Entwicklung neuer Kernkraftwerke in der Ukraine zu erreichen. Dazu wurde im August 2021 zwischen der Westinghouse Electric Company und dem ukrainischen Betreiber Energoatom eine Vereinbarung unterzeichnet, die den Einsatz der AP1000-Technologie in der Ukraine regelt. Insgesamt sollen in der Ukraine fünf AP1000-Blöcke errichtet werden. Eine Pilotanlage soll neben dem nicht fertiggestellten Block 4 des KKW Chmelnyzkyj entstehen. Dabei sollen bereits hergestellte Hauptkomponenten, die ursprünglich für das Neubauprojekt Virgil C. Summer in den USA vorgesehen waren, mit genutzt werden. Dazu greift Energoatom sowohl auf eigene Mittel als auch auf externe Kredite zurück, um seine Neubaupläne zu finanzieren. Es ist davon auszugehen, dass die Ukraine in der gegenwärtigen Situation und auch in der Zukunft keine finanziellen Mittel dafür hat.

In der Ukraine werden vorrangig durch die US-amerikanischen Firmen Holtec International und NuScale Power die Pläne zur Entwicklung und Errichtung von SMR vorangetrieben. Im Jahr 2018 haben Holtec International und der ukrainische Betreiber Energoatom eine Absichtserklärung zur gemeinsamen Projektentwicklung zum Bau von SMR-160 in der Ukraine unterzeichnet. Gemäß einer Vereinbarung zwischen Energoatom und Holtec soll in der Ukraine auch ein Fertigungszentrum entstehen. Anfang September 2021 wurde zwischen dem ukrainischen Betreiber Energoatom und dem US-amerikanischen SMR-Technologieanbieter NuScale Power eine Absichtserklärung über die Bewertung des möglichen Einsatzes von NuScale-SMR in der Ukraine unterzeichnet.

Seit dem 16. März 2022 ist das ukrainische Stromnetz mit dem europäischen Stromnetz ENTSO-E verbunden. Dazu waren mehrjährige Vorbereitungen und weitreichende Investitionen erforderlich. Bereits im Februar war das ukrainische Stromnetz vom russischen und vom belarussischen Netz getrennt worden. In der Zwischenzeit war das Stromnetz der Ukraine nach außen hin isoliert. Die Ukraine verspricht sich durch die

Anbindung an das europäische Netz eine Stabilisierung. Des Weiteren sind in Zukunft auch Stromexporte in die EU möglich.

Ungarn

Die vier in Ungarn betriebenen WWER-440-Blöcke des Kernkraftwerks Paks verfügen dank einer Leistungserhöhung pro Block von 440 MW_{el} auf 500 MW_{el} über eine installierte Gesamtleistung von 2.000 MW_{el}. Damit betrug der Anteil der Kernenergie an der Stromerzeugung des Landes im Jahr 2022 ca. 47 %. Alle vier Blöcke haben ihre projektierte Betriebszeit von 30 Jahren bereits zwischen 2012 und 2017 erreicht. Im Ergebnis der bisher abgeschlossenen Verfahren zur Laufzeitverlängerung hat die Genehmigungsbehörde den Weiterbetrieb der Blöcke 1 – 4 bis 2032, 2034, 2036 und 2037 genehmigt. Der Zustimmung des ungarischen Parlaments über die Verlängerung der Laufzeit des KKW Paks folgend, hat die ungarische atomrechtliche Behörde HAEA im Dezember 2022 mit der Überprüfung ihrer Vorschriften für eine weitere Laufzeitverlängerung begonnen. Vier Blöcke könnten über den Zeitraum 2032 – 2037 hinaus betrieben werden, vorbehaltlich des Genehmigungsverfahrens. Die Versorgung des KKW Paks mit frischem Brennstoff erfolgt ausschließlich aus Russland.

Vier KKW-Blöcke am Standort Paks sollen mittelfristig durch zwei neue KKW-Blöcke vom Typ WWER-1200 am selben Standort ersetzt werden. Gemäß der Energiestrategie des Landes soll der Anteil der Kernenergie an der Stromerzeugung von ca. 50 % ungefähr auf gleichem Niveau erhalten bleiben. Als Option ist langfristig die Errichtung neuer KKW-Kapazitäten an einem anderen Standort vorgesehen, falls ein entsprechender Bedarf bestehen sollte.

Eine absolute Priorität der Regierung im Energiesektor ist gegenwärtig der Ausbau der Kapazitäten im KKW Paks. Im Jahr 2014 wurde zwischen Ungarn und Russland eine zwischenstaatliche Vereinbarung unterzeichnet. Diese sieht u. a. die Errichtung zweier Blöcke vom Typ WWER-1200/W-491 (AES 2006) am Standort Paks vor. Am 30. März 2017 hat die ungarische Aufsichtsbehörde HAEA die Standortgenehmigung für den geplanten Ausbau des Kernkraftwerks Paks erteilt. Nach der Antragstellung im Juni 2020 wurde im August 2022 die vollständige nukleare Baugenehmigung für beide Blöcke erteilt. Die Baugenehmigung ist für 10 Jahre gültig. Der Beginn des kommerziellen Betriebs der Anlagen war ursprünglich für das Jahr 2030 geplant worden, wird jedoch voraussichtlich im Jahr 2032 aufgenommen.

3 Verfolgung und Aufarbeitung von Entwicklungen neuer Reaktorkonzepte (AP 2)

3.1 Zielsetzung

Im Arbeitspaket 2 wurden Aufgaben zur Verfolgung der internationalen Entwicklungen und Realisierung neuer Reaktorkonzepte sowie zur Aufbereitung und Bereitstellung entsprechender Informationen zu Reaktoren der Generationen 3 und 4 erfüllt.

Zur Verfolgung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik erfolgte in diesem Arbeitspaket die Teilnahme an internationalen Konferenzen. Beispiele hierfür sind die Teilnahme an den jährlich stattfindenden Veranstaltungen wie „International Congress on Advances in Nuclear Power Plants“ und „Istanbul Nuclear Power Plant Summit“ oder an der Konferenz im Rahmen des Multinational Design Evaluation Programme (MDEP) der OECD/NEA.

3.2 Verfolgung von Informationen und Pflege der Wissensbasis „NuSiA“ (neue Reaktorbaulinien)

Im Rahmen dieses Arbeitspunktes erfolgte die Fortführung der Arbeiten zur Weiterentwicklung der Wissensbasis NuSiA bezüglich neuer Reaktorkonzepte. Hierzu wurden die bereits in Vorläufervorhaben erstellten Reaktor-Wissensseiten aktualisiert und fortgeschrieben. Die Aktualisierungen betrafen die Wissensseiten zu folgenden Reaktorkonzepten:

- ABWR (Advanced Boiling Water Reactor) – leichtwassergekühlter und -moderierter Siedewasserreaktor mit einer elektrischen Leistung zwischen 1.300 und 1.600 MW, entwickelt von General Electric (USA), Hitachi und Toshiba (Japan),
- ACR-1000 – evolutionäre Weiterentwicklung der CANDU-Baureihe vom Hersteller Atomic Energy of Canada Limited (AECL),
- APR1400 – Druckwasserreaktor des koreanischen Unternehmens Korea Hydro und Nuclear Power (KHNP),
- AP1000 (Advanced Passive) – Druckwasserreaktor von Westinghouse,
- BN-800 – natriumgekühlter Schneller Brutreaktor vom russischen Versuchs- und Konstruktionsbüro für Maschinenbau Afrikantov (OKBM),
- BN-1200 – Weiterentwicklung der Reaktoranlage vom Typ BN-800,

- BREST-OD-300 – bleigekühlter, innovativer, schneller Reaktor vom russischen Forschungs- und Konstruktionsinstitut für Energietechnik (NIKIET),
- CAP1400 (China Advanced Passive) – chinesische Weiterentwicklung des US-amerikanischen AP1000-Reaktors der chinesischen Unternehmen SNPTC und SNERDI,
- CAREM-25 – integraler Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 25 MW der argentinischen Behörde zur Förderung der Kernenergie CNEA und des staatlichen Technologieunternehmens INVAP,
- EPR (European Pressurized Water Reactor) – Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 1.600 MW von Framatome (vormals Areva NP)),
- Hualong One (HPR1000) – neueste chinesische Reaktorentwicklung der chinesischen Unternehmen CNNC und CGN,
- HTR-PM – chinesische Weiterentwicklung des heliumgekühlten, graphitmoderierten Hochtemperaturreaktors vom Typ HTR,
- KLT-40S – kompakter Druckwasserreaktor mit bis zu 38 MW elektrischer Leistung und 73 Gcal/h Wärmeabgabe vom russischen Versuchs- und Konstruktionsbüro für Maschinenbau Afrikantov (OKBM),
- SVBR-100 – Blei-Wismut-gekühlter innovativer schneller Reaktor von der russischen Firma „AKME-Engineering“,
- WWER-1000 (AES-91/92) – Weiterentwicklung der russischen Druckwasserreaktoren vom Typ WWER-1000 vom Versuchs- und Konstruktionsbüro OKB Hidropress,
- WWER-1200 – Weiterentwicklung der WWER-1000-Baulinien AES-91 und AES-92,
- WWER-TOI – Weiterentwicklung der russischen Baureihe WWER.

Dabei wurden insbesondere Neuigkeiten aus dem Status der entsprechenden Bauprojekte aufgenommen.

Zusätzlich wurden neue Seiten angelegt, für die bisher keine Reaktorseiten existieren. Dabei wurden die bereits in der GRS vorhandenen Informationen in übersichtlicher Form als Kurzdarstellung aufbereitet und – soweit verfügbar – durch Detailinformationen ergänzt. Die Kurzdarstellung beinhaltet folgende thematische Schwerpunkte: grundlegendes Konzept, sicherheitstechnische Auslegung sowie Realisierung. Für die Detailinformationen wurden anlagenspezifische Informationsressourcen wie Datenbanken, Portale, Dossiers oder auch Berichte eingebunden. Neu erstellt wurden die Seiten mit Konzeptinformationen zu:

- ABV-6E – integraler Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 6 MW vom russischen Versuchs- und Konstruktionsbüro für Maschinenbau Afrikantov (OKBM),
- BWRX-300 (Boiling Water Reactor X) – Siedewasserreaktor der zehnten Generation innerhalb der Entwicklungsreihe von GE Hitachi Nuclear Energy,
- EPR2 oder auch EPR-NM (European Pressurised Water Reactor Nouveau Modèle) – Weiterentwicklung des EPR mit auf 1.750 MW_{el} erhöhter Leistung von Framatome,
- MMR (Micro Modular Reactor) – gasgekühlter Hochtemperaturreaktor mit einer elektrischen Leistung von 5 MW vom kanadischen Unternehmen Ultra Safe Nuclear Corporation (USNC),
- ESFR (European Sodium Fast Reactor) – schneller natriumgekühlter Reaktor mit einer elektrischen Leistung von 1.500 MW von einem EU-Konsortium,
- NUWARD - integraler Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 340 MW der französischen Firmen CEA, EDF, Naval Group und TechnicAtom,
- RITM-200 – integraler Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 50 MW vom russischen Versuchs- und Konstruktionsbüro für Maschinenbau Afrikantov (OKBM),
- Rolls-Royce SMR – Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 470 MW von Rolls Royce,
- WWER-600 – Druckwasserreaktor von OKB Gidropress,
- WWER-S – Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 600 MW mit Spektral-Regelung der russischen Unternehmen Kurtschatow-Institut, OKB Gidropress und Atomenergoprojekt,
- WWER-SKD – Druckwasserreaktor der russischen Unternehmen Kurtschatow-Institut, OKB Gidropress mit überkritischem Druck des Kühlmittels.

MMR®

[↑ zurück zur Reaktorübersicht](#)

Letzte Aktualisierung am 09.05.2023

Grundlegendes Konzept

Der MMR® (Micro Modular Reactor) ist ein gasgekühlter Hochtemperaturreaktor, der vom kanadischen Unternehmen Ultra Safe Nuclear Corporation (USNC) entwickelt wird. Er hat eine Leistung von 15 MW_{th}/5 MW_e und ist als SMR ausgelegt. Aufgrund seiner geringen Leistung kann er in die Untergruppe der Mikroreaktoren eingestuft werden. Der Brennstoff besteht aus TRISO-Partikeln mit 19,75 % angereichertem Uran und wird in Pelletform in die Brennelemente geführt, welche während der gesamten Laufzeit von 20 Jahren nicht ausgetauscht werden müssen. Es werden drei Kreisläufe verwendet, um die Wärme abzuführen. Im Primärkreislauf wird Helium eingesetzt, im Sekundärkreislauf Flüssigsalz und im dritten Wasserdampf. Der Primärkreislauf soll sich unter der Erde befinden. Der Einsatz von Flüssigsalz ermöglicht es mit entsprechenden Speichertanks flexibel auf Schwankungen in der Leistungsabnahme reagieren zu können. Neben der Erzeugung von Strom, soll der Reaktor auch der Wärmeversorgung dienen. Die Modularität des Reaktors soll maximiert werden, sodass die einzelnen vorgefertigten Bestandteile möglichst ressourcensparend am Standort verbaut werden können.

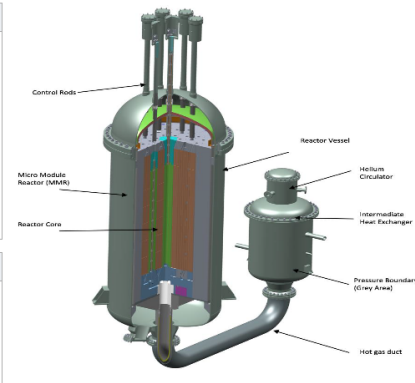
Sicherheitstechnische Auslegung

Die Sicherheitssysteme des MMR® sind passiv bzw. inhärent ausgelegt. Der Brennstoff soll durch die Verwendung von TRISO-Partikeln, in Kombination mit deren Einschluss in eine Siliciumcarbid-Matrix, selbst bei Stör- bzw. Unfallszenarien keine Radioaktivität freisetzen können. Im Falle eines Transienten sorgen der fehlende Dampfblasenkoeffizient und der negative Temperaturkoeffizient automatisch für eine Reaktivitäts- bzw. Temperaturkontrolle. Zudem wird neben der automatischen Einleitung der Schnellschaltung die aktive Heliumzirkulation gestoppt, wodurch der Reaktor unterkritisch wird. Zur besseren Abfuhr der Nachzerfallswärme befindet sich der Primärkreislauf unter der Erde. Diese Anordnung soll es ermöglichen, dass durch natürliche Konvektion die Wärme zunächst an die Wand des RDB weitergeleitet und von dort aus an Reaktorgebäude und Erdreich abgeführt werden kann. Dasselbe passiert bei einem Verlust der Flüssigsalzversorgung. Dieses wird zudem verwendet, um Wasser und Reaktorkern räumlich zu trennen. Insgesamt soll sich der Reaktor selbstständig regulieren können, sodass eine Kernschmelze zu jedem Zeitpunkt, auch ohne Personal, ausgeschlossen ist.

Realisierung

Aktuelle Informationen
[Ultra Safe Nuclear Corp. Micro Modular Reactor Achieves Canadian Licensing Milestone](#)
[Ultra Safe Nuclear Corporation \(USNC\) announces that its Micro Modular Reactor™](#)

Detailinformationen
[Detailinformationen MMR](#)




Ansprechpartner
 Welking, Tobias
 6010

Abb. 3.1 Reaktorkonzeptseite für den gasgekühlten Hochtemperatur-SMR in der Wissensbasis „NuSi Ausland“

Darüber hinaus wurden aktuelle Informationen und Veröffentlichungen zu Konzepten gesammelt, aufbereitet und in die Wissensbasis eingebunden. Das betrifft beispielsweise Informationen zur Realisierung der Projekte oder auch die im Rahmen der Umweltverträglichkeitsprüfung veröffentlichten Unterlagen.

3.3 Verfolgung der Neubauvorhaben in Europa und weltweit (Standortdossiers)

Im Rahmen dieses Arbeitspunktes wurden Neubauvorhaben in Europa und weltweit verfolgt und in Form von Dossiers dokumentiert. Dazu wurden in der Wissensbasis NuSiA ein neuer Bereich „Standorte“ angelegt und die erfassten standortspezifischen Informationen als Standortdossiers in Form der Wiki-Seiten (Standortseiten) dargestellt. Für einzelne Neubauprojekte mit russischen KKW-Anlagen existierten bereits Standortseiten im

Bereich „Fachaufgaben“ des Portals für Nukleare Sicherheit (PNS)². Diese Seiten wurden im Rahmen der Harmonisierung der Darstellungsweise in die WB NuSiA überführt und weiter als Standortdossiers ausgebaut.

Ein Beispiel eines Standortdossiers ist in Abb. 3.2 dargestellt. Diese zeigt das Standortdossier der Wissensbasis „NuSi Ausland“ zum KKW Belarus.

Abb. 3.2 Standortdossier zum KKW Belarus in der WB NuSiA

Die erstellten Standortdossiers liefern Informationen zu den Rahmenbedingungen der jeweiligen Neubauprojekte (beteiligte Unternehmen und Organisationen, Finanzierung, Genehmigungsverfahren) und deren zeitlichem Ablauf. Zudem erfolgt eine umfassende Charakterisierung der jeweiligen Standorte im Hinblick auf deren Lage, topographische und klimatische Gegebenheiten, Bevölkerung, benachbarte Infrastruktur und Industrie sowie mögliche natürliche und zivilisatorische Einwirkungen. Abschließend erfolgt jeweils eine Kurzbeschreibung des neu errichteten Reaktorkonzepts und – falls vorhanden – bereits aufgetretener Ereignisse.

² Das Portal für Nukleare Sicherheit (PNS) ist die Informations- und Wissensplattform für nukleare Sicherheit und Sicherung, einschließlich Strahlenschutz und Entsorgung. Das Portal dient der Informationsbereitstellung, dem Wissensmanagement und der Zusammenarbeit von BMUV, BfS, BASE, GRS, atomrechtlichen Behörden der Länder und ihren Sachverständigen untereinander sowie mit anderen externen Organisationen und Nutzern.

Im Vorhabenszeitraum wurden in der WB NuSiA insgesamt 21 Standortdossiers zu den folgenden Neubauprojekten erstellt:

Akkuyu (Türkei)

An der Südküste der Türkei in der Provinz Mersin wird gegenwärtig das KKW Akkuyu mit vier Reaktorblöcken errichtet. Dazu wurde im Mai 2010 ein russisch-türkisches Regierungsabkommen über die Zusammenarbeit beim Bau und Betrieb des ersten türkischen Kernkraftwerks unterzeichnet. Auf der Grundlage dieses Abkommens wurde das russisch-türkische Unternehmen „Akkuyu Nükleer A.Ş.“ für die Errichtung und den Betrieb von vier Reaktoren des Typs WWER-1200/W-509 mit russischer Majorität gegründet.

Die Standortgenehmigung aus dem Jahr 1976 wurde im Dezember 2013 erneuert. Im April 2018 wurde die Baugenehmigung zur Errichtung des ersten Blocks erteilt. Seit Ende Oktober 2021 wurden Baugenehmigungen für alle vier KKW-Blöcke erteilt.

Als Referenzanlage für dieses Projekt wurde der seit 2016 in Betrieb befindliche erste Block des russischen KKW Nowoworonesch-II vom Typ WWER-1200/W392M (AES-2006) genannt. Dabei wurden für den Standort Akkuyu hinsichtlich Erdbebensicherheit und Flugzeugabsturz schärfere Anforderungen als für die Referenzanlage gefordert. Dies führte dazu, dass der WWER-1200/W-509 nach WWER-TOI-Standard angepasst werden musste. Die Hauptkomponenten des Primärkreislaufs, deren Anordnung sowie die sicherheitstechnische Auslegung entsprechen weitgehend dem Reaktortyp WWER-TOI (Weiterentwicklung des AES-2006), während der Sekundärkreislauf und wesentliche wirtschaftliche Leistungsparameter dem Reaktortyp WWER-1200/W-392M ähneln.

Gegenwärtig nähert sich der Block 1 der Phase der Inbetriebnahme. Ende April 2023 erfolgte bereits die erste Brennstofflieferung. Im Block 2 wurde der Reaktordruckbehälter und im Block 3 der Core-Catcher installiert. Für den Block 4 sind die Arbeiten zur Verstärkung des Fundaments des Reaktorgebäudes abgeschlossen worden. Die Inbetriebnahme des ersten Blocks wird 2023 angestrebt.

Das KKW Akkuyu ist zurzeit das größte Investitionsprojekt in der Türkei. Mit der Inbetriebnahme aller vier Blöcke wird das KKW zu 90 % den Strombedarf Istanbuls und 10 % des Landesbedarfs decken. Akkuyu ist weltweit das erste KKW-Projekt, das nach dem BOO-Model (Build-Own-Operate) ausgeführt wird. Der Bau des 22-Milliarden-USD-Projekts wird von der russischen staatlichen Korporation ROSATOM finanziert und soll

von dem ROSATOM-eigenen Unternehmen „Akkuyu Nukleer“ betrieben werden. Die Türkei stellt das Gelände für das Kraftwerk zur Verfügung und ist verantwortlich für die Abnahme von mindestens 50 % des generierten Stroms zu festgelegten Konditionen sowie die Einbindung des Kraftwerkes in das nationale Stromnetz.

Barakah (Vereinigte Arabische Emirate)

Die Vereinigten Arabischen Emiraten (VAE) starteten 2008 ein Programm zur friedlichen Nutzung der Kernenergie. Seit 2012 entsteht das Kernkraftwerk Barakah mit vier APR1400-Reaktorblöcken aus einer Kooperation des staatlichen Unternehmens Emirates Nuclear Energy Corporation (ENEC) mit dem südkoreanischen Stromversorger Korean Electric Power Company (KEPCO). Das Genehmigungsverfahren wurde von der Federal Authority for Nuclear Regulation (FANR) geleitet, die durch verschiedene internationale Unternehmen und Institutionen unterstützt wurde. Derzeit befinden sich drei KKW-Blöcke in Betrieb, der Block 4 in der Inbetriebnahme. Mit einer elektrischen Leistung von 5.600 MW_{el} soll das KKW etwa 25 % des Strombedarfs der VAE decken.

Die klimatischen Bedingungen sind mit Temperaturen bis zu 49 °C extrem. Die Reaktoranlage liegt an der Küste des Persischen Golfs, der als Wärmesenke für die Kondensatorkühlung dient. Das Wasser des Persischen Golfs hat einen hohen Salzgehalt und Temperaturen bis zu 35 °C. Das Gebiet ist tektonisch inaktiv und die Gefahr von Überflutung ist gering; mögliche Einwirkungen von außen können in Form von Sand- und Staubstürmen erfolgen.

Das Reaktorkonzept basiert auf den APR1400-Referenzanlagen in Südkorea, die Lage des Standortes führt jedoch zu natürlichen und infrastrukturellen Gegebenheiten, an die das Reaktorkonzept angepasst werden musste. Die Konstruktionsänderungen umfassen dabei u. a. die Vergrößerung der Wärmeübertragungsfläche im Kondensatorkühlkreislauf, erhöhte Kühlwasser-Masseströme, eine erhöhte Leistung der Notfall-Dieselgeneratoren, eine reduzierte Drehzahl der Hauptturbinen, eine erhöhte Anzahl von Betriebswasserpumpen und den umfangreichen Einsatz von raumluftechnischen Anlagen.

Belarus (Belarus)

Im Jahr 2012 wurde der Hauptvertrag zur Errichtung des ersten belarussischen Kernkraftwerks mit zwei Blöcken vom Typ WWER-1200/W-491 (AES-2006) am Standort Os-

trovets zwischen Russland und Belarus unterzeichnet. Russland stellte für die Errichtung einen staatlichen Kredit in Höhe von 10 Mrd. USD mit einer Laufzeit von 25 Jahren zu Vorzugsbedingungen bereit.

Die Entscheidung zur Standortauswahl eines KKW wurde durch den Präsidenten der Republik getroffen. Sie berücksichtigt Ergebnisse der Umweltprüfung, grenzüberschreitende Konsultationen und die Akzeptanz in der Bevölkerung. Der KKW-Standort befindet sich im Nordosten des Gebietes Hrodna, ca. 23 km von der Grenze zu Litauen entfernt bzw. 40 km östlich der Hauptstadt Litauens, Vilnius. Die IAEA SEED Mission (Site and External Events Design Review Service) von 2017 bestätigte Belarus, dass alle notwendigen Schritte zur Gewährleistung der Sicherheit des KKW Belarus unter Berücksichtigung externer Bedrohungen und Einflüsse (inkl. Erdbeben, Hochwasser, extreme Wetterbedingungen) unternommen wurden und diese angemessen im Design der Anlage (unter Berücksichtigung der Erfahrungen des Fukushima-Unfalls) berücksichtigt wurden.

Die vorbereitenden Bauarbeiten wurden mit der Teilgenehmigung zur Durchführung der ersten Bauetappe für den Block 1 im September 2013 begonnen. Die vollständige Baugenehmigung zur Errichtung beider Reaktorblöcke des Kernkraftwerks wurde im Jahr 2014 erteilt. Die erste Netzschaltung des Blocks 1 erfolgte im November 2020. Seit Juni 2021 ist Block 1 im kommerziellen Betrieb. Die erste Netzschaltung des Blocks 2 erfolgte am 13. Mai 2023. Bis Ende 2023 soll der zweite Block den kommerziellen Betrieb aufnehmen.

Bradwell B (Großbritannien)

Trotz des Ausscheidens aus dem Projekt Sizewell C strebt die China General Nuclear Power Group (CGN) zusammen mit EDF weiterhin den Neubau zweier UK-HPR 1000 am Standort Bradwell B an.

Der geplante Standort Bradwell B befindet sich neben dem stillgelegten Kernkraftwerk Bradwell A auf einem 183 Hektar großen Gelände, das die Regierung 2011 als geeignet für den Bau eines neuen Kernkraftwerks eingestuft hat. Er befindet sich im Maldon District von Essex an der Ostküste Englands im Mündungsgebiet des Blackwater River. Unmittelbar nebenan befindet sich das inzwischen stillgelegte Kraftwerk Bradwell A (BRA). Es besteht aus zwei Magnox-Reaktoren und befindet sich seit 2018 im „Care and Maintenance“-Zustand – das heißt, es werden derzeit keine physischen Stilllegungsarbeiten durch die Nuclear Decommissioning Authority durchgeführt.

Der Reaktortyp UK-HPR1000 gehört zur chinesischen Baureihe von Hualong One-Kernreaktoren, die ursprünglich von einem 3-Loop-Framatome-Design abstammen. Er ist ein Druckwasserreaktor mit einer Nettoleistung von ca. 1.100 MW und gehört mit seinen aktiven und passiven Sicherheitsmerkmalen zur Generation 3. Am Standort sollen zwei Reaktoren mit einer Gesamtleistung von ca. 2,2 GW errichtet werden. Die Kühlung erfolgt dabei über zwei Kühltürme als indirekte Wärmesenke, bei der lediglich verbrauchtes Kühlwasser aus dem Meer entnommen wird.

Im Februar 2022 wurde das Generic Design Assessment für das UK-HPR1000-Konzept erfolgreich abgeschlossen. Im September 2022 beendete die Bradwell Power Generation Company Bodenuntersuchungen am Standort. Das Genehmigungsverfahren für die Baugenehmigung befand sich zuletzt jedoch ohne Fortschritt in einer frühen Phase des Prozesses, weshalb der Bau des KKW als unsicher gilt. Neuere Überlegungen sehen Bradwell eher als möglichen Standort für die Errichtung mehrerer SMR des britischen Herstellers Rolls Royce.

Clinch River (USA)

Das US-Department of Energy fördert die Weiterentwicklung fortschrittlicher Nukleartechnologien, um die Dekarbonisierungsziele erreichen zu können. Die erste kerntechnische Anlage mit kommerziell genutzten SMR soll nach aktuellen Kenntnissen am Standort Clinch River in Tennessee errichtet werden. Die Tennessee Valley Authority (TVA) hat eine Standortgenehmigung bei der US-Aufsichtsbehörde NRC beantragt und die Genehmigung 2019 erhalten.

Der Standort befindet sich im südöstlich gelegenen US-Bundesstaat Tennessee in Roane County innerhalb der Stadtgrenzen von Oak Ridge, einer Stadt mit etwa 30.000 Einwohnern.

Da die Wahl der Technologie noch nicht feststeht, wurden für den Antrag Informationen der leichtwassergekühlten SMR-Konzepte von vier Herstellern und Entwicklern verwendet. Im Februar 2022 kündigte TVA Gespräche mit GE Hitachi an, in denen die Überprüfung des SMR-Konzepts BWRX-300 auf eine künftige Bauentscheidung hin thematisiert wird.

Die Konzepte aller SMR, die für den Standort in Betracht gezogen werden, benötigen keine aktive Kühlung mit Flusswasser. TVA sieht – falls notwendig (abhängig von der

Wahl des Konzepts) – für die primäre Wärmeabfuhr am Standort Kühltürme mit mechanischem Zug vor. Für die Befüllung des Primärkreislaufes sowie für nicht sicherheitsrelevante Kühlungen soll das Wasser des Clinch River genutzt werden.

Darlington (Kanada)

Am Standort Darlington-B (Kanada) ist ein Small Modular Reactor (SMR) des Typs BWRX-300 von GE Hitachi geplant. Im Oktober 2022 hat der Betreiber Ontario Power Generation (OPG) eine Errichtungsgenehmigung beantragt, im Januar 2023 hat OPG mit dem Hersteller GE Hitachi und weiteren Beteiligten einen Vertrag zur Errichtung geschlossen. Der Reaktor soll nach bisherigen Planungen bis 2028 errichtet sein und 2029 in den kommerziellen Betrieb gehen. Der BWRX-300 ist ein Siedewasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 300 MW_{el}, der über passive Sicherheitssysteme verfügt. Der BWRX ist im Wesentlichen eine verkleinerte und vereinfachte Weiterentwicklung des ESBWR von GE Hitachi.

Darlington-B soll am Standort Darlington errichtet werden, wo sich derzeit vier CANDU-Reaktoren in Betrieb befinden. Der Standort Darlington liegt am nördlichen Ufer des Ontariosees in Clarington in der Provinz Ontario (Kanada). Die nähere Umgebung ist durch Vorstädte von Toronto charakterisiert, Toronto selbst liegt etwa 55 km südwestlich von Darlington. Der Ontariosee fungiert als Hauptwärmesenke für die Kondensatorkühlung. Das Klima am Standort lässt sich als feuchtes Kontinentalklima beschreiben mit (sehr) warmen und feuchten Sommern und kalten Wintern. Die klimatischen Bedingungen sind durch eine hohe Temperaturamplitude gekennzeichnet. Die teils sehr niedrigen Temperaturen im Winter führen zu Naturphänomenen wie Frazil-Eisbildung und Eisregen. Die Region gilt generell als nicht stark seismisch gefährdet.

El Dabaa (Ägypten)

Im November 2015 unterzeichneten Russland und Ägypten ein Regierungsabkommen zum Bau und Betrieb eines Kernkraftwerkes mit vier Blöcken am Standort El Dabaa, ca. 300 km nordwestlich von Kairo. Das Abkommen beinhaltet u. a. auch Einzelverträge zu Brennstofflieferungen sowie Betriebs-, Wartungs- und Instandhaltungsarbeiten. Russland finanziert das Bauprojekt mit einem Darlehen, das 85 % der Kosten deckt.

Die ägyptische Aufsichts- und Genehmigungsbehörde ENRRA hat im März 2019 die Standortgenehmigung für alle vier Blöcke des KKW El Dabaa erteilt. Der Standort

El Dabaa befindet sich in Nordägypten im Gouvernement Maṭrūḥ an der Mittelmeerküste. Das den Standort umgebende Gebiet wird überwiegend durch Tourismus und Landwirtschaft genutzt. Die kürzeste Entfernung zu den Nachbarländern beträgt etwa 330 km zu Libyen, etwa 500 km zur Insel Kreta und jeweils etwa 550 km zur Insel Zypern und zur Grenze Israels.

Im Juni 2022 wurde die Baugenehmigung für den ersten Block und im Oktober 2022 für den Block 2 des KKW erteilt. Die Baugenehmigung für den Block 3 erfolgte im März 2023. Anfang Mai 2023 wurde mit dem Gießen des ersten Betons für das Reaktorgebäude des Blocks 3 begonnen. Als Reaktor kommt eine WWER-Anlage vom Typ WWER-1200/W-529 (Referenzanlage: KKW Leningrad-II in Russland) zum Einsatz.

Flamanville-3 (Frankreich)

In Frankreich ist die Kernenergie mit knapp 80 % an der Stromproduktion beteiligt. In den letzten Jahren wurden jedoch nur wenige Kernkraftwerke neu errichtet. Da viele der Anlagen des Landes voraussichtlich in den 2030er Jahren abgeschaltet werden, hat sich der größte französische Energieversorger Électricité de France (EDF) 2004 dazu entschieden, einen Demonstrationsreaktor der neu entwickelten Baureihe European Pressurized Reactor (EPR) in Frankreich zu bauen. Es wurde beschlossen, den Reaktorblock in das bereits bestehende KKW Flamanville in der Normandie zu integrieren, wo derzeit zwei 1.300-MWe-Reaktorblöcke betrieben werden. Mit einer thermischen Leistung von 4.500 MW_{th} und einer elektrischen Leistung von 1.650 MW_{el} soll der EPR von Flamanville-3 (FA3) nach seiner Fertigstellung ein wesentlicher Schritt zur Erneuerung der nuklearen Energieerzeugung in Frankreich werden. Seit 2007 wird FA3 gebaut, die Inbetriebnahme hat sich jedoch aufgrund von Verzögerungen beim Bau mehrmals verschoben. Im Dezember 2022 gab EDF bekannt, dass der geplante Zeitraum für die Beladung des Reaktors mit Brennstoff vom zweiten Quartal 2023 auf das erste Quartal 2024 verschoben wird.

Der KKW-Standort befindet sich in der Basse-Normandie auf der Halbinsel Cotentin an der Küste zum Ärmelkanal. Das Meerwasser des Ärmelkanals wird auch als Hauptwärmesenke für die Kondensatorkühlung genutzt. Die nächstgelegenen Siedlungen sind Flamanville (1 km östlich) mit 1.700 Einwohnern und Les Pieux (5 km ost-südöstlich) mit 3.200 Einwohnern.

Bei der Auslegung von FA3 wurden wind- und wetterbedingte Einwirkungen berücksichtigt und die Seismizität am Standort wurde anhand eines Bodenantwortspektrums mit einer maximalen Spitzenbodenbeschleunigung von 0,16 g bemessen. Um der Gefährdung durch Überflutungen entgegenzuwirken, wurde der nukleare Anlagenteil auf eine erhöhte Plattform gesetzt und ein Schutzdeich angelegt.

Fuqing (China)

Der Druckwasserreaktor Hualong One ist der erste Reaktor der Generation 3, der eigenständig von chinesischen Unternehmen entwickelt wurde, und stellt deswegen für die Volksrepublik China ein wichtiges Prestigeobjekt dar, sowohl für die Nutzung im eigenen Land als auch für den Export. Das Kernkraftwerksprojekt am Standort Fuqing sah den Bau von insgesamt sechs 1000-MW-Druckwasserreaktorblöcken vor, wobei entschieden wurde, die Blöcke 5 und 6 als erste Reaktoren der Baureihe Hualong One in China zu errichten. In der ersten Phase des Projekts wurden ab 2008 vier CNP1000 errichtet, ab 2015 dann die beiden Hualong One. Die Inbetriebnahme erfolgte dabei nach jeweils nur 5 – 7 Jahren Bauzeit, womit sich das KKW bereits seit dem Frühjahr 2022 vollständig im kommerziellen Betrieb befindet. Verantwortlich für das Projekt ist die China National Nuclear Corporation (CNNC).

Der Standort des KKW Fuqing befindet sich auf einer Landzunge in einer Bucht der südostchinesischen Küste der Provinz Fujian. Ein besonderes Merkmal des Standorts ist die Nähe zu Taiwan, das durch die 180 km breite Meerenge „Straße von Taiwan“ von der chinesischen Küste getrennt ist. Die Straße von Taiwan dient dem KKW auch als Wärmesenke für die Kondensatorkühlung.

Am Standort herrscht ein subtropisches Ostseitenklima (wärmegemäßigt und ganzjahresfeucht). Durch das Aufeinandertreffen zweier Kontinentalplatten gibt es in der Region des Standorts zahlreiche Verwerfungen und seismische Aktivitäten. Die größte Gefahr für Überflutungen geht von Taifunen (ostasiatischen Tropenstürmen) aus.

Hanhikivi (Finnland)

Im Dezember 2013 unterzeichnete das finnische Konsortium Fennovoima mit der Tochtergesellschaft von Rosatom JSC Rusatom Overseas einen Generalbauvertrag zur Errichtung eines Kernkraftwerkes mit einer russischen WWER-1200-Anlage am Standort Hanhikivi. Der Standort Hanhikivi befindet sich im südwestlichen Teil der

Verwaltungsregion Nordösterbotten in Nordfinnland an der Mündung des Flusses Pyhäjoki in den Bottnischen Meerbusen.

Im Juni 2015 hat die Projektgesellschaft Fennovoima den Antrag auf eine Baugenehmigung beim Ministerium für Beschäftigung und Wirtschaft eingereicht. Die Erteilung der Baugenehmigung wurde um mehrere Jahre verzögert. Als Grund für die Verzögerung wurden die strengen finnischen Sicherheitsanforderungen angegeben. Diese führen dazu, dass die Anlage WWER-1200 gegenüber der Referenzanlage (WWER-1200/W-491) signifikant modifiziert werden sollte, um die spezifischen finnischen Regelwerksanforderungen für neue Reaktoren zu erfüllen. Die zusätzlichen Forderungen der finnischen Behörde STUK betrafen vor allem die Auslegung gegen den Absturz eines großen Verkehrsflugzeugs, die Verbesserung der räumlichen Trennung der vier Kanäle des Sicherheitssystems, interne Überflutung, Feuer, das Fehlen eines dezidierten Druckentlastungssystems für den Primärkreislauf sowie das Management. Nach der Modifikation der Auslegung wurde im April 2021 ein aktualisierter Baugenehmigungsantrag vorgelegt. Der Bau des KKW Hanhikivi sollte im Sommer 2023 beginnen.

Am 02.05.2022 kündigte Fennovoima den Bauvertrag mit der Begründung von Verzögerungen und wachsenden Risiken durch den Krieg in der Ukraine auf. Darauf folgend wurde der Antrag auf Baugenehmigung für das geplante Kernkraftwerk am 24.05.2022 zurückgezogen.

Hinkley Point C (Großbritannien)

Am Standort Hinkley Point C befinden sich zwei EPR-Blöcke im Bau. Im Jahr 2012 wurde ein angepasstes Reaktorkonzept des EPR für den Bau in Großbritannien zugelassen. Kurz darauf erteilte die britische Regulierungsbehörde für nukleare Sicherheit (ONR) EDF die Standortgenehmigung für das KKW Hinkley Point C (HPC). Der offizielle Baustart war für Block 1 am 11. Dezember 2018 und für Block 2 am 12. Dezember 2019.

Der Standort Hinkley Point C liegt im Südwesten Englands, in der Region Somerset, an der Küste des Bristolkanals. Am Standort befinden sich auch das stillgelegte KKW Hinkley Point A und das voraussichtlich bis 2023 laufende KKW Hinkley Point B. Die nächste größere Stadt ist Bridgewater mit 38.500 Einwohnern etwa 12 km südöstlich. Die Region gilt als seismisch inaktiv, die stark ausgeprägten Gezeiten und der große Tidenhub im Bristolkanal führen jedoch zu einem Gefährdungspotenzial durch Überflutungen, dem ein Betonwall entgegenwirken soll.

Das Reaktorkonzept in Hinkley Point C basiert auf der ebenfalls von EDF gebauten Referenzanlage Flamanville-3 in Frankreich, es wurden jedoch standortspezifische Konstruktionsänderungen vorgenommen. So ist im Unterschied zu Flamanville-3 beim UK-EPR der 2F-Bruch einer Hauptkühlmittelleitung kein Auslegungsstörfall. Stattdessen wird der Bruch der Volumenausgleichsleitung betrachtet.

Zuletzt wurde auf der Baustelle im Dezember 2022 der letzte Stahlring des Liners für das Reaktorgebäude von Block 1 positioniert, das damit eine Höhe von 44 m erreicht hat. Die Stahlkuppel soll im zweiten Quartal des Jahres 2023 auf die Konstruktion aufgesetzt werden. Der erste Reaktordruckbehälter für die Anlage wurde im Dezember 2022 in der französischen Schmiede Le Creusot fertiggestellt und erreichte den Standort Hinkley Point C Ende Februar 2023. Die Inbetriebnahme von Block 1 war zuletzt für Juni 2027 geplant, EDF Energy ließ jedoch im Februar 2023 verlauten, dass eine Verzögerung um weitere 15 Monate möglich sei. Mit einer elektrischen Leistung von 3.260 MW_{el} soll Hinkley Point C für die Laufzeit von 60 Jahren 7 % des britischen Strombedarfs decken.

Kursk-II (Russland)

Gemäß dem Generalplan zur Standortverteilung der Kraftwerkskapazitäten in Russland sollen am Standort Kursk-II vier neue Reaktoranlagen vom Typ WWER-TOI zwischen 2022 und 2035 errichtet und in Betrieb genommen werden, um die in Betrieb befindlichen Blöcke des KKW Kursk mit Reaktoranlagen vom Typ RBMK-1000 schrittweise zu ersetzen. Der Standort Kursk-II befindet sich in Sichtweite des KKW Kursk am rechten Ufer des Flusses Seim in der Oblast Kursk. Die kürzeste Entfernung zur Grenze der Ukraine beträgt etwa 57 km und zu Kiew, der Hauptstadt der Ukraine, etwa 384 km.

Im Jahr 2015 wurde die Standortgenehmigung für die Blöcke 1 und 2 des KKW Kursk-II durch die russische Aufsichts- und Genehmigungsbehörde Rostechnadzor erteilt. Im Juni 2016 erteilte Rostechnadzor die Baugenehmigung für den Block 1 und im Oktober 2016 für den Block 2. Am 29. April 2018 wurde der erste Beton für das Fundament des Reaktorgebäudes für den Block 1 des KKW Kursk-II gegossen. Ein Jahr später wurde mit dem Gießen des ersten Betons für das Reaktorgebäude des Blocks 2 begonnen. Aktuell wurde der neue Termin zur Inbetriebnahme des Blocks 1 – in Anbetracht des Stands der Fertigstellung sowie der wirtschaftlichen Situation und des Strombedarfs – auf 2025 verschoben. Im März 2023 fand eine öffentliche Anhörung zu den Nachweisunterlagen einschließlich einer vorläufigen Umweltverträglichkeitsprüfung im Rahmen

des Verfahrens zur Erteilung der Standortgenehmigung für die Blöcke 3 und 4 statt. Auf der Grundlage der Ergebnisse der Erörterung werden die Unterlagen zur Umweltverträglichkeitsprüfung im Rahmen des Verfahrens zur Standortgenehmigung fertiggestellt und zur staatlichen Stellungnahme bei der zuständigen Umweltbehörde weitergeleitet.

Als Reaktor kommt eine WWER-Pilotanlage vom Typ WWER-1300/W-510 (WWER-TOI) der Generation 3+ – die neueste Entwicklung der russischen Baureihe WWER – zum Einsatz. Die Abkürzung „TOI“ steht wörtlich übersetzt für „serienmäßiger optimierter und digitalisierter“ Reaktor. Bei der Reaktoranlage WWER-1300/W-510 handelt es sich um eine Weiterentwicklung der Baulinie WWER-1200/W-392M (Referenzanlage: WWER-1200/W-392M im KKW Nowoworonesch 6, die seit 2017 im regulären Betrieb ist). Der WWER-TOI zeichnet sich durch eine erhöhte Leistung, eine optimierte und verbesserte Konstruktion und Anordnung der Hauptkomponenten sowie eine Kombination von passiven und aktiven Sicherheitssystemen unter Berücksichtigung der Erfahrungen aus dem Unfall in Fukushima-Daiichi aus.

Leningrad-II (Russland)

Der Standort des neuen Kernkraftwerkes Leningrad-II befindet sich im Westteil Russlands, in etwa 4,5 km Entfernung zur Satellitenstadt Sosnowiy Bor mit etwa 65.700 Einwohnern im Gebiet Leningrad. Der Standort liegt 2 km von der Küste an der Koporje-Bucht des Finnischen Meerbusens der Ostsee. Die nächstgelegene Großstadt ist das ca. 35 km westlich gelegene St. Petersburg. Die Entfernung zur Grenze Estlands beträgt 70 km und zur Grenze Finnlands etwa 105 km. Leningrad-II liegt in Sichtweite des KKW Leningrad mit vier Reaktoranlagen vom Typ RBMK-1000, die zwischen 2018 und 2025 stillgelegt werden. Insgesamt ist der Standort für den Bau von vier Blöcken vorgesehen.

Die bauvorbereitenden Arbeiten am Standort begannen im September 2007, der erste Beton für den Block 1 wurde im Oktober 2008 gegossen. Am 9. März 2018 – neun Jahre und fünf Monate nach Baubeginn – erfolgte die erste Netzschaltung des Blocks 1 mit der ersten Anlage der Baulinie WWER-1200/W-491 (AES-2006). Am 22. März 2021 erfolgte die Aufnahme des kommerziellen Betriebs des Blocks 2. Der Baubeginn des dritten und vierten Blockes des KKW ist für 2024 bzw. 2025 vorgesehen. Ende Dezember 2022 wurde der erste Beton für das Fundament der kombinierten Pumpstation für die Löschwasserversorgung und die automatische Feuerlöschung auf dem Gelände des KKW

Leningrad-II für den Block 3 und 4 gegossen. Damit wurden die nicht-nuklearen Bauarbeiten begonnen.

Als Reaktor kommt eine Pilotanlage vom Typ WWER-1200/W-491 zum Einsatz, die eine Weiterentwicklung der Baulinien WWER-1000/W-428 (AES-91) mit verbesserten Leistungsmerkmalen und erhöhter Sicherheit darstellt. Seit der Aufnahme des regulären Betriebes gilt der Block 1 des KKW Leningrad-II als Referenzanlage für diesen Reaktortyp.

Nowoworonesch-II (Russland)

Der Standort Nowoworonesch-II liegt direkt neben dem KKW Nowoworonesch und befindet sich in der Region Woronesh am linken Ufer des Flusses Don, 42 km südlich der Stadt Woronesh, ca. 5 km südöstlich der Stadt Nowoworonesch und rund 500 km südlich von Moskau.

Etwa zehn Jahre lang befand sich das Kernkraftwerk Nowoworonesch-II im Planungsstadium. Die Genehmigung für die Errichtung des Blocks 1 wurde im April 1999 erteilt und mit den bauvorbereitenden Arbeiten wurde begonnen. An diesem Standort sollten ursprünglich mindestens zwei WWER-1000-Blöcke mit Reaktoranlagen des Typs W-392 als Ersatz für die gegenwärtig betriebenen Anlagen errichtet werden. Wegen der Wirtschaftskrise Ende der 90er Jahre hat sich die Arbeitsgeschwindigkeit beim Bau neuer Anlagen in Russland stark verlangsamt.

Im Rahmen des föderalen Zielprogramms „Entwicklung des Atomindustriekomplexes Russlands 2007 bis 2012 und in der Perspektive bis 2015“ startete der Bau des ersten Blocks des KKW Nowoworonesch-II offiziell im Juni 2008. Der Bau des zweiten Blocks wurde im Juli 2009 begonnen. Im August 2016 gab der erste Block des KKW Nowoworonesch-II mit einer Reaktoranlage vom Typ WWER-1200/W-392M (AES-2006) zum ersten Mal elektrische Energie an das Stromnetz ab und im Februar 2017 ging der Block nach dem Abschluss der Probetriebsphase in den kommerziellen Betrieb über. Im Mai 2019 erfolgte am Standort die erste Netzschaltung des Blocks 2. Seit Oktober 2019 ist der Block 2 ebenfalls im regulären Betrieb.

Als Reaktor kommt eine Pilotanlage vom Typ WWER-1200/W-392M zum Einsatz. Dieser Reaktortyp ist eine Weiterentwicklung der Baureihe WWER-1000/W-412 (AES-92). Seit der Aufnahme des regulären Betriebes gilt der Block 1 des KKW Nowoworonesch-II als Referenzanlage für diesen Reaktortyp.

Olkiluoto-3 (Finnland)

Das EPR-Neubauvorhaben des Betreibers TVO am Standort Olkiluoto mit Baubeginn 2005 markierte in der westlichen Welt das Ende einer Phase, in der keine KKW's realisiert wurden. Der Termin zur Inbetriebnahme von Olkiluoto-3 wurde mehrmals verschoben. Am 16. April 2023 wurde der Testbetrieb von Olkiluoto-3 abgeschlossen und die reguläre Stromproduktion aufgenommen. Mit einer elektrischen Leistung von 1.600 MW_{el} deckt Olkiluoto-3 etwa ein Sechstel des Strombedarfs Finnlands.

Olkiluoto-3 wurde auf dem Gelände des KKW Olkiluoto errichtet, das zwei in den 1970er Jahren gebaute Siedewasserreaktoren aufweist und sich auf der gleichnamigen Insel in der Bottensee an der Südwestküste Finnlands befindet. Auf der Insel Olkiluoto wird zudem ein Endlager für hochradioaktive Abfälle gebaut. Die nähere Umgebung kann als abgeschieden charakterisiert werden. Im Umkreis von 5 km sind weniger als 100 Einwohner gemeldet. Die Bottensee, ein Teil der Ostsee, fungiert als Hauptwärmesenke für die Turbinenkondensatorkühlung.

Die klimatischen Bedingungen am Standort sind durch niedrige Temperaturen und eine hohe Temperaturamplitude gekennzeichnet. Die teils sehr niedrigen Temperaturen führen zu Naturphänomenen wie Frazil-Eisbildung und Eisregen. Durch die Nutzung als Wärmesenke wird das Risiko des Einfrierens des Bottnischen Meerbusens im Bereich der Insel Olkiluoto verringert. Die Region gilt trotz zahlreicher mikroseismischer Ereignisse an der nahen Ostküste Schwedens als seismisch inaktiv.

Standortspezifische Anpassungen für Olkiluoto-3 umfassen insbesondere Maßnahmen zur Abwendung von Gefahren, die durch Eis und Schnee entstehen können. Dazu gehören Möglichkeiten zur Erwärmung des Meerwassers zur Vorbeugung der Bildung von Frazil-Eis, Schutz der Lufteinlässe der Dieselgeneratoren vor Einfrieren und vor Verstopfung durch Schnee sowie der Schutz des Kühlwassereinlaufkanals durch beheizbare Grobsiebe.

Paks-II (Ungarn)

Im Januar 2014 wurde zwischen Ungarn und Russland eine zwischenstaatliche Vereinbarung unterzeichnet. Diese sieht u. a. die Errichtung zweier Blöcke vom Typ WWER-1200/W-491 (AES 2006) am Standort Paks vor. In der Folge wurden weitere Verträge zwischen ungarischen und russischen Unternehmen zur Errichtung, zur Unterstützung

des Betriebs und der Instandhaltung der Anlagen sowie zur Brennstoffver- und -entsorgung für einen Zeitraum von 20 Jahren unterzeichnet. Die Gesamtkosten des Vertrages wurden auf ca. 12,5 Mrd. € geschätzt. Dabei sollten 80 % der Kosten, etwa 10 Mrd. €, über einen russischen Staatskredit finanziert werden.

Im März 2017 hat die ungarische Aufsichtsbehörde (HAEA) die Standortgenehmigung für den geplanten Ausbau des Kernkraftwerks Paks erteilt. Der Standort des KKW Paks-II befindet sich im Landkreis Paks des Komitats (Verwaltungsbezirk) Tolna im südlichen Zentralungarn. Die Anlage liegt in unmittelbarer Nähe des Geländes des in Betrieb befindlichen KKW Paks, 1 km westlich des Flusses Donau. Im August 2021 wurde die Baugenehmigung zur Errichtung beider Reaktorblöcke erteilt. Der Beginn des kommerziellen Betriebs der Anlagen war ursprünglich für das Jahr 2030 geplant, wird jedoch voraussichtlich im Jahr 2032 aufgenommen. Die neuen Blöcke sollen künftig die vier bestehenden WWER-440-Anlagen des KKW Paks ersetzen.

Ruppur (Bangladesch)

Bangladesch hatte bereits 1964 den Bau eines Kernkraftwerkes in Ruppur angekündigt. Wegen der jahrzehntelangen politischen Instabilität konnte sich das Land jedoch bisher nicht an solche Projekte wagen.

Das zwischen Russland und Bangladesch im November 2011 geschlossene Regierungsabkommen zum Bau eines Kernkraftwerkes mit zwei WWER-Reaktoren sah ursprünglich nur eine Leistung von jeweils 1.000 MW pro Block vor. Im Laufe der weiteren Ausgestaltung des Vertrages wurde dann jedoch auf die Errichtung zweier Anlagen mit einer Leistung von mindestens 1.200 MW umgeschwenkt. Im Juli 2016 unterzeichnete Bangladesch ein Kreditabkommen mit Russland über 11,38 Milliarden US-Dollar zur Errichtung des KKW Ruppur. Die Gesamtkosten für das Vorhaben wurden mit 12,65 Milliarden US-Dollar angegeben. Das Kreditabkommen hat eine Laufzeit von 30 Jahren, die Tilgung soll im März 2027 beginnen. Russland finanziert das Bauprojekt mit einem Darlehen, das 90 % der Kosten deckt. Die restlichen 10 % übernimmt Bangladesch. Als Reaktor kommt eine WWER-Anlage vom Typ WWER-1200/W-523 zum Einsatz (Referenzanlage: KKW Nowoworonesch-II-1).

Im Dezember 2015 wurde ein Generalbauvertrag für zwei Blöcke mit einem Reaktor des Typs WWER-1200 zwischen Bangladesch und Russland unterzeichnet. Im Juni 2016 hat die atomrechtliche Behörde BAERA die Standortgenehmigung für den Standort

Ruppur erteilt. Der Standort liegt am östlichen Ufer des Flusses Padma (auch Ganges genannt) in der Ortschaft Ruppur im Nordwesten von Bangladesch. Die Hauptstadt Dhaka mit etwa 11,1 Mio. Einwohnern liegt etwa 160 km südöstlich des Standortes. Die Entfernung zur Grenze des Nachbarlands Indien beträgt etwa 30 km in westlicher und etwa 226 km in östlicher Richtung. Im November 2017 wurde die Baugenehmigung für den Block 1 und ein Jahr später für den Block 2 erteilt. Die Inbetriebnahme des Blocks 1 ist für 2023 und des Blocks 2 für 2024 geplant.

Shidaowan (China)

In der Volksrepublik China befinden sich derzeit mehrere Reaktorkonzepte in der Entwicklung. Eines der neueren Reaktorkonzepte ist das Chinese Advanced Passive 1400 (CAP1400), das eine chinesische Weiterentwicklung des AP1000 des US-amerikanischen Herstellers Westinghouse darstellt. Hinter der Weiterentwicklung steht die State Nuclear Power Technology Corporation Ltd. (SNPTC), die für die Entwicklungsarbeit 2008 eine Zusammenarbeit mit Westinghouse verkündete. Der Reaktor weist im Vergleich zum AP1000 eine erhöhte elektrische Leistung von etwa 1.500 MW_{el} auf und sein Sicherheitskonzept basiert größtenteils auf passiven Systemen. Die erste Demonstrationsanlage mit zwei CAP1400-Reaktorblöcken wird seit Juni 2019 in Shidaowan gebaut, wobei der ursprünglich geplante Baubeginn bereits 2015 war. Mit der Inbetriebnahme wird 2024 gerechnet. Für Bau und Betrieb der CAP1400-Demonstrationsanlage in Shidaowan ist die State Nuclear Power Demonstration Plant Company (SNPDP) verantwortlich. Dabei handelt es sich um ein Joint Venture aus der China Huaneng Group und der SNPTC.

Der Standort liegt auf der Halbinsel Shandong an der chinesischen Ostküste. Die Region ist dicht bevölkert und es befinden sich mehre Großstädte mit mehr als 1 Mio. Einwohnern in der Umgebung des Standorts. Das angrenzende Gelbe Meer dient als Wärmesenke für die Turbinenkondensatorkühlung. Auf dem Kraftwerksgelände des Standorts wird neben den CAP1400-Blöcken noch die Demonstrationsanlage des gasgekühlten Hochtemperaturreaktors HTR-PM mit 210 MW elektrischer Leistung gebaut. Der Bau der aus zwei Kugelhaufenreaktoren in Modulbauweise bestehenden Reaktoranlage begann bereits 2012 und steht kurz vor der Fertigstellung. Zudem sind für den Standort weitere vier AP1000-Reaktorblöcke geplant. Das Klima des Standorts ist gemäßigt und wird vom Monsun bestimmt (sommerfeucht, winter trocken). Seismische Aktivitäten kommen in der Region vor allem im Bereich der Tan-Lu- und der Yan-Bo-Verwerfung vor, die nähere Umgebung des Standorts (im Umkreis von 25 km) wird jedoch auf Basis von

historischen Aufzeichnungen als weniger aktiv beschrieben. Die größte Gefahr für Überflutungen geht von Taifunen (ostasiatischen Tropenstürmen) aus.

Sizewell C (Großbritannien)

Die EDF-Tochter Nuclear New Build Generation Company (NNB GenCo) plant den Bau von zwei EPR am Standort Sizewell C in Suffolk. Nachdem im Januar 2022 die britische Regierung eine Unterstützung für die Entwicklung des Projekts zugesagt hatte, wurde im November 2022 bekannt, dass die britische Regierung einen Anteil von 50 % an dem Projekt übernimmt, nachdem die China General Nuclear, die ursprünglich gemeinsam mit EDF Energy daran beteiligt gewesen war, aus dem Projekt ausschied. Im Dezember 2022 schloss die NNB GenCo einen vorläufigen Vertrag mit Framatome für Beschaffungs- und Ingenieurstätigkeiten im Hinblick auf den Bau von Sizewell C. Am Standort wurde bereits mit vorbereitenden Arbeiten, wie etwa dem Bau einer Zufahrtsstraße, begonnen. Der Baubeginn für das Kernkraftwerk ist für 2024 geplant.

Der Standort Sizewell C befindet sich an der Nordseeküste der Grafschaft Suffolk im Südosten Englands. Am Standort befinden sich bereits zwei Magnox-Reaktorblöcke, die 2006 stillgelegt wurden (Sizewell A), sowie ein Druckwasserreaktor von Westinghouse (4-Loop), der sich in Betrieb befindet (Sizewell B). Das Meerwasser der Southern Bight fungiert als Wärmesenke für die Kondensatorkühlung.

Von der EDF wird vermutet, dass im kommenden Jahrhundert zusätzliche Umwelteinflüsse als Folge des globalen Klimawandels einen Einfluss auf die Morphologie der Küstenlinie von Suffolk haben. Um sicherzustellen, dass die von Meerwasserüberflutungen und Küstenerosion ausgehenden Gefahren nicht die Sicherheit der KKW in Sizewell bedrohen, wird die Küstenlinie regelmäßig auf signifikante physische Abweichungen als Reaktion auf Umweltveränderungen untersucht. Jede so identifizierte Veränderung soll laut EDF dazu führen, dass Abhilfemaßnahmen ergriffen werden, um die Anforderungen der Sicherheitsnachweise für den Kernkraftwerkstandort zu erfüllen.

Taishan (China)

Der KKW-Standort Taishan liegt im Südosten Chinas in der Provinz Guangdong am Südchinesischen Meer, rund 130 km südwestlich von Hongkong. Dort befinden sich zwei Blöcke mit Reaktoren vom Typ des Europäischen Druckwasserreaktors (EPR). Der EPR wurde ab den 1990er Jahren von Framatome und Siemens als Reaktor der dritten

Generation entwickelt. Mit der Realisierung des Konzepts wurde bereits 2005 in Finnland (Olkiluoto-3) und 2007 in Frankreich (Flamanville-3) begonnen. Der Bau von Block 1 in Taishan begann im November 2009, Block 2 folgte im April 2010. Als erster EPR weltweit wurde Taishan-1 im Juni 2018 erstmals kritisch und im selben Monat mit dem Netz synchronisiert. Der kommerzielle Betrieb begann im Dezember 2018. Die Netzsynchronisation von Block 2 folgte im Juni 2019. Beide Blöcke verfügen über eine elektrische Nettoleistung von je 1.660 MW_{el}. Am Standort Taishan befinden sich außer den beiden EPR keine weiteren Kraftwerksblöcke. Anfangs wurde beabsichtigt, am Standort Taishan in einer zweiten Bauphase zwei weitere EPR-Einheiten zu errichten. Inzwischen plant die China General Nuclear Power Group (CGN) stattdessen, für eine mögliche Erweiterung des Kraftwerks zwei Reaktoren vom Typ Hualong One zu verwenden.

Der Standort Taishan liegt im Südosten Chinas in der Provinz Guangdong an der Küste des Südchinesischen Meeres in der Nähe der Mündung des Huangmao River. Die dem Meer abgewandten Seiten des Anlagengeländes sind dort von Bergen umgeben. Das Meer ist am Standort Taishan in Küstennähe sehr flach, weshalb zur Kühlwasseransaugung von jenseits einer vorgelagerten Insel ein Unterseetunnel verwendet wird. Im Umkreis von 50 km um den Standort Taishan gibt es außer dem Taicheng Subdistrict mit rund 175.000 Einwohnern keine weiteren größeren Bevölkerungszentren. In Jahresberichten der chinesischen Aufsichtsbehörde und der IRS-Datenbank der IAEO sind bereits einige Ereignisse vom Standort Taishan gelistet, die jedoch keine radiologischen Folgen außerhalb der Anlage hatten. Zudem wurde in den Medien 2017 vom Versagen eines Speisewasserbehälters bei Funktionstests und 2021 über Hüllrohrschäden berichtet.

Vogtle-3 und -4 (USA)

Die beiden Kernkraftwerkseinheiten Vogtle-3 und -4 befinden sich in der Nähe von Waynesboro im US-Bundesstaat Georgia an der Grenze zu South Carolina seit März 2013 bzw. November 2013 im Bau. An dem Kernkraftwerksstandort Vogtle sind seit Juni 1987 bzw. Mai 1989 bereits zwei Druckwasserreaktoren (Westinghouse 4-Loop) mit einer Leistung von 1.122 MW_{el} bzw. 1.101 MW_{el} in Betrieb. Bei dem Neubauvorhaben handelt es sich um die einzigen Reaktor Neubauten in den USA, die innerhalb der letzten drei Jahrzehnte begonnen wurden und bis heute weiterverfolgt werden. Watts Bar-2 wurde zwar 2016 in Betrieb genommen, jedoch hatte der Bau hier bereits im Jahr 1973 begonnen. Etwa zeitgleich zu den Bauarbeiten für Vogtle-3 und -4 begann auch die Errichtung zweier Reaktoren am Standort Summer. Dort wurden die Arbeiten jedoch im Jahr 2017

aus wirtschaftlichen Gründen eingestellt. Bei der verwendeten Reaktortechnologie für Vogtle-3 und -4 handelt es sich um den AP1000, einen Druckwasserreaktor der Generation 3+ von Westinghouse mit einer elektrischen Nettoleistung von 1.117 MW_{el}.

Die Inbetriebnahme von Vogtle-3 und -4 war anfangs für 2016 bzw. 2017 geplant. Seitdem kam es zu Verzögerungen, sodass Vogtle-3 nun im Mai oder Juni 2023 und Vogtle-4 Ende 2023 bis Anfang 2024 den kommerziellen Betrieb aufnehmen soll.

Das Kraftwerksgelände befindet sich am südwestlichen Ufer des Savannah River, dessen Wasser auch zur Kühlwasserversorgung genutzt wird. Neben den vier KKW-Blöcken befindet sich auch ein Dieselkraftwerk auf dem Gelände, das die Anlage mit Strom versorgen kann. Direkt gegenüber, auf der anderen Seite des Flusses, liegt die Savannah River Site des Department of Energy, wo in den 1950er Jahren Einrichtungen zur Herstellung von Plutonium errichtet wurden. Dort befinden sich heute fünf stillgelegte Reaktoren sowie das Savannah River National Laboratory. Im Umkreis von 80 km um den Standort Vogtle befinden sich kleinere Siedlungen. Das nächste größere Bevölkerungszentrum ist die Stadt Augusta mit knapp 200.000 Einwohnern.

Der AP1000 ist ein Westinghouse Druckwasserreaktor der Generation 3+, der eine Weiterentwicklung des AP600 darstellt. Dieser war durch die NRC bereits lizenziert, wurde wegen hoher Stromerzeugungskosten jedoch nicht realisiert. Die Leistungserhöhung hin zum AP1000 sollte das Konzept konkurrenzfähig machen. Der AP1000 ist bei Brennstoffzyklen von 18 Monaten für eine Betriebslebensdauer von 60 Jahren ausgelegt und verfügt über vorwiegend passive Sicherheitssysteme.

3.4 Verfolgung der Programme zu speziellen Reaktorkonzepten und SMR

Unter diesem Arbeitspunkt wurden internationale Entwicklungen zu speziellen Reaktorkonzepten verfolgt und entsprechende technische Informationen aufbereitet und bereitgestellt. Zudem wurden zur Verfolgung der Konzeptentwicklung von SMR Konzeptbeschreibungen zu ausgewählten SMR-Konzepten erstellt. Speziell wurden folgende Berichte angefertigt:

- Überblick und technologische Herausforderungen bei MSR-Reaktorkonzepten /KLE 21/
- Weiterentwicklung des kerntechnischen Regelwerks für evolutionäre und innovative Reaktorkonzepte /ZAK 23/

- Konzeptbeschreibung Hochtemperatur-SMR: Xe-100, EM², KP-FHR/ROB 20/
- Konzeptbeschreibung CAREM-25 /LOE 21/
- Konzeptbeschreibung NUWARD /SCT 22/
- Übersicht der SMR-Konzepte in Begutachtung durch die NRC /LOE 22/
- Auswertung des Berichts „The NEA Small Modular Reactor Dashboard“ /SCT 23/

Im Folgenden werden Zusammenfassungen der im Vorhaben erstellten technischen Berichte gegeben. Die technischen Berichte selbst beinhalten neben ausführlicheren Informationen auch Auflistungen der relevanten Referenzen.

3.4.1 Überblick und technologische Herausforderungen bei MSR-Reaktorkonzepten

Flüssigsalz-Reaktoren (engl. Molten Salt Reactor, kurz MSR) werden bereits seit den 1950er Jahren entwickelt. In den 1950er und 1960er Jahren wurden zwei MSR-Versuchsreaktoren in den USA gebaut und betrieben. Der erste Reaktor dieser Art wurde im Rahmen des Aircraft Reactor Experiments (ARE) in den USA errichtet. Der ARE-Versuchsreaktor hatte eine Leistung von 2,5 MW_{th} und wurde erstmals 1954 erfolgreich betrieben. Das damalige Ziel war die Entwicklung eines nuklearen Flugzeugantriebs mit großer Reichweite. Die Bauweise als Flüssigsalzreaktor schien aussichtsreich, da man sich hiervon eine kompakte Bauart erhoffte. Mit der Weiterentwicklung der Raketentechnik nahm die militärische Bedeutung großer Flugzeuge mit hoher Reichweite ab, sodass die Arbeiten am ARE-Programm Ende der 1950er Jahre eingestellt wurden, ohne dass je ein Flugzeug mithilfe eines Kernenergieantriebs flog. Der ARE-Versuchsreaktor lief insgesamt nur ca. 1.000 Stunden. Im Weiteren verfolgte das US-amerikanische Oak Ridge National Laboratory (ORNL) ab 1960 federführend die Weiterentwicklung der MSR-Technologie. Die Entwicklung führte zum Molten Salt Reactor Experiment (MSRE), in dessen Rahmen auch der gleichnamige Reaktor mit einer Leistung von 8 MW_{th} gebaut und betrieben wurde. Nach 4-jährigem Betrieb wurde der Reaktor 1969 dauerhaft abgeschaltet und das MSRE 1976 gänzlich eingestellt. In den folgenden Jahren nahm das Interesse an MSR ab, da bei der kommerziellen Stromerzeugung technisch einfachere Leichtwasserreaktoren den Vorzug bekamen.

Nach der Gründung des Generation 4 International Forums (GIF) wurde das Konzept des MSR im Jahr 2002 in die Technology Roadmap aufgenommen und zählt seither zu einem der sechs Konzepte, mit denen sich die Ziele neuer Leistungsreaktoren hinsichtlich gesteigerter Nachhaltigkeit, Sicherheit, Wirtschaftlichkeit und Proliferationsresistenz

(Generation 4 Goals) umsetzen lassen. Derzeit (Stand September 2021) befinden sich die Arbeiten an MSR noch in der Konzeption, wobei diese unterschiedlich weit fortgeschritten sind. Somit stehen technische Details bisher nur eingeschränkt zur Verfügung. Weiterhin setzen im ersten Schritt einige Entwickler auf technisch vereinfachte Lösungen, wie z. B. den Einsatz von festem Brennstoff, Konversionsraten unter eins sowie den Verzicht auf kontinuierliche Wiederaufbereitung der Salzschnmelze (online reprocessing).

Aufgrund der Flexibilität von Flüssigsalz-Reaktoren in Bezug auf Neutronenspektrum, Kühlmittel, Brennstoffkreislauf sind im Prinzip eine ganze Reihe verschiedener Konzepte möglich. Einige MSR-Reaktorkonzepte werden aktuell in einem sogenannten Pre-Licensing seitens der Regulierungsbehörden untersucht. Beispiele sind die Konzepte von Moltex Energy (Stable Salt Reactor) und Kairos Power (KP-FHR). Daraufhin wurde das Konzept von Moltex Energy nochmals überarbeitet. Auch für das Konzept von Kairos Power sind noch grundlegende Fragen seitens der U.S. NRC, insbesondere hinsichtlich der Eigenschaften der Salzschnmelze, aufgetaucht. Dies zeigt, dass es noch einen erheblichen Bedarf an grundlegender Forschung und weiteren Untersuchungen zum Verhalten von Flüssigsalz-Reaktorkonzepten gibt.

Ein Flüssigsalzreaktorkonzept unterscheidet sich erheblich von klassischen Leichtwasserreaktorkonzepten. Somit ergeben sich daraus spezifische sicherheitsrelevante Phänomene. Zu nennen sind hier Spezifika der flüssigen Salzschnmelze (Neutronenkinetik, Reaktivitätskoeffizienten, Stoffeigenschaften, Phasenübergänge), die Wechselwirkung mit den Strukturen (Korrosion) sowie Besonderheiten im Zusammenhang mit Störfallszenarien. Gerade bei Konzepten mit gelöstem Brennstoff gibt es komplexe Wechselwirkungen und Variationen der thermodynamischen Eigenschaften in Abhängigkeit von den erzeugten Spaltprodukten. Für eine Genehmigung eines solchen Konzepts sind genaue Kenntnisse dieser Wechselwirkungen und Abhängigkeiten notwendig, um den sicheren Betrieb eines solchen Anlagenkonzepts nachweisen zu können.

Ähnliches gilt für die Wechselwirkung der Salzschnmelze mit Strukturmaterialien. Dies sind die strukturellen Komponenten und Graphit als Moderator. Das Redoxpotential und die Zusammensetzung der Salzschnmelze muss kontrolliert werden, um eine Korrosion mit den Strukturmaterialien zu minimieren. Bezüglich der Wechselwirkungen sind insbesondere die Versprödung von Strukturmaterialien durch Tellur und die Fluorierung von Graphitoberflächen zu nennen.

Während bei MSR-Konzepten mit festem Brennstoff die zu betrachtenden auslösenden Ereignisse ähnlich denen von Leichtwasserreaktoren und gasgekühlten Reaktoren sind, sind für MSR-Konzepte mit gelöstem Brennstoff spezielle Transienten zu untersuchen. Hier sind zusätzlich Auswirkungen von Fehlern bei der Aufbereitung der Salzschnmelze zu berücksichtigen.

Da die meisten MSR-Konzepte sich noch in einer frühen Entwicklungsstufe befinden, sind kaum technische Details der sicherheitstechnischen Komponenten verfügbar. Eine Besonderheit von MSR-Konzepten mit gelöstem Brennstoff ist die Möglichkeit, die Salzschnmelze bei Bedarf aus dem Kernbereich abzuführen. Als Ventil wird ein sogenanntes Freeze Valve verwendet. Aufgrund möglicher Temperaturschwankungen im Kernbereich eines MSR-Reaktors wird empfohlen, einen möglichst großen Abstand des Ventils zum Kernbereich zu verwenden, um Fehlauflösungen zu vermeiden. Somit erfolgt keine direkte passive Auslösung des Ventils, sondern diese erfolgt indirekt über Temperaturmessungen. Die Schaltzeiten sind im Vergleich zu klassischen Ventilen deutlich länger. Die Zuverlässigkeit solcher Ventile muss noch weiter untersucht werden.

Hinsichtlich der Umsetzung von MSR-Konzepten ist insbesondere das TMSR-Projekt in China zu nennen. In der Variante mit festem Brennstoff (TMSR-SF) war ursprünglich eine 2-MW_{th}-Pilotanlage (TMSR-SF1) geplant. Hier wird zunächst der Simulator TMSR-SF0 gebaut. Daraufhin soll der TMSR-SF1 mit 10 MW_{th} bis 2025 folgen. Die Variante mit flüssigem Brennstoff ist deutlich schwieriger umzusetzen. Hier wird aktuell die TMSR-LF1-Pilotanlage mit 2 MW_{th} gebaut. Kairos Power plant zurzeit eine Demonstrationsanlage (HERMES) zu bauen. Eine Realisierung einer MSR-Anlage ist für 2035 vorgesehen. Somit ist eine zeitnahe Umsetzung aufgrund des noch hohen Forschungsbedarfs nicht zu erwarten.

3.4.2 Weiterentwicklung des kerntechnischen Regelwerks für evolutionäre und innovative Reaktorkonzepte

Die neuartigen Ansätze beim Design und Einsatz von verschiedenen fortgeschrittenen Kernkraftwerken und Small Modular Reactors (SMR) stellen neue Herausforderungen an den bestehenden regulatorischen Rahmen.

Einerseits verwenden die nationalen Vorschriften, selbst wenn sie qualitativ mit den Sicherheitsstandards der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEO) übereinstimmen, weiterhin unterschiedliche Definitionen, technische Grundlagen und

Interpretationen bei der Umsetzung grundlegender Sicherheitskonzepte. Mit anderen Worten, die Umsetzung dieser Konzepte in spezifische nationale Normen und Leitlinien führt weiterhin zu beachtlichen Unterschieden bei den resultierenden Anforderungen und zu teilweise erheblichen Unterschieden bei der Errichtung von Reaktoren, die über nationale Grenzen hinweg eingesetzt werden sollen. Infolgedessen können solche Unterschiede aus einem Projekt, das ein Nth-of-a-kind (NOAK) sein sollte, ein weiteres First-of-a-kind (FOAK) machen, mit allen damit verbundenen Risiken und Kosten.

Andererseits streben Gen-4-Anlagen eine weitere Erhöhung des Sicherheitsniveaus an, u. a. durch die „Integration“ der Sicherheit in das grundlegende Design, anstelle einer „Ergänzung“ zur Systemarchitektur. Zusätzlich ist aufgrund der Vielfalt der Systeme der evolutionären und innovativen Designs sowie Generation-4-Konzepte (Gen-4) und der Notwendigkeit eines konsistenten Ansatzes für die Gestaltung und Bewertung dieser Systeme eine erneute Überprüfung des traditionellen Sicherheitsansatzes erforderlich.

Der Bericht befasst sich mit Begriffen zu Kernkraftwerken der vierten Generation, wichtigen Mitwirkenden und deren Aktivitäten bei der Erarbeitung des Regelwerks, Herausforderungen bei der Anwendung des Regelwerks für evolutionäre und innovative Reaktorkonzepte und SMR sowie mit Aktivitäten zur Weiterentwicklung des Regelwerks.

Für neuartige Reaktorkonzepte hat die IAEA die Begriffe „fortgeschrittenes“ (eng. „advanced“), „evolutionäres“ und „innovatives“ Design eingeführt. Die evolutionären und innovativen Designs werden von der IAEA unter dem Akronym EIDs (Evolutionäre und Innovative Designs) geführt. Gen-IV-Reaktoren entsprechen der Kategorie „Innovative Reaktordesigns“ der IAEA, wobei es innovative Reaktordesigns gibt, die keine Gen-4-Designs sind.

Konzepte, die bereits gebaut und betrieben werden oder sich im Bau befinden, gehören überwiegend zur Kategorie der fortgeschrittenen Reaktorkonzepte. Die Ausnahme bildet Chinas Salzschmelze-Reaktor TMSR-LF1: dieser SMR, im Betrieb seit 2022, gilt als eine EID-Anlage und als ein Gen-IV-Prototyp.

Viele Länder ziehen den Einsatz von neuen Kernkraftwerken, insbesondere mit innovativen Merkmalen, Konzepten, Technologien und Errichtungsmodellen in Erwägung. Um eine wirksame Regulierung zu ermöglichen, müssen die regulatorischen Rahmenbedingungen angepasst werden. Dabei nehmen die SMR einen besonderen Platz ein, da diese aufgrund ihrer Kompaktheit, Modularität, Vorfertigung in Fabriken etc.

verschiedene Besonderheiten besitzen, die zusätzliche Herausforderungen an die Gestaltung des regulatorischen Rahmens stellen.

Die IAEA hat die Anwendbarkeit ihres Regelwerks auf ein breites Spektrum von EID-Technologien untersucht. Die Ergebnisse zeigen, dass die IAEA-Sicherheitsstandards generell, mit einigen Ausnahmen, auf EIDs anwendbar sind. Allerdings sind diverse Änderungen oder Ergänzungen notwendig, damit das gesamte Spektrum der in Betracht gezogenen Reaktortechnologien in angemessener Weise berücksichtigt werden kann. Konkret bestehen danach keine Bedenken zur Anwendbarkeit von 20 der 93 untersuchten Sicherheitsleitfäden (keine Bereiche der Nichtanwendbarkeit, keine Lücken, keine Bereiche für weitere Überlegungen), bei 54 Sicherheitsstandards sind die Bedenken bezüglich der Anwendbarkeit gering, bei 13 Sicherheitsstandards bestehen einige Bedenken zur Anwendbarkeit und bei sechs Sicherheitsstandards bestehen zahlreiche Bedenken zur Anwendbarkeit.

3.4.3 Konzeptbeschreibung Hochtemperatur-SMR: Xe-100, EM², KP-FHR

Hochtemperaturreaktoren (HTR) zählen nach einer Einteilung des Generation 4 Forums im Jahr 2000 zu den Reaktoren der nächsten Generation (Gen 4). Sie sollen gegenüber Leichtwasserreaktoren Vorteile hinsichtlich der Nachhaltigkeit, der Wirtschaftlichkeit, der Sicherheit und der Zuverlässigkeit bieten. Hochtemperatur-SMR setzen auf hohe Kühlmitteltemperaturen, um einen hohen thermischen Wirkungsgrad zu erreichen. Dies erfordert den Einsatz von alternativen Moderator- und Primärkühlmitteln. Die Folge ist eine geringe Leistungsdichte des Reaktorkerns, die durch den Einsatz von höher angereichertem Brennstoff kompensiert werden soll. Die Vereinfachung und Passivierung von Sicherheitssystemen sollen zur Erhaltung der Wirtschaftlichkeit beitragen.

Drei der zahlreichen neuen Reaktorkonzepte, die sich in der Entwicklungsphase befinden, sind der Xe-100 von X-energy, der EM² von General Atomics und der KP-FHR von Kairos Power. Beim Xe-100 handelt es sich um einen heliumgekühlten Kugelhaufenreaktor. Der EM² ist ebenfalls heliumgekühlt, nutzt jedoch prismatische Brennelemente und weist ein schnelles Neutronenspektrum auf. Das Primärkühlmittel des Kugelhaufenreaktors KP-FHR besteht aus einer FLiBe-Salzschieme unter niedrigem Druck.

Während Xe-100 und KP FHR Kühlmitteltemperaturen von 750 °C und 650 °C erreichen und einen zusätzlichen Dampfkreislauf zur Energieumwandlung nutzen, wird beim EM² (850 °C) eine Gasturbine eingesetzt. Alle drei Reaktorkonzepte haben niedrige

thermische Leistungen von 200 MW_{th} bis 500 MW_{th} pro Modul und nutzen vorrangig passive Sicherheitssysteme zur Wärmeabfuhr.

Der Anreicherungsgrad des Brennstoffs soll bei allen Anlagen im Bereich von HALEU liegen, der resultierende hohe Abbrand beträgt zwischen 140 und 165 MWd/kg Schwermetall. Während Xe-100 und KP-FHR auf das Kugelhaufenprinzip setzen, werden im EM² prismatische Brennelemente verwendet. Xe-100 und KP-FHR nutzen thermische Neutronen zur Spaltung, die Moderation erfolgt über die Graphit-Matrix der Brennstoffkugeln und massive Graphit-Blöcke im Reaktorkern. Der EM² nutzt schnelle Neutronen, womit große Mengen Graphit im Reaktorbehälter wegfallen. Die voraussichtliche Leistungsdichte des Reaktorkerns des EM² liegt mit 58,7 W/cm³ um ein Vielfaches höher.

Die Kontrolle der Reaktivität wird über Steuer- und Abschaltstäbe realisiert. Bei den Kugelhaufenreaktoren Xe-100 und KP-FHR basiert die Verhinderung der Freisetzung von Spaltprodukten auf verschiedenen Barrieren, angefangen mit den TRISO-beschichteten Brennstoffpartikeln. Die FLiBe-Salzschnmelze des KP-FHR soll ebenfalls Spaltprodukte binden. Der EM² setzt auf ein He-Filtersystem für Spaltprodukte. Durch das Herausfiltern der Spaltprodukte sollen die Brennelemente des EM² 30 Jahre lang ohne Austausch genutzt werden können. Bei den Kugelhaufenreaktoren werden die Brennstoffkugeln kontinuierlich ausgewechselt.

3.4.4 Konzeptbeschreibung CAREM-25

Das in Argentinien entwickelte SMR-Konzept CAREM bezeichnet einen Prototyp mit 25 MW_{el}, der seit 2014 in der Nähe von Zárate errichtet wird. Das rund 100 km nordwestlich von Buenos Aires gelegene Gelände ist ebenfalls Standort für die Anlagen Atucha I und II. Der CAREM ist ein gemeinsames Forschungsprojekt der argentinischen Behörde zur Förderung der Kernenergie CNEA (Comisión Nacional de Energía Atómica) und des staatlichen Technologieunternehmens INVAP (Investigaciones Aplicadas Sociedad del Estado), wobei CNEA Inhaber der Technologie ist. Nach erfolgreicher Testphase sollen CAREM-Reaktoren in Serie gebaut und exportiert werden. Dabei sind Modelle mit bis zu 300 MW_{el} geplant.

Für die heimische Industrie und Politik ist das Projekt von hoher Bedeutung. Man geht davon aus, dass mehr als 70 % der Projektarbeiten durch argentinische Unternehmen abgedeckt werden können. Darüber hinaus kam es in der Vergangenheit zu mehreren bilateralen Abkommen, um die Zusammenarbeit im Bereich der zivil genutzten Kernkraft

zwischen Argentinien und ausländischen Vertragspartnern zu stärken. Diese Abkommen können als erster Schritt zu einer wiederbelebten Exportpolitik verstanden werden. In der Vergangenheit hat INVAP Forschungsreaktoren nach Australien, Algerien, Peru und Ägypten exportiert.

Mehr oder weniger konkrete Pläne gab es für drei weitere CAREM-Einheiten, die auf den Prototypen CAREM-25 folgen sollen. Zwischen dem saudi-arabischen Unternehmen Taqnia und dem argentinischen Unternehmen INVAP wurde 2015 ein Joint Venture gegründet, da das CAREM-Konzept dort für die Meerwasserentsalzung in Erwägung gezogen wurde. Von Seiten Saudi-Arabiens fiel die Entscheidung jedoch letztendlich zugunsten des südkoreanischen SMART SMR, sodass das CAREM-Konzept dort nicht weiterverfolgt wird. Es gibt weitere Überlegungen, eine Variante des CAREM mit 100 oder 200 MW_{el} in der nördlichen argentinischen Stadt Formosa zur Errichten, sollte sich der CAREM-Prototyp im Betrieb bewähren. Aus dem benachbarten Paraguay wurden jedoch bereits Bedenken zu den Plänen geäußert. Für die argentinische Provinz Río Negro wurde ein größerer Reaktor im Jahr 2017 abgelehnt; die Möglichkeit eines weiteren CAREM-25 jedoch nicht ausgeschlossen. Hierzu wurde per Gesetz explizit der CAREM von dem generellen Verbot der Errichtung eines Kernkraftwerks in der Provinz Río Negro ausgenommen.

Der CAREM-25 ist ein integraler leichtwassermoderierter und -gekühlter Druckwasserreaktor (DWR) mit einer elektrischen Bruttoleistung von 27 MW_{el}. Anders als bei herkömmlichen DWR ist der Primärkreis vollständig im Reaktordruckbehälter integriert. Auf diese Weise sind zwölf Dampferzeuger im Rückströmraum eingebaut, so dass keine großflächigen Durchführungen in der Reaktordruckbehälterwand auftreten. Eine weitere Vereinfachung des Aufbaus wird über ein Dampfpolster im oberen Plenum des Reaktordruckbehälters (RDB) erzielt, das die Funktion des Druckhalters übernimmt. Die Umwälzung des unborierten Kühlmittels erfolgt allein über einen Naturumlauf, der sich aufgrund der tieferen Anordnung des Kerns gegenüber den Dampferzeugern einstellt. Das Konzept beinhaltet auch Merkmale eines SWR, wie Sicherheits- und Entlastungsventile und ein Druckabbausystem im Sicherheitsbehälter. Als Brennstoff wird schwach angereichertes Uran verwendet, wobei der Brennelementwechsel auf konventionelle Art jährlich erfolgt. Die Sicherheitssysteme sind passiv und in jeweils doppelter Ausführung vorhanden (2 x 100 %-Konfiguration). Ihre Kapazität ist derart ausgelegt, dass Auslegungsstörfälle für mindestens 48 Stunden ohne aktiven Eingriff der Schichtmannschaft beherrscht werden sollen.

3.4.5 Konzeptbeschreibung NUWARD

Der NUWARD™ SMR wurde als gemeinsames Projekt der französischen Firmen CEA, EDF, Naval Group und TechnicAtom am 17. September 2019 im Rahmen der IAEO-Generalkonferenz der Öffentlichkeit vorgestellt. Bei NUWARD handelt es sich um einen integralen Druckwasserreaktor der Generation 4+, der mit zwei Reaktormodulen je Anlage eine Gesamtleistung von 1.080 MW_{th}/340 MW_{el} generiert. Später seien auch Anlagen mit bis zu sechs Reaktormodulen denkbar. Die Konzeptbeschreibung beschäftigt sich jedoch ausschließlich mit der 2-Modul-Anlage. Nach Herstellerangaben profitiert NUWARD aus über 50 Jahren Erfahrung in der Druckwasserreaktorentwicklung und über 2.000 Reaktorjahren Betriebserfahrung. Innovationen des Konzepts stellen nach Herstellerangaben das kompakte, integrale Design mit Flexibilität in Bau und Betrieb sowie einem innovativen Sicherheitsansatz auf hohem technischen Stand dar.

Besonderes Augenmerk legte das Entwicklerkonsortium auf die Kostensenkung, bezogen auf die Kosten/kW installierter Leistung. Die Wirtschaftlichkeit von NUWARD wird, wie bei allen SMR-Entwicklungen, über die Kombination der Einfachheit des Designs, der Modularität der Anlagen sowie der Effekte bei der fabrikbasierten Serienfertigung identischer Reaktormodule und -bauteile erreicht. Auf Grund dieser Faktoren möchte EDF mit NUWARD die Kosten pro produzierter Energiemenge reduzieren. Mit dem NUWARD-Design möchte das EDF-geführte Konsortium eine einfache Netzintegration der SMR-Technologie gewährleisten. So sehen Pläne etwa vor, fossil befeuerte Kraftwerke zu ersetzen. Ebenso sind Szenarien zum gemeinsamen Einsatz der SMR-Technologie mit erneuerbaren Energieerzeugungsformen vorgesehen, da NUWARD sowohl zur Grundlastversorgung als auch im Lastfolgebetrieb (20 – 100 % Anlagenleistung, 5 % Leistungsänderung/Minute) einsetzbar ist. Die Kombination von zwei Reaktormodulen je Anlage vereinfacht darüber hinaus auch die Anpassung von Revisions- und Instandhaltungsarbeiten an die Anforderungen an das Netz. Dadurch kann gewährleistet werden, dass stets mindestens eines der Reaktormodule zur Energieerzeugung zur Verfügung steht.

Im Juni desselben Jahres schlossen sich die nationalen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden von Frankreich (ASN), Finnland (STUK) und Tschechien (SÚJB) zusammen, um ein gemeinsames europäisches „Early Regulatory Review“ durchzuführen. Dabei wird das NUWARD-Konzept auf die Genehmigungsfähigkeit in den einzelnen Ländern hin untersucht und auch einschlägige internationale Sicherheitsziele und Reference

Level werden herangezogen. Nach Herstellerangaben soll mit dem Bau einer ersten FOAK-Anlage im Jahr 2030 begonnen werden.

Der NUWARD™ SMR verortet als integrales Druckwasserreaktordesign den gesamten Primärkreis (NSSS, Nuclear Steam Supply System) innerhalb des Reaktordruckbehälters (RDB). Dazu zählen neben dem Kern auch die Dampferzeuger, Steuerstäbe, Antriebe sowie der Druckhalter. Der RDB misst dabei eine Höhe von 15 m bei einem Durchmesser von 5 m. Der Druckbehälter befindet sich innerhalb eines Stahlcontainments, das innerhalb eines Wasserbeckens steht. Dadurch lasse sich eine Fabrikfertigung der meisten Komponenten realisieren, wodurch sich die Bauzeit und mögliche Verzögerungen am Anlagenstandort verkleinern lassen. Das Anlagendesign beherrscht alle Auslegungstörfälle (DBC, Design Basis Conditions) mit Hilfe passiver Systeme und eliminiert somit die Notwendigkeit einer externen Notstromversorgung. Das den Sicherheitsbehälter umgebende Wasserbecken steht als ultimative Wärmesenke (UHS, Ultimate Heat Sink) für mindestens drei Tage zur Verfügung.

3.4.6 Übersicht der SMR-Konzepte in Begutachtung durch die NRC

Die Regierung der USA fördert die Entwicklung und Realisierung neuer Reaktorkonzepte sowohl durch die Gesetzgebung (z. B. Nuclear Energy Innovation and Modernization Act, NEIMA) als auch durch verschiedene Förderprogramme, wie zum Beispiel das Advanced Reactor Demonstration Program. Die Nuclear Regulatory Commission (NRC) arbeitet daran, den regulatorischen Rahmen zu erweitern, um die Genehmigungsverfahren für diese Konzepte zu verbessern, und strebt gleichzeitig danach, die Genehmigung auch mit den heutigen Mitteln zu ermöglichen.

Bislang können Kernkraftwerke in den USA unter dem Titel 10 des Code of Federal Regulations (10 CFR) Part 50 (Bau- und Betriebsgenehmigung werden getrennt voneinander beantragt und erteilt) oder Part 52 (kombinierte Bau- und Betriebsgenehmigung) genehmigt werden. Beide Teile des 10 CFR sind jedoch auf die Genehmigung großer Leichtwasserreaktoren ausgerichtet und somit nur bedingt auf fortschrittliche Reaktoren bzw. SMR anwendbar. Um den Forderungen des NEIMA nach einem alternativen Weg zur Genehmigung dieser neuen Reaktorkonzepte nachzukommen, arbeitet die NRC zurzeit zusätzlich den Part 53 aus. Dieser soll besonders flexibel sein, um die auf sehr verschiedenen Entwicklungsansätzen basierenden innovativen Reaktorkonzepte einschließlich Fusionsreaktoren abzudecken. Auch spezielle Einsatzbereiche von SMR, wie z. B. die Nutzung abseits der Stromerzeugung könnten dabei berücksichtigt werden. Es

ist geplant, einen finalen Entwurf für den Part 53 bis Mitte 2025 der Kommission vorzulegen. Die Entwürfe sind auf der Internetseite der NRC einsehbar.

Allerdings ist die NRC auch bestrebt, bereits heute mit den aktuell zur Verfügung stehenden Mitteln die Genehmigung fortschrittlicher Reaktoren zu ermöglichen. Dazu fordert sie die potenziellen Antragsteller auf, bereits im Vorfeld eines Genehmigungsverfahrens im Rahmen von „Pre-Licensing Activities“ mit der NRC in Kontakt zu treten. Somit sollen Merkmale eines Konzepts, die später zu Problemen bei der Genehmigung führen könnten, frühzeitig aufgedeckt und Lösungen für Probleme bereits in der Entwicklungsphase implementiert werden. Im Verlaufe dieser Pre-Licensing Activities informiert der Entwickler die NRC über das entwickelte Konzept. Dies geschieht u. a. durch einzureichende Berichte zu bestimmten Themen (Topical Reports), weitere Informationsschreiben und Meetings. Die NRC kann mit Hilfe eines „Request for Additional Information“ (RAI) jeweils zusätzliche Informationen vom Entwickler anfordern. Themen, die im Vorfeld eines Genehmigungsverfahrens bereits betrachtet werden, sind beispielsweise die Auswahl auslegungsbestimmender Ereignisse, die Klassifizierung der technischen Einrichtungen, die Qualifikation des Brennstoffs, der Quellterm, die Methodik der Sicherheitsanalysen, probabilistische Risikoanalysen, neuartige technische Einrichtungen oder Eigenschaften des Konzepts, umweltbezogene Themen sowie Aspekte des Konzepts, die Ausnahmen vom 10 CFR Part 50 oder Part 52 erfordern würden.

Zudem pflegt die NRC einen regelmäßigen Austausch mit verschiedenen Partnern (Entwickler, Forschungseinrichtungen, DOE, Öffentlichkeit) durch Meetings und Workshops sowie die Mitarbeit in internationalen Gruppen, wie der Working Group on Safety of Advanced Reactors der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) und dem SMR Regulators' Forum der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEO), und die Kooperation mit der kanadischen Aufsichtsbehörde, der Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC).

Vier Unternehmen befinden sich mit der NRC im Austausch bezüglich ihrer jeweiligen Konzepte für leichtwassergekühlte SMR. NuScale Power erhielt bereits die Zertifizierung für den NuScale SMR und betreibt weitere Pre-Application Activities für eine Variante des Konzepts mit höherer Leistung. SMR LLC, ein Tochterunternehmen der Holtec International, hat Unterlagen über den SMR-160 eingereicht. Ein weiteres Verfahren hat GE-Hitachi Nuclear Energy für den BWRX-300 eingeleitet. Die im Jahr 2009 begonnenen Pre-Application Activities der BWXT mPower Inc wurden im Jahr 2014 ausgesetzt.

Neben den evolutionären, leichtwassergekühlten SMR-Konzepten werden durch die NRC aktuell auch zahlreiche Reaktorkonzepte der vierten Generation begutachtet. Hier kommen Gas, flüssige Metalle, geschmolzene Salze und Wärmerohre als Kühlmedien zum Einsatz. Die Aktivitäten betreffen teils Test- und Demonstrationsanlagen, mit deren Hilfe Erkenntnisse für die Weiterentwicklung des eigentlichen Reaktorkonzepts gewonnen werden sollen, teils auch das jeweilige „Zielkonzept“ an sich. Für den Hermes-Testreaktor, eine Testanlage für sein Konzept eines fluoridsalzgekühlten Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktors, hat Kairos Power eine Baugenehmigung beantragt. Pre-Application Activities betreffen zurzeit das Energy Multiplier Module von General Atomics, das Konzept von Kairos Power, den Natrium™ Reaktor von TerraPower, den eVinci Mikroreaktor von Westinghouse, den Integral Molten Salt Reactor von Terrestrial Energy, das Xe-100 Konzept von X-energy, den Molten Chloride Fast Reactor von TerraPower sowie den modularen Mikroreaktor der Ultra Safe Nuclear Corporation.

Das kalifornische Unternehmen Oklo Power entwickelte das Mikroreaktorkonzept Aurora Powerhouse und stand hierzu ab 2016 im Rahmen von Pre-Application Activities im Kontakt mit der NRC. Im März 2020 beantragte Oklo eine kombinierte Bau- und Betriebsgenehmigung nach 10 CFR 52 für eine erste Anlage, die auf dem Gelände des Idaho National Laboratory errichtet werden sollte. Der Antrag wurde zur Überprüfung angenommen. Im Januar 2022 beendete die NRC die Überprüfung des Konzepts jedoch aufgrund nicht ausreichender Informationen zu relevanten Themen und lehnte den COL-Antrag ab. Es ist nicht auszuschließen, dass Oklo Power einen neuen Antrag stellen könnte.

Unter den Konzepten, für die bislang Pre-Application Activities eingeleitet wurden oder geplant sind, sind drei wassergekühlte SMR und 10 SMR-Konzepte der vierten Generation. Für einen Testreaktor wurde eine Baugenehmigung beantragt, die zurzeit geprüft wird. Die elektrische Leistungskapazität je Reaktormodul liegt bei den wassergekühlten SMR zwischen 50 MW_{el} und 300 MW_{el}, bei den Konzepten mit alternativen Kühlmitteln zwischen 1,5 MW_{el} und 345 MW_{el}. Dabei sind sowohl Gas als auch Salzschnmelzen, flüssige Metalle und Wärmerohre als Kühlmedien vertreten. Die Kernaustrittstemperatur der Reaktoren der vierten Generation liegt zwischen 510 °C und 850 °C und damit allgemein deutlich höher als bei wassergekühlten Reaktoren. Die Brennstoffzyklen sind mit 3 bis 30 Jahren oft deutlich länger angesetzt als bei herkömmlichen Reaktoren. Teilweise ist eine kontinuierliche Erneuerung des Brennstoffs im laufenden Betrieb vorgesehen. Häufig entwickeln die Anbieter der Konzepte neben dem Reaktorkonzept selbst auch einen passenden Brennstoff. Dabei planen die meisten von ihnen die Verwendung von

HALEU-Brennstoff, der auf bis zu 19,75 % U-235 angereichert sein kann. Da hierfür bislang jedoch die nötige Produktionskapazität fehlt, könnte dies ein Hindernis für die schnelle Realisierung der Konzepte sein. Dennoch gibt es für drei der Konzepte bereits konkrete Umsetzungspläne: Der Natrium Reaktor von TerraPower und der Xe-100 von X-energy werden durch das ARDP des DOE gefördert, um bis 2027 in Betrieb genommen werden zu können. Für beide wurden bereits favorisierte Standorte ausgewählt. Für das Konzept des MMR von USNC interessiert sich eine Universität in Illinois und hat der NRC gegenüber die Absicht geäußert, eine solche Anlage auf ihrem Campus zu errichten.

3.4.7 Auswertung des Berichts „The NEA Small Modular Reactor Dashboard“

Die Autoren von „The NEA Small Modular Reactor Dashboard“ ziehen Parallelen zwischen der Entwicklung des Automobils und der aktuellen Entwicklung der SMR-Technologien. Schon immer sei Fortschritt mit technologischen und industriellen Innovationen verbunden gewesen. Heutzutage sei dieser insbesondere durch die weltweiten Bestrebungen zur Einsparung von CO₂-Emissionen und dem Wunsch nach einer sauberen und gleichzeitig kostengünstigen Energieversorgung getrieben. Auch das weite Feld verschiedener Einsatzgebiete von SMR in Bezug auf elektrische Leistung oder benötigte Temperatur der ausgekoppelten (Prozess-)Wärme spiele eine entscheidende Rolle des aktuellen „SMR-Booms“.

Des Weiteren stellen die Autoren fest, dass SMR das Potential haben, neben der Dekarbonisierung des Elektrizitätssektors auch die Gewährleistung der Energieversorgungssicherheit und die Förderung der wirtschaftlichen Entwicklung und damit des Wohlstandes einer Gesellschaft voranzutreiben. Bereits heute liefere die Kernenergie etwa 10 % der weltweiten Elektrizitätsversorgung, obgleich dies zurzeit noch über Anlagen im Gigawattbereich erfolge und somit vorwiegend elektrische Grundlastversorgung statfinde. Eine NEA-Analyse aus dem Jahr 2022 kommt zu der Einschätzung, dass zur Erreichung des Durchschnitts der diskutierten Pfade des International Panel on Climate Change (IPCC) zur Erreichung des 1,5-°C-Szenarios eine Verdreifachung der aktuell installierten Kapazität auf 1.160 GW_{el} bis zum Jahr 2050 erforderlich sei. /IPC 18/ Dies könne über eine Kombination von Laufzeitverlängerungen bestehender Anlagen, dem Neubau von großen Gen.-III-Reaktoren und SMR erfolgen.

Die Innovationen im Bereich der Entwicklung von Kernreaktoren werden weltweit gemacht. Die Spannweite reiche dabei von der schrittweisen Verbesserung bewährter Reaktorkonzepte (evolutionäres Design) bis hin zu innovativen Reaktorkonzepten auf Grundlage neuer Technologien. Ebenso unterscheiden sich die Einsatzbereiche und -orte der entwickelten SMR-Konzepte stark. Von den „klassischen“, landbasierten Reaktoren, über Multi-Modul-Anlagen, schiffsbasierte oder transportfähige SMR existieren die verschiedensten Konzepte in unterschiedlichen Design- und Genehmigungsstadien. Auch die vorgesehenen Brennstoffe und Kühlmittel variieren stark, ebenso wie die vorgesehenen Konzepte zum Abfallmanagement oder der Einsatzart der Anlagen. Damit einher gehen neue potenzielle Vorteile in Bezug auf Sicherheit, Wirtschaftlichkeit oder Flexibilität.

Insgesamt lässt sich zusammenfassen, dass jene SMR-Konzepte, die auf konventioneller Leichtwasserreaktortechnik basieren, auch in den hier betrachteten Kriterien Lizenzierung, Standortwahl, Finanzierung, Lieferkettenentwicklung, Stakeholder-Beteiligung und Brennstoffentwicklung am weitesten vorangeschritten sind. Augenscheinlich ist darüber hinaus, dass insbesondere bei den in Russland und China entwickelten SMR-Konzepten das Kriterium „Einbeziehung von Stakeholdern“ oftmals nur schlecht bewertet wird.

Im Vergleich dazu weisen „westliche“ SMR-Entwicklungen aus Europa und Nordamerika deutlich höhere Einordnungen bei der Beteiligung der Stakeholder auf, bevor die anderen Kriterien wie etwa Lizenzierung und Standortwahl erfüllt sind. Insbesondere die Reaktorkonzepte VOYGR, BWRX-300, Rolls-Royce SMR und Xe-100, für die bereits konkrete Umsetzungen in Planung sind, werden durch das Dashboard hoch bewertet.

3.5 Vertiefung und Dokumentation der Kenntnisse zur sicherheitstechnischen Auslegung von neuen Reaktoranlagen russischen Designs

Zielstellung der in diesem Arbeitspunkt durchgeführten Arbeiten waren die Aktualisierung der in den Vorgängervorhaben erstellten detaillierten Anlagenbeschreibung für WWER-1200 (AES-2006) sowie die Erstellung eines detaillierten Dossiers zu AES-2006 in Wikiform in der WB NuSi Ausland. Zudem wurden die verfügbaren Unterlagen und vorhandenen Informationen zum Konzept WWER-TOI ausgewertet und eine Konzeptbeschreibung erstellt.

3.5.1 Detailliertes Dossier zu AES-2006 in Wikiform

Im Zeitraum des Vorhabens wurden neu verfügbare Unterlagen und vorhandene Informationen zum Konzept AES-2006, insbesondere der Sicherheitsbericht für das KKW Belarus, ausgewertet und die in den Vorgängervorhaben erstellte detaillierte Anlagenbeschreibung für WWER-1200 (AES-2006) aktualisiert und in Form eines detaillierten Dossiers zu AES-2006 in der WB NuSi Ausland dargestellt.

Russische Reaktorkonzepte PNS Wissensbasis "NuSiA"

WWER-1200 (AES-2006)

AES-2006

Allgemeine Informationen

WWER-1200/W-491

- Bauanlagen
- Primärkreislauf
- Sekundärkreislauf
- Sicherheitssysteme
- Schutzsysteme
- Begrenzungssysteme
- Unterstützungssysteme
- SAM-Systeme
- Hilfs- und Nebenanlagen
- E-Technik
- Leittechnik

WWER-1200/W-392M

- Sicherheitssysteme

Betriebsereignisse

Literatur

LINKS BEARBEITEN

Der WWER-1200 (auch AES-2006) ist derzeit das wichtigste Design für die Realisierung des mittelfristigen russischen Kernkraftwerks-Neubauprogramms und für die Beteiligung an Ausschreibungen auf dem internationalen Markt. Unter der Bezeichnung AES-2006 versteht man die Weiterentwicklung der Baulinien WWER-1000 (AES-91 und AES-92) mit verbesserten Leistungsmerkmalen und erhöhter Sicherheit. Dabei ist zu beachten, dass unter dieser Bezeichnung gegenwärtig an den Standorten Nowoworonesh-II (WWER-1200/W-392M) und Leningrad-II (WWER-1200/W-491) jeweils zwei Blöcke mit unterschiedlichem Design der Sicherheitssysteme betrieben werden. Dabei kommen die gleichen Hauptkomponenten (Reaktor, Dampferzeuger, Hauptkühlmittelpumpen) zum Einsatz. Beide Projekte verfügen über ein Doppelcontainment, einen Core-Catcher, Wasserstoff-Rekombinatoren und ein passives Dampferzeuger-Kühlsystem (SPOT). Das Projekt W-491 verfügt zusätzlich über ein passives Containment-Kühlsystem.

Die länderspezifischen Auslegungen des AES-2006 zeigen jeweils die Anpassung an die individuellen Anforderungen der Kunden auf, vor allem bezüglich:

- der Klassifizierung von Systemen und Einrichtungen;
- des Sicherheitskonzepts, der Ebenen des Defense-in-Depth-Schutzkonzepts;
- des Maßes der Anpassung an die nationalen Anforderungen, sofern diese den Standards und Regeln der Russischen Föderation nicht entsprechen;
- der Auswahl von Werkstoffen;
- der Ansätze zur Sicherheitsanalyse und Ereignisklassifizierungen;
- der auslegungsgemäßen Betriebsdauer von Ausrüstungen;
- der Anforderungen an den Brennstoff des Projekts (Brennstoffart, Brennstoffkreislauf);
- der Anforderungen an die Manövrierfähigkeit/Fahrweise der Reaktoranlage;
- der Standortgegebenheiten.

Im vorliegenden Dossier sind Informationen zu AES-2006-Anlagen zusammengefasst und den Sachverständigen der GRS als Grundlage für aktuelle und weiterführende Arbeiten zur Verfügung gestellt.

Die einzelnen Kapiteln des Dossiers können über die linke Navigation aufgerufen werden.

Bauprojekte mit AES-2006

Anlage	Bl-Nr.	Reaktortyp	Leistung, MWe (brutto)	Status	Baubeginn	Inbetriebnahme
Land : Ägypten (4)						
El Dabaa	1	WWER-1200/W-529 (AES-2006)	1200	in Bau	29.06.2022	
El Dabaa	2	WWER-1200/W-529	1200	in Bau	31.10.2022	

Bild: WWER-1200/W-491 (AES-2006)

Pressemittellungen zu AES-2006

China / Upper Part Of Steel Dome Installed For Tianwan-7 VVER
22.06.2023: The upper half of the steel containment dome has been installed for Unit 7 at the Tianwan nuclear power station under construction in Jiangsu province, eastern China, according to Russian state nuclear corporation Rosatom. The dome, or also inner steel liner, is part of the reactor building's physical protection system, which is designed to withstand high external and internal pressures and protect against radiation release.

nuclear reactor vessel for the Xudapu-3 NPP has successfully passed hydraulic tests at Atomash
15.06.2023: Hydraulic tests of the reactor vessel for Unit 3 of the Xudapu NPP under construction in China have been successfully completed at the Atomash production site of AEM-Technologies JSC (part of Rosatom's machine-building division - Atomenergomasch).

pressure compensator half-shells for the Tianwan NPP Unit 7 (China)
22.05.2023: Tianwan NPP. The Izhora plant (part of Rosatom) carried out heat treatment of pressure compensator half-shells for the Tianwan NPP Unit 7

Abb. 3.3 Einstiegsseite des detaillierten Dossiers zu AES-2006 in der WB NuSiA

Unter der Bezeichnung AES-2006 versteht man die Weiterentwicklung der Baulinien WWER-1000 (AES-91 und AES-92) mit verbesserten Leistungsmerkmalen und erhöhter Sicherheit. Dabei ist zu beachten, dass unter dieser Bezeichnung gegenwärtig an den Standorten Nowoworonesh-II (WWER-1200/W-392M) und Leningrad-II (WWER-1200/W-491) jeweils zwei Blöcke mit unterschiedlichem Design der Sicherheitssysteme betrieben werden. Dabei kommen die gleichen Hauptkomponenten (Reaktor, Dampferzeuger, Hauptkühlmittelpumpen) zum Einsatz. Beide Projekte verfügen über ein Doppelcontainment, einen Core-Catcher, Wasserstoff-Rekombinatoren und ein passives Dampferzeuger-Kühlsystem (SPOT). Das Projekt W-491 verfügt zusätzlich über ein passives Containment-Kühlsystem.

AES-2006 ist derzeit das wichtigste Design für die russische Beteiligung an Ausschreibungen auf dem internationalen Markt. Gegenwärtig befinden sich insgesamt 15 AES-2006-Anlagen in fünf Ländern (Ägypten (3), Bangladesch (2), China (4), Türkei (4), Ungarn (2)) im Bau.

Die länderspezifischen Auslegungen des AES-2006 zeigen jeweils die Anpassung an die individuellen Anforderungen der Kunden auf, vor allem bezüglich:

- der Klassifizierung von Systemen und Einrichtungen;
- des Sicherheitskonzepts, der Ebenen des Defense-in-Depth-Schutzkonzeptes;
- des Maßes der Anpassung an die nationalen Anforderungen, sofern diese den Standards und Regeln der Russischen Föderation nicht entsprechen;
- der Auswahl von Werkstoffen;
- der Ansätze zur Sicherheitsanalyse und Ereignisklassifizierungen;
- der auslegungsgemäßen Betriebsdauer von Ausrüstungen;
- der Anforderungen an den Brennstoff des Projekts (Brennstoffart, Brennstoffkreislauf);
- der Anforderungen an die Manövrierfähigkeit/Fahrweise der Reaktoranlage;
- der Standortgegebenheiten.

Im erstellten elektronischen Dossier zu AES-2006 werden Informationen zu Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren der russischen Baulinien WWER-1200 zusammengefasst und als Grundlage für aktuelle und weiterführende Arbeiten zur Verfügung gestellt. Das Dossier enthält Anlagen- und Systembeschreibungen, Betriebsereignisse in WWER-1200-Anlagen, kurze Informationen zu Bauprojekten sowie Literatur. Das Dossier ist als elektronisches Dokument konzipiert, welches periodisch aktualisiert und im Intranet der GRS zur internen Verwendung bereitgestellt wird.

3.5.2 Konzeptbeschreibung WWER-TOI

Im Rahmen dieses Arbeitspunktes wurden neu verfügbare Unterlagen und vorhandene Informationen zum Konzept WWER-TOI ausgewertet und eine Konzeptbeschreibung in Form einer technischen Notiz erstellt /GAV 20/.

Die Reaktoranlage WWER-TOI ist die Weiterentwicklung der russischen Druckwasserreaktor-Baulinie WWER-1200. Diese Anlagen der Generation 3+ sollen die technische Basis für die Errichtung neuer Kernkraftwerke in Russland bilden und auch potenziellen ausländischen Kunden angeboten werden. Bei WWER-TOI handelt es sich um eine standardisierte, serienmäßige KKW-Anlage, die gegenüber den Vorgängermodellen sowohl in technischer als auch in wirtschaftlicher Hinsicht optimiert wurde.

Gegenüber der WWER-1200-Anlage zeichnet sich der WWER-TOI durch erhöhte Betriebsparameter und eine dadurch erhöhte elektrische Leistung, eine optimierte und verbesserte Konstruktion und Anordnung von Hauptkomponenten, eine optimierte Auslegung von aktiven und passiven Sicherheitssystemen sowie verbesserte Auslegung gegen EVA aus. Unter Berücksichtigung der Erfahrungen aus dem Unfall in Fukushima-Daiichi wurde der Zeitraum für die autonome Nachkühlung der Anlage ohne Personaleingriffe bei einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung („station blackout“) von 24 auf 72 Stunden erhöht.

Die Kombination von aktiven und passiven Sicherheitssystemen basiert auf einer wirtschaftlichen Kostenoptimierung, wobei die Anzahl der redundanten Stränge mit jeweils 100 % Kapazität der aktiven Sicherheitssysteme auf zwei reduziert wurde. Daraus resultiert eine Reduzierung der aktiven Komponenten wie Pumpen, Armaturen sowie eine Reduzierung der dazugehörigen Arbeits- und Versorgungsmedien (Strom, Wasser, Öl) entsprechend der Anzahl von aktiven redundanten Strängen. Zugleich soll kein Sicherheitsdefizit vorkommen. Dafür wurden die passiven Sicherheitssysteme viersträngig redundant, mit 33 % Kapazität je Strang, und die passiven technischen Einrichtungen für schwere Störfälle ausgelegt. Außerdem kommen zur Begrenzung der Folgen von potenziellen Unfällen mit Kernschmelze ein passiver Kernfänger und passive Wasserstoff-Rekombinatoren zum Einsatz.

Im Unterschied zum Vorgänger ist die Auslegung des äußeren Containments gegen ein Erdbeben und einen Flugzeugabsturz widerstandsfähiger, u. a. wegen der verdreifachten Wandstärke.

Das Projekt hat erfolgreich alle Schritte der Überprüfung der Erfüllung der European Utility Requirements (EUR) für DWR durchlaufen und wurde im Juni 2019 zertifiziert. Gegenwärtig sind die ersten Prototypen des Typs WWER-TOI (WWER-1300/W-510) am Standort Kursk-II (zwei Blöcke) im Bau und sollen voraussichtlich 2025 vollendet und in Betrieb genommen werden.

3.6 Auswertung der weltweiten Inbetriebnahme neuer Reaktoren

In den letzten Jahren wurden weltweit zahlreiche Reaktoren, auch der dritten Generation, in Betrieb genommen oder befinden sich noch in der Phase der Inbetriebnahme. Im Rahmen des Vorhabens wurden die Inbetriebnahmeaktivitäten in Finnland, Frankreich, den Vereinigten Arabischen Emiraten, Südkorea, China und den USA verfolgt. Der

Fokus lag dabei auf Ereignissen, die an den verschiedenen Standorten während der Inbetriebnahme aufgetreten sind. Im Rahmen des Vorhabens wurde ein technischer Bericht zur Inbetriebnahme neuer Reaktoren verfasst /LOE 22/.

Die Phase der Inbetriebnahme (IBN) eines neuen Kernkraftwerks repräsentiert den Übergang vom Bau und der Installation der technischen Einrichtungen zum Betrieb der Anlage. Sie ist unerlässlich für einen sicheren und zuverlässigen Betrieb und sollte sorgfältig geplant und durchgeführt werden. Das Ziel des Inbetriebnahmeverfahrens ist der Nachweis darüber, dass die Anlage alle Anforderungen bezüglich der Gestaltung und der Sicherheit erfüllt, wie sie im Sicherheitsanalysebericht und der Genehmigung festgehalten sind. Dies geschieht durch den Nachweis der Einhaltung festgelegter Abnahmekriterien durch bestimmte Testverfahren und Inspektionen. Bei den Testläufen werden darüber hinaus Basisdaten gesammelt, die bei späteren Messungen, zum Beispiel im Rahmen wiederkehrender Prüfungen, als Referenzdaten herangezogen werden können. Betriebs-, Überwachungs- und Notfallprozesse werden im Verlauf der Inbetriebnahme validiert. Außerdem sollte das Inbetriebnahmeverfahren dazu genutzt werden, das Betriebspersonal schon möglichst frühzeitig mit dem Betrieb der Anlage vertraut zu machen.

Die IAEO hat Leitlinien mit Bezug zur Inbetriebnahme neuer Kernkraftwerkseinheiten herausgegeben. Diese „Commissioning Guidelines for Nuclear Power Plants“ und der „Specific Safety Guide 28: Commissioning for Nuclear Power Plants“ stellen strukturierte und detaillierte Leitfäden zur Erstellung individueller Inbetriebnahme-Pläne und -Regelwerke dar. Sie umfassen die Themenbereiche von der Vorbereitung über die Durchführung bis hin zur Auswertung der Tests und dem Umgang mit Testergebnissen. Da sie allgemein gehalten sind, ist für die Anwendung in konkreten Fällen eine Anpassung an die jeweiligen standortspezifischen Gegebenheiten und Eigenheiten des gewählten Reaktortyps erforderlich.

In der Überleitung zum speziellen Teil des Berichts wird die Herangehensweise einiger Länder (Vereinigte Arabische Emirate, Finnland, USA, China) an die Inbetriebnahme ihrer Kernkraftwerke beschrieben. Dort werden die Richtlinien der IAEO jeweils als Referenz genannt und die Abläufe der Inbetriebnahme folgen ihren Empfehlungen. Als Neueinsteiger in die Nutzung der Kernenergie legen die Vereinigten Arabischen Emirate (VAE) Wert darauf, von internationalen Erfahrungen zu profitieren. Dazu sind in der Aufsichtsbehörde FANR viele internationale Experten vertreten und neben den Richtlinien der IAEO werden auch die Regulatorien der U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC)

als Referenz benannt. Unterschiede zwischen den Ländern liegen überwiegend in den Details der Vorgaben. Dazu gehört etwa, wer wann welchen Schritt genehmigen darf oder muss, welche Fristen es für Anträge oder die Fertigstellung von Testberichten gibt oder auch, inwieweit die Aufsichtsbehörde in die Inbetriebnahmeaktivitäten involviert ist, z. B. bei welchen Tests Vertreter der Behörde anwesend sein müssen.

Weltweit befinden sich zurzeit an 11 Kernkraftwerks-Standorten in China, Finnland, Frankreich, Südkorea, den Vereinigten Arabischen Emiraten, Pakistan und den USA 26 leichtwassermoderierte DWR-Einheiten der Generation 3 in oder kurz vor der Phase der Inbetriebnahme oder haben diese kürzlich abgeschlossen. Dies sind die EPR Taishan-1 und -2 sowie Olkiluoto-3 und Flamanville-3, die AP1000 Sanmen-1 und -2 und Haiyang-1 und -2 in China sowie Vogtle-3 und -4 in den USA, die APR1400 Saeul-1 bis -4, Shin-Hanul-1 und -2 sowie Barakah-1 bis -4 und die Hualong One Fuqing-5 und -6 und Fangchenggang-3 und -4 in China sowie KANUPP-2 und -3 in Pakistan. Außerdem wurden im Zeitraum zwischen 2008 und 2022 insgesamt 28 Reaktoren der Typen CPR1000, ACPR1000 und CNP1000 in Betrieb genommen.

Es wird insgesamt über mehr als 50 Ereignisse berichtet. Besonders häufig lag die Ursache dabei im Design oder der Auslegung technischer Einrichtungen, die unerwünschtes oder unerwartetes Verhalten der jeweils betroffenen Komponenten oder Systemteile oder sogar deren Versagen zur Folge hatten. Oft waren auch menschliche Fehler die Ursache. Diese traten teils im Bereich der Organisation und Dokumentation und teils bei der Bedienung der Anlagen auf. Fehler geschahen auch bei Bau- und Installationsarbeiten sowie der Herstellung von Komponenten. So gab es Mängel bei Oberflächenbearbeitung und Korrosionsschutz und teilweise wurden Teile von Herstellern bezogen, deren Qualifikation nicht ausreichte, um den Ansprüchen zu genügen oder deren Dokumentation gefälscht war oder Ungereimtheiten enthielt. Etwa ebenso häufig wurden die Fehler auf Probleme mit Messeinrichtungen oder der Konfiguration von Software zurückgeführt. Liegt die Ursache für ein Ereignis beim Versagen eines Bauteils, wie beispielsweise eines Ventils, ist nicht immer zweifelsfrei zu klären, auf welche Grundursache das Versagen zurückzuführen ist. Teilweise sind in diesen Fällen sowohl werkstoff- oder herstellungsbedingte Ursachen möglich als auch Fehler bei der Handhabung im Rahmen der Installation oder des Betriebs bzw. der Instandhaltung. Auffällig ist, dass unabhängig vom Reaktortyp (EPR, AP1000, APR1400) besonders häufig die Druckentlastungsventile am Druckhalter (einschließlich ihrer Steuerventile) von Fehlern betroffen sind.

Abseits der konkreten Betrachtung der einzelnen Ereignisse zeigen sich Unterschiede zwischen den Organisationen der verschiedenen Länder hinsichtlich der Transparenz im Umgang mit Problemen und Fehlern. Eine große Offenheit zeigt das finnische STUK, das jährlich in einem ausführlichen Bericht über in Bau und Betrieb befindliche Anlagen, ihre Fortschritte und verschiedene Ereignisse berichtet – wenn auch nur in der Landessprache. Auch der finnische Betreiber TVO informiert fortlaufend über Zwischenfälle und den Fortschritt der Inbetriebnahme. Aus Frankreich und Südkorea werden ebenfalls Informationen über relevante Ereignisse veröffentlicht oder zumindest Fachkreisen in Datenbanken verfügbar gemacht. Demgegenüber bleiben die Abläufe in China und Pakistan weitestgehend im Dunkeln und Informationen über Zwischenfälle bei der Inbetriebnahme neuer Kernkraftwerkseinheiten dringen so gut wie nicht nach außen. Dies weckt ein gewisses Misstrauen gegenüber der chinesischen Kultur rund um den Umgang mit Fehlern. Es scheint dort als wichtiger angesehen zu werden, dass nach außen hin tadellos funktionierende Anlagen ohne größere Verzögerungen präsentiert werden können, als dass im Inneren konstruktiv mit Problemen umgegangen wird. Es stellt sich die Frage, ob Probleme und Fehler tiefgründig analysiert und behoben oder nur vordergründig aus dem Weg geräumt werden. Auch aus den Vereinigten Arabischen Emiraten dringen fast keine Details zur Inbetriebnahme der ersten Kernkraftwerkseinheiten der arabischen Welt nach außen, was verwunderlich ist, zumal von Seiten der FANR ja an sich die besondere Wichtigkeit des internationalen Erfahrungsaustauschs betont wird.

Abschließend erfolgte eine vergleichende Auswertung des zeitlichen Ablaufs der Bau- und Inbetriebnahmephasen aktueller Neubauprojekte von Kernkraftwerken. Hier zeigt sich allgemein, dass sowohl der Bau als auch die Inbetriebnahme neuer Reaktoren in China schneller voranschreiten als in anderen Ländern. Den langsamsten Fortschritt zeigen europäische Projekte, wie etwa der Bau des EPR in Olkiluoto. Der Grund für die lange Projektdauer sind hier Verzögerungen, die durch die Lösung aufgetretener Fehler, Schäden und sonstiger Probleme verursacht wurden.

Es erscheint sinnvoll, die Aktivitäten rund um die Inbetriebnahme neuer Reaktoren weiter zu verfolgen. Zwischen einem Ereignis und dem Einstellen des zugehörigen Berichts in einer Datenbank vergehen üblicherweise mehrere Monate. Da die Inbetriebnahme der Anlagen an den Standorten Barakah, Saeul, Shin-Hanul, Flamanville, Fangchenggang und Vogtle noch bis mindestens 2024 andauern wird, ist bis dahin und auch darüber hinaus noch mit dem Bekanntwerden weiterer Ereignisse von diesen Standorten zu rechnen. Zwischen 2024 und 2028 ist anschließend die Inbetriebnahme von Reaktoren an

den Standorten Fangchenggang, Zhangzhou, Sanao und Hinkley Point C geplant. Darüber hinaus wurden zuletzt Arbeiten an Anlagen wieder aufgenommen, deren Bau für längere Zeit unterbrochen war. Dazu gehört die Siemens/KWU-Anlage Angra-3, die im Jahr 2026 den Betrieb aufnehmen soll. Angekündigt wurde auch die Wiederaufnahme der Arbeiten an Shin-Hanul-3 und -4 ab dem Jahr 2024.

3.7 Teilnahme an und Auswertung von Konferenzen zu neuen Reaktoren

Wie bereits einleitend erwähnt, erfolgte in diesem Arbeitspaket die Teilnahme an internationalen Konferenzen, um den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu verfolgen. Die wichtigsten Erkenntnisse aus der Teilnahme an den Veranstaltungen wurden in Reiseberichten ausgewertet, die zusammen mit der verfügbaren Konferenzdokumentation (z. B. Programm, Paper oder Handouts der Vorträge) im Konferenzbereich auf dem InfoServer zur Verfügung gestellt wurden. Nachfolgend wird eine kurze Übersicht zu den besuchten Veranstaltungen gegeben.

IAEO-Webinar zu Aktivitäten des SMR Regulatory Forums am 29.07.2020

Am 29.07.2020 erfolgte die Teilnahme am Webinar „Aktivitäten des SMR Regulatory Forums“ der IAEO. Das Webinar diente der Vorstellung der Ziele, Aufgaben und Aktivitäten des SMR Regulatory Forums (SMRRF), das unter der Schirmherrschaft der IAEO geschaffen wurde. Das Forum ist auf der Basis „Behörde-zu-Behörde“ organisiert. Die Mitglieder des Forums sind Kanada, China, Finnland, Frankreich, Südkorea, Russland, Saudi-Arabien, Großbritannien sowie die USA. Südafrika beabsichtigt seinen Beitritt im Jahre 2021. Nach Bedarf und nach einer IAEO-Zustimmung können andere IAEO-Mitgliedsländer als Beobachter dabei sein. Schwerpunkte des Forums liegen im Austausch von Genehmigungserfahrungen zwischen Behörden, um regulatorische Entscheidungen zu erleichtern, die Sicherheit der SMR zu erhöhen, die internationale SMR-bezogene Zusammenarbeit zu fördern, häufig auftretende SMR-bezogene Sicherheitsfragen zu identifizieren und zu diskutieren und ggf. eine gemeinsame Herangehensweise zu empfehlen. Es wurde der Abschlussbericht der Etappe-1 des Forums vorgestellt: Die wesentlichen Erkenntnisse daraus sind:

- Zum Thema „graded approach“: es handelt sich um eine grundlegende Herangehensweise, um nachvollziehbare risiko-informierte Entscheidungen zu treffen zu können; die IAEO sollte die Entwicklung der technischen Leitlinien (technical guidance) zur Anwendung bei der „graded approach“-Herangehensweise für KKWs leiten; das

SMRRF soll sich weiter mit den Aspekten, die einen ausreichenden Stand der „Bewährtheit“ neuartiger Methoden und Technologien nachweisen zu können, beschäftigen.

- Zum Thema „defence-in-depth“: die Sicherheitsziele des gestaffelten Sicherheitskonzeptes gelten ebenfalls für Auslegung, Sicherheitsnachweise und Betrieb eines SMR, jedoch gibt es zusätzliche SMR-spezifische Leitlinien (guidance), um die Sicherheitsbewertung der Sicherheitsebenen der SMR durchzuführen.
- Zum Thema „emergency planning zone“: die Festlegung der Grenzen zur Notfallplanung ist von einer Gefährdungsabschätzung, angewendeten Technologien, Innovationsgrad und bestimmten Auslegungskriterien sowie landesspezifischen regulatorischen Rahmenbedingungen abhängig, die Zonenfläche ist nach Fall skalierbar.

Europäische Plattform für nachhaltige Kernenergietechnologie SNETP-2021 vom 02. bis 04.02.2021

Es erfolgte die Teilnahme am Forum der europäischen Plattform für nachhaltige Kernenergietechnologie SNETP-2021, welches im Zeitraum vom 02. bis 04.02.2021 in virtueller Form als Videokonferenz stattfand. Das Forum stand in diesem Jahr unter dem Motto „Auf dem Weg zu innovativer Forschung und Entwicklung in der Kernenergieentwicklung“. Das Forumsprogramm war inhaltlich sehr breit angelegt. Auf dem Forum wurden u. a. der Stand und die Perspektiven der Entwicklung der Reaktortechnologien der Generation 4, insbesondere SMR, behandelt. Das Hauptaugenmerk bei Reaktorkonzepten der Generation 4 liegt auf der praktischen Umsetzung eines Pilotprojektes mit höchster Sicherheit, um die neuen Reaktortechnologien als sicher zu demonstrieren und somit die Öffentlichkeitsakzeptanz für die Kernenergie zu sichern und die Rolle der Kernenergie im europäischen Energiemarkt zu bekräftigen. Neben anderen Themen des Forums standen Fragen der Sicherheit beim Langzeitbetrieb sowie des Neubaus im Mittelpunkt. Zu den gewonnenen Erkenntnissen zählen u. a.:

- Zum Langzeitbetrieb stellte das tschechische Nuklearforschungsinstitut ÚJV eine Reihe von Anwendungsempfehlungen zur praktischen Umsetzung der Sicherheitsstandards SSG-2/1 rev.1 der IAEA vor.
- Bezüglich der Werkstoffprüfungen bei LTO wird eine Harmonisierung und Standardisierung angestrebt.
- Die Entwicklung von SMR-Projekten ist von großem Interesse sowohl für Länder mit Kernenergie als auch für die nichtnuklearen Länder Europas, jedoch befinden sich alle europäischen SMR-Konzepte noch in der Designphase.
- Die französische SMR-Entwicklung sieht die Nutzung passiver Systeme vor.

Die Erkenntnisse aus dem Forum liefern einen Beitrag zur Verfolgung und Aufbereitung von Entwicklungen sowie Aktualisierungen der WB NuSiA zu neuen Reaktorkonzepten einschließlich SMR sowie einen Einblick in verschiedene Sichtweisen bezüglich ihrer möglichen künftigen Einsätze.

Nordic Nuclear Forum 2021 vom 08. bis 09.06.2021

Vom 08. bis 09.06.2021 erfolgte die Teilnahme am Nordic Nuclear Forum. Im Fokus der virtuellen Konferenz standen die kerntechnischen Aktivitäten in Europa. Dabei wurden Themen wie Langzeitbetrieb, Neubauprojekte, SMR, Rückbau und zukünftige Entwicklungsmöglichkeiten für die Kernenergie diskutiert.

- Zum Thema SMR zeichnete sich ab, dass das Interesse im Norden und Osten Europas stark wächst. In erster Linie spielt hier das Erreichen der Klimaziele eine Rolle. Zunehmend diskutiert und technisch konkretisiert wird auch die Nutzung von SMR zur Fernwärmeerzeugung. Hierzu laufen in Finnland zurzeit mehrere Projekte.
- In das Forum integriert war das IAEO-Webinar zur Klimaresilienz von Energieinfrastrukturen. Diskutiert wurden die potenziellen Klimaeinflüsse und deren Folgen und Optionen für den Umgang mit diesen im Zusammenhang mit Kernkraftwerken. Dem Thema wird eine wachsende Bedeutung beigemessen, auch aufgrund kürzlicher extremer Wetterereignisse, wie das Extremkälteereignis im Februar in Texas, und weiterer weltweit beobachteter wetterbedingter Stromunterbrechungen.
- Ein weiteres IAEO-Webinar beschäftigte sich mit der Thematik der „Commercial grade items“. Damit sind im Allgemeinen Ersatzteile gemeint, die nicht vom Originalhersteller kommen und eventuell nicht den Qualitätsanforderungen entsprechen. Auch dieses Thema hat in den letzten Jahren weltweit an Bedeutung gewonnen. Gründe dafür sind u. a. lange Laufzeiten der KKW und nicht mehr existierende Hersteller. Die IAEO hat angekündigt, sich weiter mit dem Thema zu beschäftigen.

Nuclear Power Plant Summit vom 01. bis 02.06.2021

Weiterhin erfolgte die Teilnahme am Istanbul Nuclear Power Plant Summit, der in diesem Jahr als virtuelle Veranstaltung vom 01. bis 02.06.2021 organisiert wurde. Im Fokus standen diesmal das KKW-Neubauprojekt Akkuyu, die Rolle der technischen Nutzung der Kernenergie als treibhausgasarme Energiequelle und die Vorstellung verschiedener Zulieferer von Komponenten für KKW. Es wurde von mehreren Vertretern aus Politik und Wirtschaft betont, dass die zivile Nutzung der Kernenergie zur Dekarbonisierung der Energieversorgung ein unerlässlicher Bestandteil weltweit ist. Das Thema SMR gehörte

in diesem Jahr zu den Schwerpunkten der Veranstaltung. Die Türkei hat Interesse bekundet, SMR zur Erzeugung von Energie zu nutzen. Dazu haben die britische Firma Rolls Royce und das türkische Stromerzeugungsunternehmen EUAS im März 2020 eine Absichtserklärung unterzeichnet, um eine Studie zum Einsatz von SMR in der Türkei durchzuführen. In einer Fachsitzung hat die Firma Rolls Royce einen umfassenden Überblick zu ihrem SMR-Konzept gegeben. Erkenntnisse daraus waren insbesondere:

- Als technischer Vorteil gegenüber anderen SMR wurde die größere elektrische Netzeleistung erwähnt.
- Gegenüber herkömmlichen KKW mit Druckwasserreaktoren wurden das borsäurefreie Reaktivitätsmanagement und das hohe Niveau in der nuklearen Sicherheit hervorgehoben: die Kernschadenshäufigkeit, „Core Damage Frequency“, wird mit $CFD < 10^{-7}/a$ angegeben. Es wurde nicht erwähnt, wie dieser Wert ermittelt wurde.
- Fragen zum Langzeitreaktivitätsmanagement (Abbrandsteuerung über den Zyklusverlauf) blieben unbeantwortet. Ferner wurde nicht spezifiziert, was genau mit „industry standard 17x17 assembly UO₂“ gemeint ist.
- Auch blieb offen, wie weitere direkte oder indirekte Anforderungen an das Primärmedium erfüllt werden, zum Beispiel:
 - Wie wird das Primärmedium während des Betriebes gereinigt?
 - Wie wird der durch Radiolyse entstehende Wasserstoff aus dem Primärmedium entfernt?

Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2021) vom 16. bis 20.10.2021

Die normalerweise jährlich stattfindende ICAPP wurde im Jahr 2021 von der Khalifa University in Abu Dhabi ausgerichtet. Die Konferenz fand ausschließlich virtuell statt. Die Konferenz umfasste ein breites Themenspektrum zur Kernkraft. Schwerpunkte lagen u. a. in der Forschung zu neuen Reaktorkonzepten und neuen Anwendungsgebieten. Die wesentlichen Erkenntnisse der Konferenz können wie folgt zusammengefasst werden:

- Eine Reihe von Beiträgen machte deutlich, dass Kernkraftwerke zukünftig nicht mehr nur zur Stromerzeugung dienen sollen.
- Es gibt eine Vielzahl neuer Ideen und Studien zur Kopplung mit anderen Prozessen (Cogeneration), u. a. Wasserstoffproduktion.
- Die Flexibilität der Stromnetze wird immer mehr zum Thema. Dabei geht es auch um Lösungen zur Integration der erneuerbaren Energien.

- Die SMR-Entwicklung geht ebenfalls stark in die Richtung Cogeneration, insbesondere ist die Fernwärmeproduktion relevant.
- Die o. g. Trends sind weltweit zu beobachten.
- Das CEA war sehr aktiv mit Beiträgen zu seinen Aktivitäten zu SMR und fortschrittlichen Konzepten, insbesondere natriumgekühlten Reaktoren.

10th Euratom Conference on Reactor Safety (FISA2022) vom 30.05. bis 02.06.2022 in Lyon

Weiterhin wurde die 10th Euratom Conference on Reactor Safety (FISA2022) vom 30.05. bis 02.06.2022 in Lyon besucht. Die normalerweise alle 3 Jahre stattfindende FISA-Konferenz wurde in diesem Jahr, unterstützt von der Europäischen Kommission zusammen mit dem Commissariat à l'Énergie Atomique et aux Énergies Alternatives (CEA), unter der Schirmherrschaft der französischen Ratspräsidentschaft der Europäischen Union ausgerichtet. Die Konferenz umfasste ein breites Themenspektrum zur Kernenergie. Wesentliche Erkenntnisse waren:

- Eine Reihe von Beiträgen machte deutlich, dass Kernkraftwerke zukünftig eine große Rolle für das Erreichen der Net-Zero-Ziele im Jahr 2050 spielen werden. Dies betrifft zunächst den Langzeitbetrieb von jetzigen Anlagen, bis moderne Reaktorkonzepte einsatzbereit sind. Hierfür wird von der EU in Projekte zur Sicherheit des Langzeitbetriebs investiert.
- Es besteht weltweit großes Interesse, die Lizenzierung und Bereitstellung neuer Reaktoren zu beschleunigen. Dies beinhaltet nicht nur LW-SMR, sondern auch schnelle Reaktoren für die Nachhaltigkeit und das Schließen des Brennstoffzyklus. In diesem Kontext wurde eine höhere Unterstützung durch die EU gefördert, deren Investitionen und Entwicklungsstand noch hinter den USA, China oder Russland zurückstehen.
- Moderne Reaktorkonzepte sollen nicht mehr nur der Stromerzeugung dienen. Es gibt eine Vielzahl neuer Konzepte und Studien zu hybriden Energiesystemen, u. a. Wasserstoffproduktion und Industriewärme. Die SMR-Entwicklung geht ebenfalls stark in die Richtung Cogeneration, insbesondere ist die Fernwärmeproduktion relevant. Die o. g. Trends sind weltweit zu beobachten.

Nordic Nuclear Forum 2022 vom 07. bis 09.06.2022 in Helsinki

Vom 07. bis 09.06.2022 nahm ein GRS-Mitarbeiter am Nordic Nuclear Forum 2022 (NNF) in Helsinki teil, das jährlich vom finnischen Wirtschaftsministerium, der finnischen Aufsichtsbehörde STUK sowie mehreren finnischen Unternehmen und Organisationen

(FinNuclear, Fortum, Posiva, TVO und VTT) in Zusammenarbeit mit der IAEO organisiert wird. Das NNF stellt eine der wichtigsten Veranstaltungen für die europäische Kernenergiebranche dar und bot der GRS die Möglichkeit zur Aktualisierung und Ausweitung des Wissensstandes zur Entwicklung der Kernenergie in den europäischen Staaten, insbesondere in Finnland. Sowohl für die Inbetriebnahme des neuen Druckwasserreaktors in Olkiluoto, die trotz aller Verzögerungen voranschreitet und Ende dieses Jahrs abgeschlossen werden soll, als auch für die Planung weiterer Neubauvorhaben konnten Informationen gesammelt werden.

Darüber hinaus konnten folgende Entwicklungen beobachtet werden:

- Der Antrag auf Baugenehmigung für das geplante KKW Hanhikivi wurde aufgrund der Spannungen der internationalen Beziehungen zu russischen Unternehmen zurückgezogen. Derzeit ist weder die Wiederaufnahme des Projekts noch der Neubau eines anderen KKW geplant, es gibt jedoch keine Vorbehalte gegenüber neuen Projekten und auch SMR werden als Option gesehen.
- Ein großer Teil der Konferenz beschäftigte sich mit der Sicherung und Überwachung von Kernmaterial. Derzeit wird geprüft, inwieweit die bestehenden Vereinbarungen nicht mehr auf neue Reaktortechnologien anwendbar sind. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen werden in einer kontrollierten Umgebung und nicht in der Öffentlichkeit kommuniziert, da es sich um ein sensibles Thema handelt.
- Ein weiteres Problem wird zukünftig die Überwachung während des Transports eines SMR sein. Wenn durch Neueinsteiger in Europa ein erhöhter Bedarf an neuen Euratom-Inspektoren entsteht, müsse zudem das System angepasst werden.
- Zum Rolls-Royce-SMR-Konzept wurde berichtet, dass keine Innovationen in das Konzept einfließen sollen und stattdessen die Standardisierung als Schlüsselement angesehen wird, durch das man sich eine gewisse Sicherheit bei der Projektplanung verspricht.
- Als Problem bei der Standardisierung von SMR werden die seismischen Anforderungen angesehen, die immer vom Standort abhängig sind und damit ein Re-Design erforderlich machen, das die Kosten der SMR in die Höhe treibt. Hierbei sollen auch die Aufsichtsbehörden durch eine Anpassung der Regularien helfen.

Die Erkenntnisse der Konferenz fließen unmittelbar in die Arbeiten im Vorhaben ein.

Nuclear Innovation Conference (NIC-2022) vom 08. bis 09.06.2022 in Amsterdam

Vom 08. bis 09.06.2022 erfolgte die Teilnahme an der Nuclear Innovation Conference, welche in Amsterdam stattfand. Im Fokus der Konferenz standen die internationalen kerntechnischen Aktivitäten, besonders im Hinblick auf Langzeitbetrieb (LTO), Neubauprojekte und weiterentwickelte Reaktorkonzepte. Ziel der Konferenz war insbesondere, Innovationen im Bereich der Kernenergie in den Kategorien Langzeitbetrieb, Neubau und weiterentwickelte Reaktorentwicklung zu beschleunigen. Dazu wurden am Ende der Konferenz die folgenden Erfolgskriterien vorgestellt und diskutiert:

- Beschleunigung einer Entscheidungsfindung bei LTO-Programmen;
- Groß angelegte Neubauprojekte in großen Stückzahlen und Serien, einschließlich der Wiederverwendung von Kohlekraftwerken;
- Entwicklung eines gemeinsamen Rahmens von Anforderungen für die Normung auf europäischer und globaler Ebene;
- Entwicklung kundenorientierter Produkte; neben der Elektrizität sollte auch der Wärme-/Wasserstoffbedarf zur weiteren Dekarbonisierung berücksichtigt werden;
- Entwicklung eines Umfelds der Zusammenarbeit zwischen Betreibern, Lieferanten und Regulierungsbehörden;
- Fortsetzung der Arbeit an Abfalllösungen für die öffentliche Akzeptanz.

VIII Nuclear Power Plant Summit vom 08. bis 09.06.2022 in Istanbul

Am VIII Istanbul Nuclear Power Plant Summit (INPPS 2022) vom 08. bis 09.06.2022 in Istanbul nahm ein GRS-Mitarbeiter teil. In diesem Jahr standen der KKW-Neubau am Standort Akkuyu, insbesondere die Qualifizierung von bestehenden und künftigen Lieferanten für das Neubauprojekt, sowie der Aufbau der kerntechnischen Infrastruktur in der Türkei, einschließlich deren Aufsicht und Genehmigung, im Mittelpunkt der Veranstaltung. Das Thema SMR gehörte auch in diesem Jahr zu den Schwerpunkten der Veranstaltung. Hierbei waren die Vorträge zu SMART (Südkorea), KLT-40S, RITM-200, Shelf-M (Russland), MARVEL (USA) sowie zum Rolls Royce SMR (UK) von besonderem Interesse. Speziell zu den Entwicklungen in der Türkei konnten u. a. folgende Erkenntnisse gezogen werden:

- Die Beiträge zeigten, dass die Entwicklung neuer Reaktorkonzepte sowohl der Generation 3 als auch der Generation 4 vorangetrieben wird und dass die Türkei aktiv daran teilnehmen will. Der Staat unterstützt die kerntechnischen Aktivitäten im Land und wird am Beispiel des Neubaufvorhabens am Standort Akkuyu ein Fundament für die weiteren KKW-Projekte schaffen.

- Ziel ist es, die Qualifizierung von türkischen Zulieferern so durchzuführen, dass sie für die anderen KKW-Bauvorhaben im Ausland geeignet sind. Seit Februar 2020 ist das Türkische Standard-Institut von der Firma „Akkuyu Nükleer A.Ş.“ als Zulassungsstelle für Werkstoffe in der Türkei zugelassen und agiert zusätzlich als Koordinations- und technische Sachverständigenorganisation zwischen den russischen Zulassungsstellen für Werkstoffe und den türkischen Herstellern. Die türkische Industrie soll mechanische Komponenten mit niedrigen Sicherheitsanforderungen – der Sicherheitsklasse 4 und in Ausnahmefällen der Sicherheitsklasse 3 (gemäß der russ. Sicherheitsbestimmungen OPB-88/97) – sowie Baumaterialien, hydrotechnische Komponenten und Rohrleitungen sowie nach Möglichkeit elektrotechnische Komponenten ohne nukleare Sicherheitsanforderungen liefern.
- Die Türkei hat vor, ein eigenes Projekt eines Flüssigsalzreaktors (MSR) mit dem Einsatz von thoriumhaltigem Kernbrennstoff zu entwickeln. Dafür wurde 2019 die Mitgliedschaft im internationalen Forum für Reaktoren der Generation 4 (GIF) beantragt. Die Türkei gehört zu den Ländern mit nachgewiesenen großen Thoriumvorräten.
- Für das KKW Sinop wurde im Jahre 2018 die Machbarkeitsstudie abgeschlossen, deren Ergebnisse weder hinsichtlich der Kosten noch des Projektablaufplans mit den ursprünglichen Bestimmungen übereingestimmt haben. Das bedeutet, dass das Projekt nicht (gemäß den Vorgaben) machbar ist.

5. MDEP-Konferenz vom 24. bis 25.04.2023 in Antalya

Vom 24. bis 25.04.23 erfolgte die Teilnahme an der Konferenz des Multinational Design Evaluation Programme (im Weiteren als MPED bezeichnet). Das MDEP hat die Stärkung der Zusammenarbeit zwischen den Mitgliedern zur Kopplung und Nutzung von Ressourcen und Wissen der beteiligten nationalen Aufsichtsbehörden sowie die Entwicklung regulatorischer Referenz-Herangehensweisen zur Überprüfung neuer Reaktorkonzepte zum Ziel. Die verstärkte Zusammenarbeit zwischen den Aufsichtsbehörden soll die Effektivität und Effizienz der behördlichen Bewertung von Reaktorkonzepten, die Teil des Genehmigungsverfahrens in jedem Land sind, verbessern. Im Jahre 2022 wurde das MDEP in eine neue vereinfachte Organisationsstruktur überführt, die sich weiterhin sowohl mit designspezifischen als auch themenspezifischen Tätigkeitsbereichen beschäftigt. Der Schwerpunkt der Konferenz lag auf der Vorstellung der wesentlichen Ergebnisse der Aktivitäten des MDEP. Aus der Teilnahme wurden insbesondere die folgenden neuen Informationen gezogen:

- Dank der neuen Organisationsstruktur des MDEP sollen neue Arbeitsgruppen gegründet werden, wobei insbesondere Neueinsteigerstaaten zur Teilnahme eingeladen sind.
- Aus den designspezifischen Arbeitsgruppen entstanden ein verbessertes Verständnis der Unterschiede zwischen den Ländern in Bezug auf Anforderungen und regulatorische Praktiken sowie 43 technische Berichte mit länderspezifischen Informationen und 39 technische Berichte mit sogenannten „Common Positions“ (alle frei verfügbar).
- Es wurde die Gründung einer neuen AG zu den Inbetriebnahme- und Bauerfahrungen in Bezug auf Auslegungsfragen und die künftige Zusammenarbeit bei Betriebserfahrungen diskutiert.
- Von der koreanischen KHNP wurde im Ergebnis ihrer aktiven Beteiligung an der APR1400-WG die Problematik Sumpfstopfung beim APR1400 dargestellt.
- Die beiden thematischen Schwerpunkte der HPR1000-WG betreffen Einwirkungen von innen und außen (EVI und EVA) sowie schwere Störfälle. Insbesondere wurde die In-Vessel Retention diskutiert.
- Von der tschechischen Behörde wurde das gemeinsame Projekt zur frühzeitigen Überprüfung des SMR-Reaktorkonzeptes NUWARD mit Frankreich und Finnland vorgestellt.
- Unabhängig vom Thema der Fachsitzung hielt die türkische TSO NÜTED einen allgemeinen Vortrag über ihre Qualifikation. Aktuelle Herausforderungen für die TSO sind der Mangel an kerntechnischen Experten sowie der Mangel an Erfahrung mit den neuesten kerntechnischen Technologien. Als künftige Projekte sieht NÜTED den Aufbau einer nationalen Koordinierungsstelle für Notfälle sowie die Unterstützung ausländischer Behörden in Usbekistan, Ägypten und Ungarn vor.

4 Beschaffung, Auswertung und Aufbereitung von Informationen zu Reaktoren russischen Designs in Betrieb (Generation 1 und 2) (AP 3)

4.1 Zielsetzung

In diesem Arbeitspaket wurden die Forschungsarbeiten der GRS zur systematischen baulinienspezifischen Zusammenfassung von Informationen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen russischen Designs mit Schwerpunkt auf den in Betrieb befindlichen Anlagen in Mittel- und Osteuropa unter einheitlichen fachlichen Gesichtspunkten fortgeführt. Dabei wurde das für die GRS zugängliche Wissen zur Sicherheit der russischen Reaktorbaulinien verfolgt und für die weitere Nutzung aufbereitet.

4.2 Verfolgung und Analyse von Informationen zu KKW russischen Designs mit sicherheitstechnischer Relevanz

Die GRS-Baulinien- und Länderverantwortlichen haben über die gesamte Laufzeit des Vorhabens die verfügbaren Veröffentlichungen zu den in Betrieb befindlichen russischen Reaktoranlagen der Generationen 1 und 2 (WWER-440, WWER-1000, RBMK und BN) verfolgt und die relevanten Informationen zum Sicherheitsstatus, zu Sicherheitsbefunden sowie zu geplanten sicherheitstechnischen Verbesserungen und Ertüchtigungsprogrammen sowie zur Betriebserfahrung der Anlagen in geeigneter Form aufbereitet und aktualisiert. Weitere Quellen zur Informationsbeschaffung waren die kontinuierliche Auswertung von Informationsdiensten sowie die Arbeitskontakte zu Experten in den Betreiberländern der Anlagen. Ebenso wurden relevante Ergebnisse aus den anderen Arbeitspaketen dieses Vorhabens sowie aus anderen Vorhaben analysiert und generisch sowie standort- und blockspezifisch bearbeitet.

Eine weitere wichtige Informationsquelle war die gezielte Teilnahme an ausgewählten Konferenzen und Tagungen zur Sicherheit der russischen Reaktorbaulinien. Diese Veranstaltungen boten die Gelegenheit zur Beschaffung aktueller Informationen aus erster Hand und zu fachlichen Kontakten mit den Partnerorganisationen der GRS im In- und Ausland.

Die Ergebnisse der Arbeiten wurden, z. B. in Form von Reiseberichten oder aktuellen Informationsdossiers, aufbereitet und in systematischer und übersichtlicher Form über

die Wissensbasis NuSiA bzw. im Intranet der GRS zur weiteren Nutzung durch Fachleute der GRS aktuell bereitgestellt.

4.2.1 Monitoring des Einflusses des russischen Angriffskriegs auf die kerntechnischen Anlagen in der Ukraine

Im Rahmen dieses Arbeitspunktes erfolgte das Monitoring des Einflusses des russischen Angriffskriegs auf die kerntechnischen Anlagen in der Ukraine. Im Zusammenhang mit dem Beginn des russischen Angriffskriegs in der Ukraine am 24. Februar 2022 bestand die Notwendigkeit, Informationen über die Sicherheit der durch die Kampfhandlungen betroffenen kerntechnischen Anlagen der Ukraine bereitzustellen. Die Ergebnisse bisher durchgeführter Arbeiten wurden hinsichtlich spezifischer Gesichtspunkte tiefgreifender betrachtet. Darüber hinaus erfolgte seit Kriegsbeginn eine permanente Verfolgung des Geschehens.

Bereits am ersten Tag des Kriegs wurde das Gelände am Standort des KKW Tschernobyl von der russischen Armee eingenommen. Die Besetzung dauerte bis zum 31. März 2022. Seit dem 4. März 2022 ist das Kernkraftwerk Saporishshja mit sechs Blöcken vom Typ WWER-1000 besetzt. Bei der Einnahme des größten europäischen Kernkraftwerks kam es zu schweren Kampfhandlungen. Auch in der Folgezeit war die Anlage mehrfach unter Beschuss.

Seit November 2022 kam es zu einer Verstärkung der Luftangriffe auf die Energieversorgung der Ukraine mit dem Ziel, das Landesnetz dauerhaft zu schädigen und im Winter die Bevölkerung zu demoralisieren. In der Folge kam es immer wieder zu längerfristigen Stromabschaltungen im gesamten Land. Hauptziel waren Verteilerstationen und Stromleitungen. Verschiedene KKW-Blöcke mussten zeitweilig heruntergefahren werden. Wenn der Lastabwurf auf Eigenbedarf nicht gelang, gingen die Notstromdieselgeneratoren in Betrieb.

Am 23. und 24. November 2022 kam es durch die massiven Beschädigungen des Stromnetzes zu einer Unterfrequenz im Netz. Zum ersten Mal in der Geschichte der Ukraine haben alle 15 KKW-Blöcke und das KKW Tschernobyl die Verbindung zum Landesnetz verloren. Die KKW-Blöcke mussten heruntergefahren werden oder wurden auf Eigenbedarfsversorgung umgestellt.

Es kam häufig zu Überflügen von Marschflugkörpern in geringer Höhe über die Kernkraftwerke. Dadurch bestand die latente Gefahr von Treffern. In besonderem Maße war dabei das KKW Südukraine betroffen.

Nachfolgend wird eine Übersicht über die Folgen des Krieges für einzelne kerntechnische Anlagen gegeben:

4.2.1.1 KKW Tschernobyl

Der Standort des KKW Tschernobyl wurde bereits am ersten Tag des Krieges am 24. Februar 2022 durch russische Kräfte besetzt. Die Besetzung dauerte bis zum 31. März 2022 an. Der Standort des KKW Tschernobyl befindet sich auf dem kürzesten Weg zwischen Belarus und der ukrainischen Hauptstadt Kyjiw.

Nach dem Abzug der russischen Truppen stand zunächst eine Bestandsaufnahme an den erfolgten Schäden an. Bei den Kämpfen gab es nur geringe Schäden. Zeitweilig fiel jedoch die Stromversorgung aus. Die bestrahlten Brennelemente im zentralen Nasslager haben eine geringe Restwärmeentwicklung. Block 3 wurde als letzter im Dezember 2000 abgeschaltet. Deshalb ist der Ausfall der Stromversorgung für eine kurze Zeit nicht problematisch.

Das Überwachungssystem des Standorts des KKW Tschernobyl fiel zeitweilig aus. Durch Bewegung schweren militärischen Geräts wurden erhebliche Mengen radioaktiven Staubs freigesetzt, womit auch eine erhöhte radiologische Belastung vor Ort verbunden war. Ebenso kam es im betroffenen Gebiet zu Bränden.

In der Besatzungszeit kam es zu Fällen von Diebstahl und Zerstörung. In beträchtlichem Maße waren Überwachungsanlagen und wissenschaftliche Einrichtungen betroffen. Computer, Messeinrichtungen, radioaktive Quellen und Proben wurden entwendet. Der Verlust von Daten war ein weiteres Problem. Der Wiederaufbau der beschädigten und entwendeten Ausrüstungen kostet erhebliche Mittel und internationale Unterstützung.

Im Lauf der Besetzung haben sich russische Soldaten im Bereich hoch belasteter Gebiete eingegraben (roter Wald). Inwieweit dabei hohe Dosen appliziert worden sind, ist unbekannt.

Die Ablösung der Schichten des Personals ist ein Problem. Die meisten Mitarbeiter wohnen in der Kraftwerkssiedlung Slawutitsch. Der direkte Weg führt über belarussisches Gebiet. Für eine Wegstrecke mit Umwegen benötigt man ca. 7 Stunden. Während der russischen Besetzung konnte wochenlang keine Ablösung erfolgen.

Am 26. April 2022 beschloss die ukrainische atomrechtliche Regulierungsbehörde SNRIU, eine Reihe von Genehmigungen für das KKW Tschernobyl auszusetzen, wodurch die Arbeiten zur Stilllegung der Kraftwerksblöcke 1, 2 und 3, die Tätigkeiten in den Anlagen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle und bestimmte Arten von weiteren Tätigkeiten im Bereich der Kernenergienutzung (in Bezug auf die Gewährleistung der nuklearen Sicherheit) faktisch eingestellt wurden. Im Rahmen der Erneuerung der Genehmigungen hat das KKW Tschernobyl umfangreiche Arbeiten realisiert, um zu bestätigen, dass es in der Lage ist, die Bedingungen der Genehmigungen zu erfüllen, und dass seine Organisationsstruktur und die Verfügbarkeit von qualifiziertem Personal, Material und anderen Ressourcen den Anforderungen der Normen und Vorschriften für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz entsprechen. Ein wichtiger Punkt war auch die Suche nach Minen und Blindgängern auf dem Gelände. Im August 2022 wurden die ausgesetzten Genehmigungen wieder erteilt.

Im Ergebnis der russischen Besetzung des Standorts von Tschernobyl entstanden erhebliche Verzögerungen. Der Termin des Rückbaus instabiler Strukturen des Sarkophags innerhalb des Neuen sicheren Confinements (NSC) oder deren weiterer Stabilisierung bis zum 31. Oktober 2023 kann nicht gehalten werden. Ebenso gab es Verzögerungen der Umladung der bestrahlten Brennelemente aus den Blöcken 1 – 3 aus dem Nasslager ISF-1 in das Trockenlager ISF-2 sowie beim Beginn der Verbringung der bestrahlten Brennelemente aus den KKW Riwne, Chmelnyzkyj und Südukraine in das zentrale Zwischenlager in der Exclusion Zone von Tschernobyl. Im Frühjahr 2023 konnten dann die ersten Transporte gestartet werden.

Insgesamt entstanden durch die russische Besetzung hohe materielle und ideelle Verluste. Durch die Lage an der belarussischen Grenze auf dem kürzesten Weg nach Kyjiw ist eine erneute Besetzung nicht auszuschließen.

4.2.1.2 KKW Saporishshja

Das Kernkraftwerk Saporishshja verfügt über sechs baugleiche Blöcke mit Druckwasserreaktoren des Typs WWER-1000/W-320. Am Standort in Energodar selbst gibt es

ebenso ein kohle- bzw. gasbefeuertes, derzeit nicht in Betrieb befindliches, Wärmekraftwerk mit einer Gesamtleistung von 3.600 MW. Somit ist Energodar einer der größten Energiestandorte weltweit.

Als einziges Kernkraftwerk in der Ukraine verfügt das KKW Saporishshja über ein eigenes Trockenlager für bestrahlte Brennelemente. Das Lager ist im Jahr 2001 in Betrieb gegangen und besitzt gegenwärtig eine Kapazität von insgesamt 380 VSC-Lagerbehältern (Ventilated Concrete Storage Cask – VSC) für 9.000 Brennelemente. Diese Kapazität soll für die gesamte Betriebsdauer des KKW ausreichen. Der Auslegungszeitraum des Zwischenlagers beträgt 50 Jahre.

Am 4. März 2022 nahmen russische Truppen das Gelände des KKW Saporishshja und die Kraftwerkssiedlung, die Stadt Energodar, ein. Die Besetzung hält bis zum heutigen Tag an. Es ist – vom slowenischen KKW Krško abgesehen – das erste Mal in der Geschichte, dass ein KKW unter Kriegsbedingungen gerät.

Dem waren schwere Kämpfe vorausgegangen. Im Ergebnis der Kampfhandlungen wurden auch Komponenten des Kraftwerks einem direkten Beschuss ausgesetzt. Dabei kam es auch zu Gebäudeschäden und Bränden. Es kam weiterhin zu Problemen bei der Anbindung des Kraftwerks an das Landesnetz durch beschädigte Leitungen.

Zum Zeitpunkt der Einnahme des Kraftwerks durch russische Truppen waren zwei Blöcke in Betrieb. Die Anlage wurde weiter durch die ukrainische Schichtmannschaft betrieben.

Am 15. März 2022 wurden auf dem Betriebsgelände Blindgänger gesprengt. Das Containment des WWER-1000 ist auf einen Flugzeugabsturz mit einer Last von 10 t mit einer Geschwindigkeit von 750 km/h ausgelegt. Das Containment bietet somit auch einen gewissen Schutz gegen einen direkten Beschuss.

Im Trockenlager für bestrahlte Brennelemente werden die Lagercontainer unter freiem Himmel gelagert. Die Behälter für bestrahlten Brennstoff sind bei Beschuss daher besonders gefährdet.

Es kam immer wieder zu Treffern auf dem Gelände des KKW Saporishshja, z. B. vom 5. bis 7. August 2022. Es kam dabei zu umfangreichen Schäden, aber zu keiner unmittelbaren Gefährdung der nuklearen Sicherheit. Getroffen wurden unter anderem:

Gasversorgung, Hilfsanlagegebäude, Abwasserverarbeitung, betrieblicher Brandschutz, Einrichtungen in der Nähe des Trockenlagers. Gebäudeschäden sind entstanden und elektrische Einrichtungen wurden beschädigt. Personen wurden verletzt oder getötet. Die Ukraine und Russland gaben sich gegenseitig die Schuld für den Beschuss.

Weiterhin kommt es immer wieder zum Beschuss des Kraftwerksgeländes, besonders schwer im November 2022.

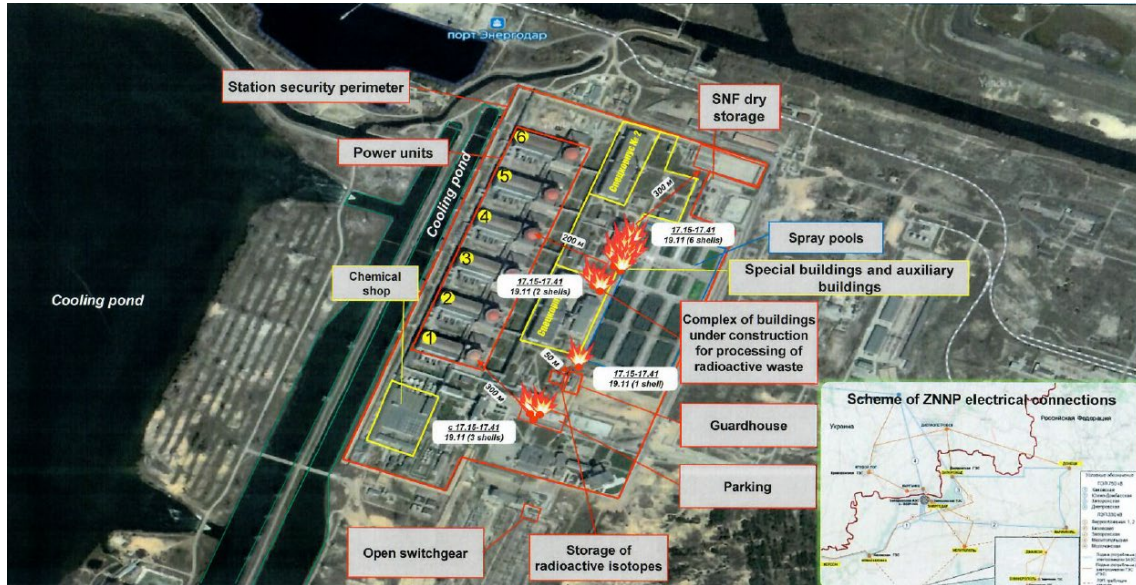


Abb. 4.1 Einschläge am 19. November 2022 entsprechend russischen Meldungen an die IAE0



Abb. 4.2 Einschläge am 20. November 2022 entsprechend russischen Meldungen an die IAE0

Am 25. August 2022 fielen durch die Trennung vom Landesnetz zum ersten Mal alle sechs Blöcke aus. Im weiteren Verlauf wurden ein oder zwei Blöcke (Blöcke 5 und 6) mit verminderter Leistung weiter betrieben, um beim Ausfall der Verbindung zum Landesnetz genügend elektrische Energie für den Eigenbedarf bereitstellen zu können. In diesem Zusammenhang wurde diskutiert, ob es sicherheitstechnisch besser ist, die Versorgung im Inselbetrieb aufrechtzuerhalten, oder bei fehlender Verbindung zum Landesnetz auf die Verfügbarkeit der Notstromdieselgeneratoren zu setzen. Beide Varianten sind für einen längeren Zeitraum ungeeignet.

Im September 2022 wurden die Reaktoren der Blöcke 5 und 6 abgefahren. Seit dieser Zeit war keiner der sechs Blöcke des Kraftwerks wieder in Betrieb. Solange noch KKW-Blöcke in Betrieb waren, konnte bei einem erfolgreichen Lastabwurf auf Eigenbedarf die Stromversorgung mit eigenen Kräften für einen bestimmten Zeitraum erfolgen. Bei einem Verlust der Anbindung an das Netz können die Reaktoren nicht mehr angefahren werden (Schwarzstart).

Das Kernkraftwerk verfügte vor dem Krieg über vier Anbindungen zum ukrainischen Landesnetz über 750-kV-Hochspannungsleitungen. Durch die militärischen Einwirkungen wurden davon drei Leitungen beschädigt und gingen dauerhaft außer Betrieb. Des Weiteren standen zwei 330-kV-Reserveleitungen zur Verfügung, von denen nur noch eine vorhanden ist, aber auch immer wieder beschädigt worden ist. Insgesamt gab es in der Zeit der russischen Besetzung sieben Fälle eines vollständigen Ausfalls der äußeren Energieversorgung. In diesem Fall stehen dann nur noch die Notstrom-Dieselgeneratoren zur Verfügung, die in jedem Fall erfolgreich angefahren werden konnten.

Am Standort des KKW Saporishshja gibt es insgesamt 20 stationäre Dieselgeneratoren. Pro Block stehen drei Dieselgeneratoren bereit (für jede Redundanz einer). Des Weiteren gibt es zwei blockübergreifende Diesel. Die Dieselgeneratoren sind für eine Betriebszeit von ca. 10 Tagen ausgelegt. Danach muss eine Wartung erfolgen. Voraussetzung ist eine ausreichende Bevorratung von Diesel. Nach Aussage des russischen Betreibers stehen Treibstoffreserven für insgesamt 23 Tage zur Verfügung. Im Rahmen der nach dem Stresstest durchgeführten Modernisierungsarbeiten wurden ebenso mobile Dieselgeneratoren und -pumpen für auslegungsüberschreitende Störfälle bereitgestellt. Durch die instabile elektrische Anbindung des Kraftwerks bleibt die Situation weiter sehr gefährlich.

Im Winter 2022/2023 wurde dazu übergegangen, die Blöcke 5 und 6 in einem unterkritisch heißen Zustand zu betreiben. Damit sollte Wärme und Dampf zur Verfügung gestellt werden. Das ist durch den Betrieb von Hauptumwälzpumpen, elektrischen Heizelementen des Druckhalters und die noch vorhandene Nachzerfallswärme möglich. Voraussetzung dafür ist eine ausreichende Stromversorgung aus dem Landesnetz. Der Bedarf des Kraftwerks zu dieser Zeit betrug ca. 100 MW. Im Frühjahr 2023 wurde Block 6 in den unterkritisch kalten Zustand überführt. Damit befindet sich nur noch Block 5 im heiß unterkritischen Zustand.

Im Oktober 2022 wurde eine russische Betreiberfirma unter dem Dach von Rosatom gegründet. Das ukrainische Personal wird dazu gezwungen, Arbeitsverträge mit dem neuen Betreiber zu unterschreiben. Denjenigen, die die Verträge nicht unterschreiben wollen, kann der Zutritt in die Anlage verwehrt werden. Es kommt daher verstärkt zu Personalmangel.

Das ukrainische Personal und die Bevölkerung von Energodar stehen unter einem enormen physischen und psychischen Druck. Es sind Fälle von Folter und Enteignungen bekannt geworden. Die IAEO sieht das als ein großes Sicherheitsproblem. Russisches Personal soll für den Betrieb des KKW Saporishshja ausgebildet werden. Obwohl es in Russland WWER-1000-Anlagen gibt, unterscheiden sich die Anlagen jedoch wesentlich voneinander.

Das Ausbildungszentrum am Standort wurde bei der Einnahme des Kraftwerks schwer beschädigt (Beschuss, Brand). Viele Einrichtungsgegenstände wurden entwendet. Die Möglichkeiten der Ausbildung sind dadurch stark eingeschränkt.

Die Angriffe auf die energetische Infrastruktur im ganzen Land haben auch starke Auswirkungen auf die Energieanbindung des KKW Saporishshja. Selbst bei Beschädigungen weitab des Kraftwerks kann es zu einer Unterbrechung der Stromversorgung kommen.

Bei der Versorgung mit Ersatzteilen und Betriebsstoffen gibt es große Probleme. Die Anlage ist in vielen Fällen auf Ersatzteile aus ukrainischer Produktion angewiesen. Neben dem Mangel an qualifiziertem Wartungs- und Reparaturpersonal ist das ein Grund für die unzureichende Wartung der Anlage.

Auf dem Kraftwerksgelände sind nach Angabe des ukrainischen Betreibers NAEK Energoatom russische bewaffnete Militäranghörige stationiert. Ebenso wird Militärtechnik und Munition im Schutz des Kraftwerks gelagert. (Turbinenhallen der Blöcke 1 und 2). Aus der Umgebung des Kraftwerks wird das gegenüberliegende Ufer des Dnipro beschossen, das sich unter Kontrolle der ukrainischen Regierung befindet.

Nach dem häufigen Beschuss des Kraftwerksgeländes und der Lagerung von Militärtechnik muss vor einem möglichen Anfahren der Blöcke das Kraftwerksgelände gründlich auf Munition untersucht werden.

Grundsätze des physischen Schutzes können in der Anlage nicht mehr erfüllt werden. Ein Notfallschutz ist unter den gegebenen Umständen nicht mehr existent.

Zum Jahresbeginn des Jahres 2023 gab es Probleme mit einem deutlich zu geringen Wasserstand des Stausees und damit zu einer potenziellen Gefährdung der Kühlwasserversorgung.

Die ukrainische atomrechtliche Regulierungsbehörde SNRIU hat im August 2022 die Genehmigungsbedingungen für die Blöcke 1 und 2 geändert. Demnach wurde für den Block 1 der Betriebszustand „Brennstoffumladung – im kalten Stillstand“ und für Block 2 „im kalten Stillstand“ festgelegt. Hauptgrund dafür war das Vorhandensein von Militärtechnik in den Turbinenhallen der Blöcke 1 und 2.

Im Februar 2023 wurde durch SNRIU dann auch der Betrieb der Blöcke 3 – 6 des KKW Saporishshja untersagt. Die Betriebsgenehmigung wurde entzogen, weil grundlegende Sicherheitsanforderungen nicht mehr erfüllt werden können.

Während der gemeinsamen 8. und 9. Überprüfungskonferenz zur Konvention zur Nuklearen Sicherheit im März 2023 in Wien erklärte die ukrainische Delegation, dass in drei Paragrafen der Konvention die Verpflichtungen der Ukraine aufgrund des Krieges nicht vollständig erfüllt werden konnten, und zwar:

- § 9: Verantwortung des Genehmigungsinhabers,
- § 10: Priorität der Sicherheit,
- § 16: Notfallschutz.

Seit Beginn des russischen Überfalls auf die Ukraine hat sich die IAEO darum bemüht, auf diplomatischem Weg die Sicherheit der kerntechnischen Anlagen in der Ukraine zu

gewährleisten. Schwerpunkte dabei waren das KKW Saporishshja und das KKW Tschernobyl.

Nach der Annexion des KKW Saporishshja bestand ein Kernziel der IAEO in der Schaffung einer demilitarisierten Zone um das Kraftwerk. Die diesbezüglichen Bemühungen waren nicht erfolgreich. Die Russische Föderation betrachtet das Kraftwerk als Eigentum, das es zu verteidigen gilt. Für die Ukraine gehört das Kraftwerk zum Betreiber NAEK Energoatom und muss von den ausländischen Besatzern befreit werden.

Am 1. September 2022 besuchte eine 14-köpfige Gruppe um den Generaldirektor der IAEO, Rafael Grossi, den Standort des KKW Saporishshja. Vereinbarungsgemäß verblieb eine Expertengruppe permanent am Standort, die regelmäßig abgelöst wird.

Die IAEO bewertet die Sicherheit am Standort des KKW Saporishshja entsprechend einem System von sieben Säulen zur Gewährleistung von Sicherheit und Sicherung bei einem militärischen Konflikt. Dieses System beinhaltet:

- Säule 1: Physische Integrität
- Säule 2: Systeme und Ausrüstungen für Sicherheit und Sicherung
- Säule 3: Betriebspersonal
- Säule 4: Anschluss an die Energieversorgung
- Säule 5: Logistische Lieferketten
- Säule 6: Radiologische Überwachung und Notfallschutz
- Säule 7: Kommunikation

Seit Jahresbeginn 2023 wurden permanente Expertengruppen auch in allen anderen ukrainischen KKW und am Standort des KKW Tschernobyl eingerichtet. Die IAEO handelt ausschließlich im Rahmen ihres erteilten Mandats. Die Hauptziele sind die Überprüfung der Einhaltung von Sicherheit und Sicherung sowie die Organisation technischer Hilfe.

Auf der Grundlage der sieben Säulen der IAEO zur Gewährleistung der Sicherheit und Sicherung unter den Bedingungen eines bewaffneten Konfliktes wurden fünf Grundprinzipien entwickelt, um einen katastrophalen Unfall zu vermeiden:

- Keinerlei Angriffe auf das Kraftwerk, insbesondere die Reaktoren, das Lager für abgebrannte Brennelemente, andere kritische Infrastruktur und das Personal und auch keine vom Kraftwerk ausgehenden Angriffe.

- Das KKW Saporishshja darf nicht als Lager oder Basis für Militärangehörige und schwere Waffen wie Raketenwerfer, Artilleriesysteme, Panzer und Munition genutzt werden.
- Die äußere Energieversorgung des KKW Saporishshja darf keinem Risiko ausgesetzt werden. Es muss alles dafür unternommen werden, um die äußere elektrische Einspeisung des Kraftwerks zu gewährleisten.
- Alle sicherheitsrelevanten Strukturen, Systeme und Komponenten des KKW Saporishshja dürfen nicht angegriffen werden oder zum Gegenstand von Sabotage werden.
- Es darf nichts unternommen werden, was diese Prinzipien verletzt.

Im Zusammenhang mit dem russischen Angriffskrieg auf die Ukraine und der Gefährdung kerntechnischer Anlagen wurden durch die GRS vertieft sicherheitstechnische Fragestellungen untersucht. Das waren zum Beispiel:

- Aspekte des langfristigen Ausfalls der Verbindung der Kraftwerke zum Landesnetz. Ein Lastabwurf auf Eigenbedarf gelingt nicht immer und ist auch nicht für einen langfristigen Betrieb vorgesehen. Projektmäßig sind die Anlagen mit stationären und mobilen Notstromdieselgeneratoren ausgelegt, durch die die Abfuhr der Restzerfallswärme und die Kühlung der Abklingbecken gewährleistet werden kann. Die mögliche Einsatzzeit für die Notstromdieselgeneratoren ist durch die bevorratete Dieselmenge begrenzt. Die Aggregate sind eigentlich nicht für einen langfristigen Dauerbetrieb vorgesehen. Zu einem langfristigen Ausfall der Verbindung zum Landesnetz kann es durch militärischen Beschuss von Freileitungen, Transformatoren und Verteileranlagen kommen. Diese sind gegen militärische Angriffe ungeschützt. Zum Ausfall kann es auch kommen, wenn sich entsprechende Einrichtungen nicht in der unmittelbaren Nähe der Kraftwerke befinden und durch Beschuss beschädigt werden.
- Aspekte durch unmittelbaren Beschuss von Kraftwerkskomponenten. Anfang März 2022 wurde das Kernkraftwerk Saporishshja von russischen Truppen eingenommen. Dabei kam es auf dem Kraftwerksgelände auch zu militärischen Kampfhandlungen. Kernkraftwerke bieten zwar entsprechend ihrer Auslegung einen Schutz gegen bestimmte Einwirkungen von außen (einschließlich eines definierten Flugzeugabsturzes), sind aber nicht gegen militärische Angriffe ausgelegt. Damit war auch eine unmittelbare Gefährdung der nuklearen Sicherheit verbunden.
- Laut dem ukrainischen Kraftwerksbetreiber Energoatom beschuldigten im Juli 2022 die russischen Besatzer des KKW Saporishshja das ukrainische Personal, in den Sprühbecken auf dem Kraftwerksgelände Waffen, Sprengsätze und Munition zu

verstecken. Die Besatzungstruppen würden darauf bestehen, die Sprühbecken zur Untersuchung der Becken zu entleeren, was auch zur Folge hätte, dass die Versorgung von Sicherheitssystemen des KKW mit Kühlwasser möglicherweise beeinträchtigt werden könnte. Im Rahmen des Vorhabens wurden weiterführende Untersuchungen zum sicheren Nebenkühlwasser durchgeführt.

- Einer der wichtigsten Sicherheitsaspekte im Zusammenhang mit der Einnahme und Besetzung des KKW Saporishshja durch das russische Militär ist die Unterbrechung der Stromversorgung. Es kam immer wieder zu Beschädigungen der Leitungsanbindungen an das Landesnetz durch Beschuss. Im Normalbetrieb stehen am Kraftwerksstandort vier 750-kV-Leitungen zur Verfügung. Darüber hinaus gibt es noch zwei 330-kV-Reserveleitungen. Von den 750-kV-Leitungen steht seit längerer Zeit nur noch eine zur Verfügung. Auch diese und die Reserveleitungen standen nach Beschuss zeitweilig mehrfach nicht mehr zur Verfügung. In diesem Fall wird die zur Kühlung der Brennelemente notwendige Energie entweder durch einen mit verringerter Leistung im Inselbetrieb befindlichen Block oder, wenn dies nicht möglich ist, über die vorhandenen Notstromdieselgeneratoren geliefert/zur Verfügung gestellt. Diese sicherheitstechnisch nicht optimale Fahrweise ohne mögliche Netzanbindung wurde genauer untersucht.

Insgesamt ist die Situation am Standort des KKW Saporishshja und in der Ukraine vom sicherheitstechnischen Standpunkt aus unbefriedigend und muss weiter analysiert werden. Die wöchentlichen Zusammenstellungen zur Situation in der Ukraine wurden in die Wissensbasis NuSiA aufgenommen.

4.2.2 Dossiers zu aktuellen technischen Fragen

Zu aktuellen sicherheitstechnischen Fragestellungen mit Bezug auf kerntechnische Anlagen in Osteuropa wurden von der GRS im Rahmen des AP3 Fachdossiers erstellt. Damit kann auf das vorhandene Wissen in konzentrierter Form jederzeit zugegriffen werden. Diese Dossiers werden bei vorliegenden neuen Informationen aktualisiert bzw. ergänzt. Neben den Dossiers steht eine umfangreiche weiterführende Dokumentation zur Verfügung. Anbei als Beispiel der stark zusammengefasste Inhalt verschiedener Fachdossiers.

4.2.2.1 Technisches Dossier zum KKW Riwne (Blöcke 1 und 2)

Bei den Blöcken 1 und 2 des KKW Riwne handelt es sich um Anlagen des Typs WWER-440/W-213, die sicherheitstechnisch erheblich verbesserte Nachfolge der Baureihe WWER/W-230. Der WWER-440/W-213 wird der zweiten Generation von Kernkraftwerken zugeordnet. Die Blöcke sind seit ca. 40 Jahren in Betrieb. Während der Betriebszeit der Blöcke wurden umfangreiche sicherheitsverbessernde Maßnahmen umgesetzt, sodass die Anlagen mit dem ursprünglichen Design der Baureihe sicherheitstechnisch nicht mehr direkt vergleichbar sind.

Die Blöcke des KKW Riwne wurden für eine Betriebszeit von 30 Jahren ausgelegt. Nach Erreichen der projektierten Lebensdauer in den Jahren 2010/2011 erteilte die atomrechtliche Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde SNRIU für die Anlagen die Genehmigung für einen Weiterbetrieb für 20 Jahre, wobei nach einer Betriebszeit von 10 Jahren eine erneute periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) durchgeführt werden muss.

Der Betreiber erstellt die notwendige Dokumentation zum Erhalt der Genehmigung für die Fortsetzung des Betriebs. Im Ergebnis wurden ein Bericht zur periodischen Sicherheitsanalyse und eine Komplexanalyse zur Sicherheitsüberprüfung erstellt.

Das Dossier ist in folgende Abschnitte gegliedert:

- Kurzbeschreibung der Anlage der Blöcke 1 und 2 des KKW Riwne
- Übersicht zu durchgeführten sicherheitsverbessernden Maßnahmen
- Detaillierte Darstellung ausgewählter sicherheitserhöhender Maßnahmen. Dabei wurden betrachtet:
 - Installation mobiler Notstromgeneratoren als Ergebnis der durchgeführten Stresstests
 - Verbesserung der Not-Speisewasserversorgung
 - Erhöhung der Dichtheit des Confinements
- Maßnahmen, die sich in der Phase der Implementierung befinden. Dabei wurden betrachtet:
 - Ausarbeitung und Umsetzung von Maßnahmen zur Senkung der Wasserstoffkonzentration im Confinement bei auslegungsüberschreitenden Störfällen
 - Einführung eines Systems zur erzwungenen Druckentlastung des Confinements (Venting)

- Umsetzung des In-Vessel-Retention-Konzepts (IVR) durch Außenkühlung des Reaktordruckgefäßes
- Ausblick.

Das Dossier enthält zahlreiche verlinkte Verweise auf weiterführende Literatur, die eine vertiefte Betrachtung einzelner Sachverhalte ermöglichen.

4.2.2.2 Dossier zum Block 1 des KKW Saporishshja

Beim Block 1 des KKW Saporishshja handelt es sich um den weltweit ersten Block der standardisierten Baureihe des WWER-1000/W-320, von der gegenwärtig 25 Anlagen in Betrieb sind. Es ist gleichzeitig die Pilotanlage für das ukrainische Modernisierungsprogramm für Anlagen dieses Typs. Der größte Teil der Modernisierungsmaßnahmen für diese Baureihe wurde in diesem Block bereits umgesetzt und dient als Beispiel für die Umsetzung der Modernisierungsarbeiten in Anlagen dieser Baureihe in der Ukraine. Nachdem Block 1 die projektierte Lebensdauer von 30 Jahren erreicht hatte, wurde nach entsprechender Nachweisführung zum Stand der Durchführung der sicherheitsverbessernden Modernisierungsmaßnahmen und zum Alterungsmanagement die Genehmigung zum Weiterbetrieb durch die ukrainische atomrechtliche Regulierungsbehörde SNRIU bis zum 25. Dezember 2025 verlängert. Der Block 1 des KKW Saporishshja ist eine der ukrainischen Anlagen, in denen Brennelemente vom Typ TVS-WR des US-amerikanischen Herstellers Westinghouse verwendet werden.

Das Dossier ist in folgende Abschnitte gegliedert:

- Einleitung
- Kurzbeschreibung des Blocks 1 des KKW Saporishshja
- Übersicht zu durchgeführten sicherheitsverbessernden Maßnahmen
- Detaillierte Darstellung ausgewählter sicherheitserhöhender Maßnahmen. Dabei wurden betrachtet:
 - Installation mobiler Notstromgeneratoren und Pumpen als Ergebnis der durchgeführten Stresstests
 - Schaffung der Möglichkeit einer gerichteten Druckentlastung des Containments
 - Modernisierung der periodischen und der permanenten Dampferzeuger-Absalzung, um Beschädigungen der Schweißnaht Nr. 111 an den Dampferzeuger-Sammlern zu verhindern

- Schlussfolgerungen und Ausblick

Nach dem Beginn des russischen Angriffskriegs gegen die Ukraine wird das Kraftwerk seit dem 4. März 2022 besetzt.

4.2.2.3 Dossier zu den Blöcken 1 und 2 des KKW Südukraine

Bei den Blöcken 1 und 2 des KKW Südukraine handelt es sich um Anlagen der sogenannten „kleinen Serie“ des WWER-1000. Diese Anlagen stellen eine Art Vorserie zur standardisierten Variante des WWER-1000/W-320 dar, die sich jedoch von dieser unterscheidet. Beim Block 1 handelt es sich um einen WWER-1000/W-302 und beim Block 2 um einen WWER-1000/W-338. Die beiden Anlagen sind als Doppelblock-Anlage ausgeführt und besitzen u. a. ein gemeinsames Maschinenhaus. Im Detail unterscheiden sich die beiden Anlagen voneinander.

Im Dossier wird gezielt auf die Unterschiede zur Baureihe des WWER-1000/W-320 und die sicherheitstechnischen Besonderheiten eingegangen. So besitzen die Anlagen in allen vier Kühlsträngen (Loops) je zwei Hauptabsperrschieber, mit denen die entsprechenden Dampferzeuger primärseitig abgesperrt werden können. Das kann bei auslegungsüberschreitenden Störfällen von Vorteil sein.

Eine Besonderheit des KKW Südukraine besteht in der kühlwasserseitigen Verbindung mit einem Wasserkraftwerk und einem Pumpspeicherkraftwerk. Dadurch werden u. a. Möglichkeiten zur Bereitstellung von Elektroenergie in der Spitzenlast geschaffen.

Drei ausgewählte Maßnahmen wurden dabei detailliert beschrieben und bewertet:

- Maßnahme zur Verhinderung eines frühzeitigen Durchdringens der Kernschmelze in Bereiche außerhalb des Sicherheitseinschlusses
- Schaffung der Möglichkeit einer gerichteten Druckentlastung des Containments
- Sicherstellung der Bespeisung der Dampferzeuger während eines langwierigen vollständigen Stromausfalls

4.2.2.4 Dossier zu den Blöcken 3 und 4 des KKW Mochovce

Der Baubeginn der Blöcke 3 und 4 war in den Jahren 1986/1987. Die beiden Blöcke wurden damals in der Standardausführung des WWER-440/W-213 mit je zwei Turbosätzen und einer elektrischen Leistung von je 440 MW konzipiert. In den 1990er Jahren

wurde die weitere Errichtung aus finanziellen Gründen eingestellt. Die bereits errichteten Strukturen und Ausrüstungen wurden konserviert, so dass ein späterer Weiterbau möglich blieb.

Bei den Blöcken 3 und 4 des KKW Mochovce handelt es sich in der Grundausslegung um ein sowjetisches Design. Der größte Teil der Ausrüstungen (ca. 70 %) ist jedoch aus tschechischer (z. B. Škoda) bzw. slowakischer Produktion. Auch die Projektierungsleistungen wurden zu einem großen Teil mit nationalen slowakischen Ressourcen erbracht. Nachdem im Jahr 2007 eine Machbarkeitsstudie durchgeführt worden war, erfolgte dann im Jahr 2008 die Wiederaufnahme der Errichtung durch den slowakischen Konzern SE (Slovenské Elektrárne a.s.) mit finanzieller Unterstützung des italienischen Mehrheitseigentümers Enel. Ein Grund für die Fortsetzung der Errichtung war auch die Kompensation der Elektroenergie für die seit 2006 bzw. 2008 in der Stilllegung befindlichen Blöcke 1 und 2 des KKW Jaslovské Bohunice (V1). Ursprünglich war vorgesehen, die Inbetriebnahme in den Jahren 2012 bzw. 2013 durchzuführen. Es kam jedoch zu erheblichen Verzögerungen. Diese waren insbesondere durch finanzielle Engpässe und den zeitlich befristeten Einstieg der italienischen Firma ENEL als Haupteigentümer bedingt.

Durch die slowakische atomrechtliche Regulierungsbehörde ÚJD wurde im Juni 2020 bekanntgegeben, dass der Zeitraum für die Erteilung der Genehmigung zur Inbetriebnahme von Block 3 des KKW Mochovce um 6 Monate verschoben worden ist. Der Grund dafür liegt in einer Verlangsamung der Restarbeiten in den Monaten März bis Mai 2020 infolge der COVID-19-Pandemie. Der Abschluss der für die Genehmigung notwendigen Maßnahmen hat sich dadurch erheblich verzögert.

Ein weiterer Grund für die Verzögerung des Genehmigungsverfahrens liegt in den im Block 4 entdeckten Verwechslungen beim Einsatz des spezifikationsgerechten Werkstoffs für verschiedene Komponenten. Deshalb wurden umfangreiche zusätzliche Inspektionen auch im Block 3 des Kraftwerks durchgeführt.

In den Sommermonaten 2020 wurden zahlreiche Arbeiten zur Beseitigung von Mängeln durchgeführt, die zu Beginn des Jahres z. B. bei den wiederholten Warmtests festgestellt worden waren. Bei durchgeführten Prüfungen von ÚJD wurden Mängel in der Dokumentation und der Qualitätssicherung festgestellt, die zu beheben sind. Das betrifft unter anderem die Dokumentation, die zur Erstbeladung des Reaktors notwendig ist.

Mit der Inbetriebnahme des dritten Blocks wurde im Jahr 2022 begonnen. Die erste Netzschaltung erfolgte am 31. März 2023.

Die Inbetriebnahme des benachbarten vierten Blocks wird voraussichtlich 1 bis 2 Jahre nach Block 3 erfolgen.

4.2.2.5 Technisches Dossier zum KKW Armenien

Am Standort Medzamor befindet sich das einzige in der Republik Armenien betriebene Kernkraftwerk. Es handelt sich dabei um eine Anlage mit einem Druckwasserreaktor vom sowjetischen Typ WWER-440/W-270, ein Kraftwerk der ersten Generation. Block 1 wurde am 22. Dezember 1976 und Block 2 am 5. Januar 1980 in Betrieb genommen.

Nachdem beide Blöcke des Kernkraftwerks im Jahr 1989 in der Folge des Erdbebens von Spitak vom 7. Dezember 1988 abgeschaltet worden waren, wurde am 30. September 1993 durch die armenische Regierung die „Konzeption zur Wiederinbetriebnahme der Blöcke im Kernkraftwerk Armenien“ bestätigt. Nach dem Beschluss zur Wiederinbetriebnahme des Kernkraftwerks Armenien wurde ein Maßnahmenplan mit 82 Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit des Blocks 2 erarbeitet, von denen 19 vordringlich vor der Inbetriebnahme zu realisieren waren. Weitere 32 Maßnahmen sollten innerhalb von drei bis vier Jahren nach der Inbetriebnahme realisiert werden. Zu den vor der Inbetriebnahme realisierten Maßnahmen gehörten insbesondere:

- Der Zustand des Reaktordruckgefäßes hinsichtlich der Versprödung wurde neu bewertet mit dem Ergebnis, dass ein Betrieb bis zum Ende der projektierten Lebensdauer (30 Jahre) ohne thermische Behandlung (Glühen) möglich ist.
- Zur Seismik wurden auf unterschiedlichen Gebieten vertiefende Untersuchungen durchgeführt. Im Ergebnis war eine Nachrüstung der Anlage für eine horizontale Bodenbeschleunigung von 0,35 g vorgesehen, die stufenweise durchgeführt werden sollte. Mit den Untersuchungen konnte aber auch nachgewiesen werden, dass geologische Störungen im Umkreis von 20 km ausgeschlossen werden können, da der Standort des KKW in der Mitte einer mächtigen monolithischen Basaltplatte liegt.
- Das System des Reaktorschutzes wurde durch zusätzliche Anregekriterien erweitert.
- Die sowjetischen Sicherheitsventile wurden gegen modernere und qualitativ bessere Modelle der Firma Fischer ausgetauscht. Damit soll eine höhere Zuverlässigkeit erreicht werden.

- Die Nadelrohre der Dampferzeuger wurden einer 100%igen Kontrolle unterzogen. Nadelrohre mit einer Wanddickenschwächung über 40 % wurden blind gesetzt. Die Abschlämmung der Dampferzeuger wurde komplett rekonstruiert.
- Das Notstromnetz wurde modernisiert. Es wurde ein zweiter unabhängiger Strang geschaffen, der die sicherheitsrelevanten 6-kV- und 0,4-kV-Anlagen über 1 bis 4 Stunden, je nach Standort des Verbrauchers, versorgen kann.
- An den Rohrleitungen des Primärkreislaufs wurde ein Leckdiagnosesystem installiert.
- Es wurde eine Reihe weiterer Maßnahmen zur Verbesserung des Brandschutzes realisiert.

Nach der erfolgten Wiederinbetriebnahme von Block 2 wurden schrittweise weitere sicherheitserhöhende Maßnahmen umgesetzt.

Der Block 2 des armenischen Kernkraftwerks hat die projektierte Laufzeit bereits überschritten. Aufgrund der prekären Energiesituation im Land wird vom staatlichen Betreiber der Anlage ein Weiterbetrieb angestrebt. Es wurde eine temporäre Betriebsgenehmigung für den Block für den Zeitraum von 2016 bis Ende 2018 erteilt, die schrittweise verlängert wurde. Der Betreiber des Kraftwerks erhielt inzwischen eine Betriebsgenehmigung für den Lastbetrieb bis zum Jahr 2026. Im Rahmen der durchgeführten sicherheitsverbessernden Maßnahmen konnte das Sicherheitsniveau im Kernkraftwerk Medzamor im Vergleich zum ursprünglichen Design erheblich verbessert werden.

Das erstellte Dossier enthält Informationen zu Charakteristika und Aufbau des armenischen Kernkraftwerkes mit zusammenfassender Darstellung der Nachrüstmaßnahmen.

4.2.2.6 Dossier zur Verwendung von Brennelementen der Firma Westinghouse in der Ukraine

Die amerikanische Firma Westinghouse produziert vornehmlich Kernbrennstoff für westliche Kernkraftwerke und ist bemüht, die Produktion auch für den osteuropäischen Markt mit WWER-Anlagen auszuweiten.

Westinghouse produzierte zunächst Brennelemente für das tschechische Kernkraftwerk Temelín. Die beiden WWER-1000-Blöcke wurden zunächst mit Kernbrennstoff der Firma Westinghouse beliefert. Während des Betriebs ergaben sich jedoch Probleme. Diese bestanden vor allem in unzulässigen Verformungen der Brennelemente, die u. a. die

zuverlässige Funktion der Regelstäbe beeinflussen können. Aus diesem Grunde entschloss sich der Betreiber ČEZ im Jahr 2006, die Belieferung der Reaktoren mit Kernbrennstoff neu auszuschreiben. Die russische Firma TWEL gewann das Tender-Verfahren und beliefert das KKW Temelín seit 2010 mit frischem Kernbrennstoff. Inzwischen werden im Block 1 wieder veränderte Brennelemente erprobt.

Seit dem Jahr 2005 wurden im ukrainischen Kernkraftwerk Südukraine im Block 3 die ersten sechs Brennelemente der Firma Westinghouse erprobt, die kostenlos zur Verfügung gestellt wurden. Der Einsatz von Brennelementen eines anderen Herstellers erfolgte hauptsächlich mit der Zielstellung, den Markt zu diversifizieren und somit Druck bei den Preisverhandlungen mit der russischen Firma TWEL ausüben zu können.

Bei den planmäßigen Revisionen in den Jahren 2012 und 2013 wurden an zahlreichen Brennelementen aus den Blöcken 2 und 3 des KKW Südukraine konstruktionsbedingte Defekte entdeckt, insbesondere im Bereich der Distanzierungsgitter. Der Betreiber beschloss darauf, vorerst den Block 2 des KKW Südukraine nur noch mit russischen Brennelementen zu beladen. Im Block 3 wurde jedoch weiter der Brennstoff der Firma Westinghouse verwendet. Zum Jahresende 2014 wurde der Block 3 des KKW Südukraine mit Kernbrennstoff des verbesserten Typs TVS-WR beladen. Bei diesem Brennstoff handelt es sich um eine verbesserte Version des TVS-W, bei dem die festgestellten Mängel beseitigt wurden.

Gegenwärtig befinden sich in zwei Reaktoren des KKW Südukraine sowie in vier Blöcken des KKW Saporishshja ausschließlich Brennelemente der Firma Westinghouse. Im Block 3 des KKW Riwne wurde im Jahr 2022 begonnen, Brennelemente der Firma Westinghouse vom Typ TVS-WR zu verwenden.

Nach Beginn des russischen Angriffskrieges gegen die Ukraine annullierte der ukrainische Betreiberkonzern NAEK Energoatom die Verträge mit dem russischen Produzenten TWEL und will nur noch Brennelemente der Firma Westinghouse verwenden.

Die Firma Westinghouse entwickelt inzwischen auch Brennelemente für Anlagen der Baureihe WWER-440, die in den Blöcken 1 und 2 des KKW Riwne zum Jahresende 2023 eingesetzt werden sollen. Auch andere osteuropäische Länder mit Anlagen der Baureihe WWER sind an der Verwendung des Kernbrennstoffs interessiert.

4.2.2.7 Dossier zum KKW Dukovany

Das Kernkraftwerk Dukovany befindet sich in Südmähren im südöstlichen Teil der Tschechischen Republik, ca. 40 km südwestlich von Brno und 100 km nördlich von Wien. Der Wasserbedarf wird durch die nahegelegene Jihlava (1,5 km nördlich) und die für das KKW errichtete Talsperre Mohelno gedeckt. Am Standort befinden sich insgesamt vier KKW-Blöcke. Alle vier sind Druckwasserreaktoren der in der Sowjetunion entwickelten Baulinie WWER-440/W-213.

Nachdem nach 30 Betriebsjahren die vorgesehene Laufzeit abgelaufen ist, erhielt der Betreiber nach Durchführung zahlreicher Modernisierungsmaßnahmen eine neue unbedingte Betriebsgenehmigung. Eine Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) muss jedoch regelmäßig durchgeführt werden. Es wird von einem möglichen Weiterbetrieb bis 2037 mit einer eventuellen Verlängerung bis 2047 ausgegangen, wenn die Bedingungen dafür gewährleistet sind.

Nach dem Unfall von Fukushima und auf der Basis der Ergebnisse des europäischen Stress-Tests wurde ein Nationaler Aktionsplan (NACp) erstellt, der eine Reihe zusätzlicher Maßnahmen beinhaltet, deren Implementierung u. a. mit der Genehmigung zum Weiterbetrieb gekoppelt ist. Da der NACp ein lebendes Dokument ist, wurde es schon in insgesamt drei Versionen erarbeitet. Die letzte ist vom Januar 2018 und enthält eine Auflistung von notwendigen Sicherheitsmaßnahmen.

In den Anlagen in Dukovany wurden eine In-Vessel-Retention zur Schmelzerückhaltung im Falle eines Kernschmelzunfalls sowie Maßnahmen zur Wasserstoffrekombination implementiert. Das Gebäude mit der Nasskondensationsanlage (dem System zur Druckbegrenzung in abgeschlossenen Bereichen des Containments sowie anderer ziviler Einrichtungen) wurde hinsichtlich der seismischen Resistenz verbessert. Eine dritte Notspeisewasserpumpe wurde als weitere Redundanz installiert. Des Weiteren wurden in der Anlage Stromerzeuger installiert, um die Stromversorgung bei Station Blackout zu unterstützen. Die Mess- und Regeltechnik wurde modernisiert. Unmittelbar neben dem Gebäude der Pumpstation wurden die Nasszellenkühler errichtet. Mit der Errichtung der Nasszellenkühler wurde ein wichtiger Schwachpunkt in der Kühlkette sicherheitsrelevanter Verbraucher und wesentlicher Punkt aus dem nationalen Aktionsplan beseitigt: die unzuverlässige Wärmeabfuhr für das System Sicheres Nebenkühlwasser bei extrem großen Windstärken. Gleichzeitig wird damit die Vermaschung von Haupt- und Sicherem

Nebenkühlwasser (über den Nasskühltürmen) behoben. Die Kühlmöglichkeit über Nasskühltürme bleibt weiterhin als Option bestehen.

In den Blöcken des KKW Dukovany wurde eine Leistungserhöhung pro Block von ursprünglich 440 MW_{el} auf 510 MW_{el} durchgeführt.

Das erstellte Dossier enthält Informationen zu Charakteristika und Aufbau des Kernkraftwerks Dukovany mit zusammenfassender Darstellung der Nachrüstmaßnahmen.

4.2.2.8 Dossier zum KKW Temelín

Bei den Blöcken 1 und 2 des KKW Temelín handelt es sich um Anlagen des Typs WWER-1000/W-320. Der WWER-1000/W-320 wird der zweiten Generation von Kernkraftwerken zugeordnet. Das KKW Temelín wurde 1985 vom tschechischen Ingenieurbüro Energoprojekt Praha ausgelegt und mit Hilfe von einheimischen und internationalen Sachverständigen in Übereinstimmung mit westlichen Sicherheitsstandards der 1990er Jahre gebracht. Die Bauarbeiten für das KKW begannen im Jahr 1987 und wurden im Jahr 2000 für den Block 1 und 2002 für den Block 2 abgeschlossen. Die sicherheitstechnisch relevanten Hauptkomponenten des Primärkreislaufs wurden nach russischem Design von tschechischen oder slowakischen Firmen hergestellt. Der Reaktordruckbehälter wurde durch die tschechische Firma „Škoda Vitkovice“ in sowjetischer Lizenz nach Original-Spezifikation gefertigt. Eine Ausnahme bilden die Hauptkühlmittelpumpen, die aus Russland geliefert wurden. Das gesamte Design des Sekundärkreislaufs wurde von Energoprojekt Praha entwickelt. Das originale sowjetische Design der Gesamtanlage wurde während der Bauphase stark abgeändert, um die Sicherheit und Zuverlässigkeit zu erhöhen. Während der Betriebszeit der Blöcke wurden umfangreiche sicherheitserhöhende Maßnahmen umgesetzt. In den Anlagen wurden neue Systeme zur Wasserstoffrekombination mit einer höheren Kapazität installiert. Es erfolgte auch ein Wechsel auf Brennstoff mit besseren mechanischen Eigenschaften. Zu den Verbesserungsmaßnahmen, die zwischen 2016 und 2018 eingeführt wurden, zählt u. a. der Austausch der Gehäuse der Sicherheits- und Abblaseventile des Druckhalters in Zusammenhang mit dem Einbau des neuen Wasserablaufs (zur Entwässerung). Laut dem tschechischen National Action Plan (NACP) sollen die sicherheitstechnischen Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Containmentintegrität bei schweren Störfällen im KKW bis 2024 umgesetzt werden.

Das erstellte Dossier enthält Informationen zu Charakteristika und Aufbau des Kernkraftwerks Temelín mit zusammenfassender Darstellung der Nachrüstmaßnahmen.

4.2.2.9 Dossier zum KKW Loviisa

In Finnland begann die Nutzung der Kernenergie im Februar 1977 mit der Inbetriebnahme des ersten Blocks des Kernkraftwerkes Loviisa. Im November 1980 ging der zweite Block ans Netz. Beide sind Druckwasserreaktoren sowjetischer Bauart vom Typ WWER-440/W-213 und somit der 2. Generation von Kernkraftwerken zuordenbar. Aufgrund der zahlreichen alternativen Designlösungen der Blöcke des KKW Loviisa, verglichen mit der ursprünglichen Auslegung des Designs WWER 440/W-213, wird speziell für die beiden Blöcke die Typenbezeichnung WWER-440/W-311 verwendet. Im Unterschied zu allen anderen Anlagen der Baureihe WWER-440 verfügt das Kraftwerk über ein Containment mit einem Eis-Kondensator.

Im Dossier erfolgte eine Beschreibung des Kraftwerks, insbesondere des Aufbaus und der Funktionsweise des Eis-Kondensator-Containments. Die Modernisierungsmaßnahmen und Strategien zum Management schwerer Unfälle, die in hohem Maße auf dem Zurückhalten des Coriums im Druckbehälter basieren, wurden herausgearbeitet. In diesem Zusammenhang wurden u. a. das Wasserstoffmanagement, die Druckentlastung und die Kühlung des Reaktordruckbehälters beschrieben.

Die Sicherheitsmargen „Kernschadenshäufigkeit“ und „Häufigkeit einer frühzeitigen Freisetzung“ wurden im Rahmen der Modernisierungen des ENSREG-Stresstests signifikant angehoben. So wurde beispielsweise eine alternative ultimative Wärmesenke zur Nachwärmeabfuhr an die Luft errichtet. Insgesamt haben die Nachrüstmaßnahmen des ENSREG-Stresstests die Resilienz der Anlage vor allem gegenüber Flut, Erdbeben und Stromausfällen verbessert. Dies betraf hauptsächlich die Verbesserung der Bereitstellung von Diesel zur Notstromversorgung, die Installation eines weiteren Notstromdiesels, die Erhöhung der Batteriekapazität sowie eine bessere Vorbereitung auf ein Ansteigen des Meeresspiegels.

4.2.2.10 Dossier zur russischen Baulinie BN

Bei der russischen Baulinie BN handelt es sich um natriumgekühlte schnelle Reaktoren. Am Standort Belojarsk sind zwei Anlagen mit einer Blockleistung von 600 MW_{el} (Block 3) bzw. 800 MW_{el} (Block 4) gegenwärtig in Betrieb.

Die Entwicklung der Baulinie BN der schnellen Brutreaktoren begann in der ehemaligen UdSSR mit den in den Jahren 1959 bzw. 1969 in Betrieb genommenen Forschungsreaktoren BR-5/10 und BOR-60. Russland ist seitdem das einzige Land, das durchgängig natriumgekühlte schnelle Brutreaktoren im industriellen Maßstab zur Energie-erzeugung betrieben hat. 1973 wurde der Pilot- und Demonstrationsanlage BN-350 mit einer Leistung von 250 MW_{el} und einer parallelen Produktion von 120.000 m³/Tag destilliertem Wasser in Betrieb genommen, 1980 wurde der Reaktor BN-600 mit einer Leistung von 600 MW_{el} und 2015 der Reaktor BN-800 mit 880 MW_{el} gebaut und in Betrieb genommen. Langfristig sollen diese Brutreaktoren einen Beitrag zum geschlossenen Brennstoffkreislauf leisten.

Die Reaktoranlagen vom Typ BN basieren auf einer 2-stufigen Natriumkühlung (natriumgefüllter Primär- und Zwischenkühlkreislauf) und einem (dritten) Dampf-Speisewasserkreislauf, in den eine oder mehrere Turbinen eingebunden sind. Während es sich beim Primärkreislauf des BN-350 um den Loop-Typ handelt, sind die Komponenten des Primärkreislaufes der Reaktoren BN-600/800/1200 in ein Stahlgefäß mit einer Betonabschirmung integriert (Pool-Typ). Der BN-800 stellt eine evolutionäre Weiterentwicklung des BN-600 dar. Im Gegensatz dazu arbeitet OKBM an einem fortschrittlicheren, sicherheitstechnisch verbesserten und noch leistungsstärkeren Reaktor vom Typ BN-1200, der nach Aussagen der Entwickler die Sicherheitsstandards der Generation 4 erfüllt.

4.2.2.11 Dossier zu den Blöcken 5 und 6 des KKW Kosloduj

Die Blöcke 5 und 6 des KKW Kosloduj wurden 1987 bzw. 1991 in Betrieb genommen. Bei diesen Blöcken handelt es sich um Reaktoren der Baureihe WWER-1000/W-320. Auf der Grundlage der in den Jahren 2017 und 2019 durchgeführten regelmäßigen Sicherheitsüberprüfungen erneuerte die bulgarische Aufsichtsbehörde BNRA die Genehmigungen für den Betrieb der Blöcke für einen Zeitraum von zehn Jahren. Die Blöcke 5 und 6 werden seit 2019 bzw. 2018 mit einer erhöhten thermischen Leistung von 104 % (3.120 MW) betrieben. Im Jahr 2020 wurde der schrittweise Übergang zu einem neuen Typ von Kernbrennstoff (TVSA-12) für Block 6 abgeschlossen. Zur Diversifizierung der Kernbrennstoffversorgung werden Maßnahmen für den schrittweisen Übergang zum Einsatz eines alternativen Brennstofftyps ergriffen.

Neben einer allgemeinen Einführung zum Standort wurde im Dossier eine Beschreibung der Blöcke 5 – 6 erstellt. Dabei wurde einerseits auf standortspezifische Eigenschaften – wie die Netzanbindung – und andererseits auf das Anlagendesign der

WWER-1000/W-320-Reaktoranlagen eingegangen. Außerdem wurde besonderes Augenmerk auf die in den 90er Jahren eingeleiteten Modernisierungsmaßnahmen und die Nachrüstmaßnahmen des ENSREG-Stresstests gelegt. Darüber hinaus wurden Informationen zu Betriebsereignissen und dem Druckabbau im Containment gesammelt, um diese in nachfolgenden Arbeiten genauer behandeln zu können.

4.2.3 Teilnahme und Auswertung der tschechischen Konferenz der Kerntechnik NERS

Zur Beobachtung des aktuellen Betriebsgeschehens in den kerntechnischen Anlagen der Tschechischen Republik sowie zur Informationsbeschaffung zu technischen Planungen kerntechnischer Anlagen und den durchzuführenden Genehmigungs- und Verwaltungsverfahren nahm am 14.06.2022 ein GRS-Mitarbeiter an der jährlich stattfindenden „Conference Nuclear Energy NERS“ teil, auf der Vertreter aus verschiedensten tschechischen staatlichen und privaten Organisationen und Einrichtungen der Kerntechnik sowie internationale Teilnehmer über aktuelle Fragen der Kernenergienutzung allgemein und technologiebezogen in der Tschechischen Republik diskutieren. Dabei wird zu jährlich wechselnden Themenschwerpunkten aus verschiedener Sicht vorgetragen, informiert und diskutiert. Die wesentlichen Erkenntnisse der Konferenz können wie folgt zusammengefasst werden:

- Es wurde die Notwendigkeit zur sicheren Verwahrung von radioaktiven Abfällen in geologischen Endlagern herausgestellt und die Bedeutung der Kommunikation mit der Bevölkerung hervorgehoben, auch wenn Endlager sich mit zukünftigen Technologien als nicht mehr nötig erweisen sollten.
- Bei der Lizenzierung und Genehmigung des geplanten Ausbaus des KKW Dukovany wurden Fortschritte gemacht: Neben der im Jahr 2019 positiv bewerteten Umweltverträglichkeitsprüfung gibt es eine Standortgenehmigung, die von SÚJB am 8. März 2021 erteilt wurde.
- Derzeit läuft das Planfeststellungsverfahren für notwendige Infrastrukturmaßnahmen und -anpassungen im Umfeld des künftigen Kraftwerksgeländes zur Einrichtung der Baustelle und der künftigen Standortanbindung.
- Vorgestellt wurden Reaktorkonzepte der am Bieterverfahren für Dukovany II beteiligten Hersteller Westinghouse, EDF und KHNP, die standortbedingt eine maximale Leistung von 1,2 GW pro Einheit aufweisen sollen.

- Die tschechische Industrie würde von den bereits im Bau befindlichen EPR und den in Frankreich geplanten EPR2 profitieren. Außerdem würde die unübertroffene Betriebserfahrung von EDF der Zusammenarbeit zugutekommen.
- EDF betonte die Lizenzierung des EPR mit 1,65 GW_{el}, von dem eine Abwandlung mit 1,2 GW_{el} noch lizenziert werden soll.
- Westinghouse präsentierte als einziger Hersteller mit dem AP1000 einen bereits in dieser Ausfertigung in Betrieb befindlichen Reaktortyp.
- Der Betreiber der tschechischen KKW, ČEZ, plant den Bau eines SMR-Prototyps am Standort Temelín. Dieser soll spätestens 2034 in Betrieb gehen.

4.3 Aktualisierung der Wissensbasis NuSi Ausland hinsichtlich der Übersichtsinformationen für russische Reaktoren in Betrieb (Generationen 1 und 2)

Im Rahmen dieses Arbeitspunktes wurden die Reaktorkonzept-Seiten der WB NuSiA zu den in Betrieb befindlichen russischen Reaktoranlagen der ersten und zweiten Generation aktualisiert. Dies betrifft folgende Reaktorbaulinien:

- WWER-1000/W-320
- WWER-440/W-230
- WWER-440/W-213
- RBMK-1000

Der Schwerpunkt der Arbeiten lag dabei neben den Anpassungen der Reaktorkonzept-Seiten auf der Verfolgung, Aufbereitung und Einbindung von relevanten Meldungen zu den vorgenannten Reaktoranlagen aus öffentlich zugänglichen Informationsdiensten. Darüber hinaus wurden auf den Seiten auch wichtige Unterlagen zur Anlagenbeschreibung, zur Sicherheitsbewertung und weitergehende Informationen, wie die technischen Dossiers, bereitgestellt.

4.4 Verfolgung und Auswertung aktueller Ereignisse und Meldungen für WWER-, RBMK- und BN-Anlagen

Ein wichtiges Thema im Rahmen des AP 3 war die kontinuierliche Verfolgung des Betriebsgeschehens in Anlagen des Typs WWER, RBMK und BN. Meldungen zum aktuellen Betriebsgeschehen wurden in die neuerstellte Datenbank „Betriebsereignisse in Kernkraftwerken russischer Bauart“ auf der WB NuSiA aufgenommen und bearbeitet.

Diese Informationen stammen in der Regel aus Veröffentlichungen der jeweiligen atomrechtlichen Regulierungsbehörden, deren TSO oder der Betreiber der Anlagen. Es werden aber auch veröffentlichte Berichte und Vorträge bei Konferenzen genutzt. Mit Vertretern der Behörden, der TSO und der Betreiber aus der Ukraine und aus Armenien fanden im Verlauf des Vorhabens im AP 6 Besprechungen zum Erfahrungsaustausch bei der Analyse des betrieblichen Geschehens statt. Gegebenenfalls werden die gewonnenen Informationen durch zusätzliches bei der GRS über diese Anlagen vorhandenes Wissen ergänzt. Von besonderem Interesse sind dabei generische Ereignisse und Vorkommnisse aus gemeinsamer Ursache.

Inhalt und Umfang der kurzfristig verfügbaren Informationen sind sehr unterschiedlich. Nicht in allen Ländern werden entsprechende Meldungen regelmäßig veröffentlicht. Die erfassten Ereignisse betrafen insbesondere Ereignisse in kerntechnischen Anlagen in der Ukraine, der Russischen Föderation, Armenien, der Slowakei, der Tschechischen Republik, Ungarn und Bulgarien. Nach Ausbruch des russischen Angriffskriegs gegen die Ukraine wurden die Informationen zu betrieblichen Ereignissen in Kernkraftwerken des Landes aus Geheimnisschutzgründen nicht mehr veröffentlicht.

Im Ergebnis der durchgeführten Arbeiten können Trends und Entwicklungen erkannt werden. So betrifft ein großer Teil der gemeldeten Ereignisse elektrotechnische und leittechnische Ausrüstungen. Weitere Schwerpunkte sind Wartungsmängel und Probleme bei der Sicherheitskultur.

Von Interesse waren z. B. drei Ereignisse mit einem Abriss eines Spannkabels im Containment eines WWER-1000-Reaktors in der Ukraine. Ein Ereignis betraf den Block 2 des KKW Südukraine am 23. Oktober 2021 und ein anderes den Block 3 des KKW Südukraine am 12. Dezember 2021. Bereits am 26. Oktober 2020 war es im Block 1 des KKW Chmelnyzkyj zu einem ähnlichen Vorkommnis gekommen. Das Containment des WWER-1000 wird durch Spannkabel in einem vorgespannten Zustand gehalten. Die Spannkabel befinden sich sowohl im zylindrischen Teil als auch in der Kuppel des Containments. Im Fall eines Leckage-Störfalls mit Druckaufbau innerhalb des Containments kann durch die Vorspannung die Stabilität des Gebäudes gewährleistet werden. Das Versagen eines einzelnen Kabels hat noch keinen Einfluss auf die Tragfähigkeit des Containments. Bei mehreren Ausfällen von Spannkabeln in einer Anlage wird jedoch der zulässige Druck im Containment abgesenkt. Ein Versagen des Baukörpers bei schweren Störfällen mit einem entsprechenden Austritt radioaktiver Materialien in die Umgebung kann dann nicht mehr ausgeschlossen werden. Wenn es sich beim Abreißen von

Spannkabeln im WWER-1000 um tendenzielle Ereignisse handelt, müssen diese weiterverfolgt, die Ursachen ermittelt und beseitigt werden. Bereits in den 1990er Jahren traten in Anlagen dieser Bauart vermehrt ähnliche Ereignisse auf.

Neben der kurzfristigen Verfolgung von Ereignissen wurden im AP 3 auch Meldungen des „International Reporting System for Operating Experience (IRS)“ der IAEA erfasst, und zwar für die folgenden Baureihen:

- WWER-440/1000/1200,
- RBMK und KKW Bilibino,
- russische schnelle Reaktoren vom Typ BN (KKW Belojarsk),
- CANDU und andere Schwerwasser-Reaktoren (wegen KKW Cernavoda und Ähnlichkeiten zum RBMK).

Die in dieser Datenbank gemeldeten Ereignisse sind in der Regel nicht aktuell. Die Ereignisse können einige Monate, aber auch mehrere Jahre zurück liegen, bis die Meldung veröffentlicht wird. In einigen Fällen gibt es zunächst relativ kurzfristige vorläufige Berichte (Preliminary Reports), die dann später durch Hauptberichte (Main Reports) ergänzt werden, die dann bereits ausführlichere Ergebnisse der Analyse mit enthalten. Es wurde die Tendenz beobachtet, dass viele Hauptberichte lange ausbleiben.

In einigen Fällen werden auch „generische Berichte“ (Generic Reports) oder „vorläufige generische Berichte“ (Generic Preliminary Reports) erstellt. Dann handelt es sich um Ereignisse, die mehrere Blöcke an einem Standort betreffen (z. B. Versorgungseinrichtungen oder Zwischenlager für bestrahlten Kernbrennstoff) oder anlagenübergreifend für einen Kraftwerkstyp oder mehrere Typen sind (z. B. Ereignisse aufgrund von typenspezifischen Mängeln, störanfälligen Komponenten, Wartungsvorschriften, Sicherheitskultur u. a.).

Eine Einstufung nach der INES-Skala ist oft, aber nicht immer mit angegeben. Wenn keine Einstufung angegeben ist, handelt es sich in der Regel um ein INES-0-Ereignis. Die erfassten Ereignisse hatten eine maximale Einstufung von INES-1.

Der Umfang der Berichte ist sehr unterschiedlich. Mitunter sind sie durch Zeichnungen, Fotos oder andere zusätzliche Informationen ergänzt. Einige Berichte sind jedoch in der Aussagetiefe begrenzt.

Die in der Datenbank enthaltenen Ereignisse können auch Anlagen betreffen, die im betrachteten Zeitraum noch nicht in Betrieb waren. So wurden zwei Ereignisse aus der Errichtungsphase des KKW Paks-II gemeldet, die Einfluss auf die Kühlwasserversorgung der bestehenden Anlage hatten. Ebenso wurden Ereignisse aus der Errichtungszeit des KKW Mochovce-3 gemeldet wie auch vom indischen KKW Kaiga. Für diese Anlage wurde ein Ereignis aus der Errichtungszeit in die Datenbank aufgenommen, das bereits 17 Jahre zurücklag. Ebenso wurde über ein Ereignis im KKW Leningrad II-2 (WWER-1200) während des Probetriebs berichtet. Dabei kam es durch eine fehlerhaft in offener Stellung befindliche Armatur zu einem Druckanstieg im Kondensator.

Aber auch Ereignisse in Anlagen, die sich in der Stilllegung befinden, werden berücksichtigt. So wurden 2020 Probleme aus dem Block 2 des litauischen KKW Ignalina mit dem Notstromdiesel gemeldet. Die Anlage befindet sich seit dem Jahr 2009 in der Stilllegung. Ein Ereignis betraf den Block 2 des KKW Belojarsk. Dabei handelt es sich um einen AMB-Reaktor (einen Vorgänger des RBMK), der seit 1990 nicht mehr in Betrieb ist. Dabei wurde eine Leckage in der Auskleidung des Lagerbeckens für bestrahlte Brennelemente festgestellt.

Die in der IRS-Datenbank für die betreffenden Baulinien vorhandenen Ereignisse wurden erfasst und ausgewertet. Die Meldungen für die einzelnen Reaktortypen wurden in Tabellen aufgelistet. Dabei wird das jeweilige Ereignis kurz beschrieben. Über die entsprechenden Links in den Tabellen gelangt man dann zu den jeweiligen vollständigen Berichten im PDF-Format. Lagen weitere Informationen zu den entsprechenden Ereignissen vor, wurden diese berücksichtigt und verknüpft. Die Ereignisse wurden in die GRS-Baulinienhandbücher aufgenommen (WWER-440-Handbuch, WWER-1000-Handbuch, RBMK-1000-Handbuch). Das schließt auch die Ereignisse in Schwerwasser-Reaktoren ein.

Die IRS-Ereignisse für WWER- und RBMK-Anlagen wurden auch in die Datenbank „Betriebsereignisse in Kernkraftwerken russischer Bauart“ aufgenommen. Falls die Meldungen in dieser Datenbank schon als vorherige Kurzinformation vorhanden waren, wurden sie inhaltlich ergänzt und mit der ausführlichen IRS-Meldung verlinkt. In der Datenbank befinden sich auch zahlreiche weitere Ereignisse, die nicht als IRS-Meldungen herausgegeben worden sind.

Im Ergebnis eines regelmäßigen Screenings wurden interessante Ereignisse kurz nach ihrem Erscheinen in der IRS-Datenbank erfasst. In der Regel erfolgte dann zu

Jahresbeginn eine vollständige Erfassung aller im letzten Jahr gemeldeten Ereignisse der genannten Baulinien.

Durch die regelmäßige Erfassung der betrieblichen Ereignisse lassen sich Trends und Entwicklungen erkennen. Die wichtigsten Ursachen für die erfassten Ereignisse waren:

- Fehler bei der Elektrotechnik (z. B. Kurzschlüsse),
- Fehler bei der Leittechnik,
- Nichtverfügbarkeit der Notstrom-Dieseleratoren im Anforderungsfall,
- Verwendung ungeeigneter Software,
- Probleme bei der Brennstoffumladung,
- mechanische Fehler,
- Qualitätsmängel an Schweißnähten,
- fehlerhafte Personalhandlungen einschließlich Planungsfehler für Tests,
- fehlerhafte Betriebsdokumentation,
- Wartungsfehler, insbesondere durch Fremdpersonal,
- Strahlenschutz und unzulässige Kontaminationen sowie Leckagen radioaktiver Substanzen,
- Naturereignisse,
- Brände,
- unzureichende Sicherheitskultur.

4.5 Pflege und Weiterentwicklung der GRS-Baulinien-Handbücher

Die zentrale Wissensplattform der GRS für die russischen Reaktorbaulinien WWER-1000, WWER-440 und RBMK sind die GRS-Baulinien-Handbücher zu den genannten Baulinien. Die Baulinien-Handbücher, die von der GRS ab 1999 zur Sammlung und Bereitstellung technischer Informationen zu den russischen Reaktorbaulinien WWER-1000, WWER-440 und RBMK geschaffen wurden, enthalten – neben einer ausführlichen generischen Anlagen- und Systembeschreibung für die genannten Reaktortypen und einer Vielzahl von standortspezifischen Informationen – eine systematische Zusammenstellung der Kenntnisse und Erfahrungen zu allen wichtigen Sicherheitsfragen für WWER- bzw. RBMK-Anlagen.

Im Rahmen dieses Arbeitspunktes wurden die GRS-Baulinien-Handbücher fortgeführt und weiterentwickelt. Der Schwerpunkt der Arbeiten lag dabei in der Sichtung, Aufarbeitung und Einbindung von relevanten Ergebnissen in die Handbücher, die sowohl in

diesem Arbeitspaket als auch in anderen Vorhaben erzielt wurden. Darüber hinaus wurden sowohl neue Abschnitte erstellt als auch vorhandene Datenbestände teilweise aktualisiert.

Im Verlauf des aktuellen Vorhabens wurden beispielsweise unter anderem folgende Informationen und Unterlagen in die Handbücher eingebunden:

KKW Temelín

- Laufzeitverlängerung
Die ursprünglich geplante Lebensdauer des KKW Temelín betrug 30 Jahre. Die derzeit bestehenden Betriebsgenehmigungen für die Blöcke des KKW Temelín sind unbefristet, enthalten jedoch Auflagen für den Weiterbetrieb. Seit 2017 liefen Arbeiten zur Sicherheitsüberprüfung nach 20 Jahren Betrieb. Diesbezüglich wurden zu überprüfende Dokumente über den Nachweis ausreichenden Alterungsmanagements, von Investitionen in die Modernisierung der Anlage und zur Stärkung der Sicherheit des Blockes 1 am 25.03.2020 und des Blockes 2 bis 30.11.2021 an SÚJB übermittelt. Die Behörde hat keine Beanstandungen zum Weiterbetrieb der beiden Blöcke gehabt und demnach eine Erlaubnis zum Weiterbetrieb des Blocks 1 am 24.09.2020 und des Blocks 2 am 26.05.2022 erteilt. Die nächste Überprüfung der Dokumente erfolgt demnach jeweils 10 Jahre später. Die Verlängerung der Laufzeit auf insgesamt mindestens 60 Jahre ist ein strategisches Ziel des Betreibers.
- Informationen zur Modernisierung der Leittechnik im KKW Temelín
- Präsentationen zu SAMG, Einsatz der Westinghouse-Brennelementen im KKW Temelín, Additional Technical Provisions for Beyond Design Basis Accidents (BDBA)

KKW Südukraine

Berichte zu

- Untersuchungen zur Schmelzeausbreitung in WWER-1000-Anlagen nach RDB-Versagen
- Untersuchungen zum Wasserstoffkonzept für ukrainische KKW vom Typ WWER-1000
- COCOSYS Unfallanalysen zur Effektivität verschiedener Rekombinatortypen, die in WWER-1000-Anlagen eingesetzt wurden. Gegenstand der Untersuchung waren ausgewählte Rekombinatoren der Typen FR-90/1 (Framatome), NIS (Siempelkamp) und RVK (RET), die in den Kernkraftwerken Kosloduj, Saporishshja und Südukraine mit WWER-1000/320 installiert sind.

KKW Saporishshja

Berichte und Informationen

- zum Status der Beseitigung von Sicherheitsdefiziten in den Blöcken 1 – 5 des KKW Saporishshja entsprechend des IAEA-EBP-WWER-05 Safety Issue Book
- zu Untersuchungen zum Wasserstoffkonzept für ukrainische KKW vom Typ WWER-1000 sowie COCOSYS-Analysen mit dem Schwerpunkt der Bewertung von Maßnahmen zur Verringerung der Wasserstoffkonzentration im Containment bei Unfällen
- zum Zwischenlager für die trockene Lagerung abgebrannter Brennelemente (SFDS) am Standort des KKW Saporishshja
- zu Untersuchungen zum Ausbreitungsverhalten der Kernschmelze nach dem RDB-Versagen im WWER-1000/320-Containment für das KKW Saporishshja, Block 1, mithilfe des LAVA-Codes
- zu Ergebnissen aus Unfallanalysen mit dem COCOSYS-Code, in denen der Einfluss von gefilterter Druckentlastung und Wasserstoffrekombinatoren im Containment von WWER-1000-Anlagen bei einem angenommenen Unfall mit großem Kühlmittelverluststörfall untersucht wurde. Referenzanlage ist das KKW Saporishshja 1 (WWER-1000/320)
- zu COCOSYS Unfallanalysen zur Effektivität verschiedener Rekombinatortypen, die in WWER-1000-Anlagen eingesetzt wurden. Gegenstand der Untersuchung waren ausgewählte Rekombinatoren der Typen FR-90/1 (Framatome), NIS (Siempelkamp) und RVK (RET), die in den Kernkraftwerken Kosloduj, Saporishshja und Südukraine mit WWER-1000/320 installiert sind.
- zur Analyse zur Beton-Schmelze-Wechselwirkung in einem WWER-1000/320-Containment (Referenzanlage: KKW Saporishshja, Block 3) mit COCOSYS
- zur Abschätzung der Quellterme zu postulierten Unfällen mit Versagen des Reaktordruckbehälters in KKW mit WWER-1000
- zur Notstromversorgung des KKW Saporishshja über die Notstromdiesel-Generatoren und über die Versorgung aller Blöcke des Kraftwerks im Inselbetrieb über einen Block ohne Anbindung an das Landesnetz

KKW Kosloduj

Berichte und Informationen:

- zum Status der Beseitigung der Sicherheitsdefizite in den Blöcken 5 und 6 des KKW Kosloduj entsprechend des IAEA-EBP-WWER-05 Safety Issue Book

- zur Untersuchung der Wechselwirkungsprozesse in der Reaktorgrube, die während der Ex-Vessel Phase eines Unfalls in Kosloduj 5 und 6 ablaufen
- zum Status der Beseitigung ausgewählter Sicherheitsdefizite für die Blöcke 5 und 6 des KKW Kosloduj im Bereich der E- und Leittechnik
- zur Untersuchung eines postulierten Kühlungsausfalls im Lagerbecken eines WWER-1000
- zu Untersuchungen zum Ausbreitungsverhalten der Kernschmelze nach dem RDB-Versagen im WWER-1000/320-Containment für das KKW Kosloduj, Blöcke 5 und 6 mithilfe des LAVA-Codes
- zur Untersuchung der Ausbreitungsprozesse in der Reaktorgrube bzw. im Sicherheitsbehälter, die während der Ex-Vessel Phase eines Unfalls in Kosloduj 5 und 6 ablaufen
- zu Analysen der Unfälle mit schweren Brennelementschäden unter Anwendung des LAVA-Codes für erweiterte Schmelzeausbreitungsszenarien im Containment des KKW Kosloduj 5 und 6
- zum Vergleich der LAVA-Ergebnisse zu Schmelzeausbreitungsanalysen im WWER-1000/320-Containment, die von der GRS für das KKW Kosloduj 5 und 6 und von SSTC für das KKW Saporishshja 1 durchgeführt wurden
- zur Untersuchung der Kernschmelze in der Reaktorkaverne unter der Annahme einer möglichen Abfolge von Schichtungsvorgängen in der Schmelze
- zu COCOSYS-Unfallanalysen zur Effektivität verschiedener Rekombinatortypen, die in WWER-1000-Anlagen eingesetzt wurden. Gegenstand der Untersuchung waren ausgewählte Rekombinatoren der Typen FR-90/1 (Framatome), NIS (Siempelkamp) und RVK (RET), die in den Kernkraftwerken Kosloduj, Saporishshja und Südukraine mit WWER-1000/320 installiert sind.
- zum Verlust der Kühlung des Brennelementlagerbeckens aufgrund von langzeitigem Stromausfall

KKW Balakowo

- Bericht zur Analyse des Totalausfalls der Stromversorgung in KKW vom Typ WWER-1000/W-320 mit AC²

KKW Armenien

Berichte und Informationen

- zum PSA-Level 2 für das KKW Armenien

- zur ENSREG-Mission zum Nationalen Aktionsplan für das KKW Armenien
- zum aktuellen Stand der ATLAS-Analysesimulator-Version für das KKW Armenien 2
- zu Untersuchungen zur Bestimmung von Unsicherheiten und Sensitivitäten von COCOSYS-Ergebnissen in Störfallanalysen zum KKW Armenien
- zum Design des modernisierten Sumpfeinlaufes für den erweiterten Auslegungsstörfall „Bruch der Druckhalteranschlussleitung (2F DN200)“ im KKW Armenien
- zur Stilllegung des KKW Armenien, Block 1
- zum Stand der Umsetzung von Sicherheitsmaßnahmen im KKW Armenien zum Stand der Entwicklung von Maßnahmen zur Begrenzung von Unfallauswirkungen im KKW Armenien

5 Analyse und Auswertung der Entwicklung des IAEO-Regelwerks (AP 4)

5.1 Zielsetzung

In diesem Arbeitspaket wurden die Forschungsarbeiten der GRS zur Analyse und Auswertung der Entwicklung des Regelwerks der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) durchgeführt. Der Schwerpunkt der Arbeit lag dabei auf der Untersuchung der Document Preparation Profiles (DPP) und Entwürfe der Sicherheitsleitfäden der IAEO, die im Rahmen des standardisierten Entwicklungsprozesses der IAEO-Leitfäden (Strategies and Processes for the Establishment of IAEA Safety Standards (SPESS)) in den Steps 3, 4, 7, 8, 11 und 12 im Zeitraum des Vorhabens veröffentlicht wurden. Entwürfe des Step 13 wurden dabei nicht immer berücksichtigt, da hier in der Regel nur noch redaktionelle oder stilistische Änderungen vorgenommen werden. Bei den durchgeführten Prüfungen wurden die DPP und Entwürfe inhaltlich hinsichtlich des Abbildens des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik, des Abgleichs zwischen dem im Entwurf dargestellten Sicherheitsniveau und der deutschen Sicherheitspraxis und der Konsistenz der Terminologie untersucht, um Differenzen und Unstimmigkeiten erkennen zu können. Durch diese Arbeit konnten aktuelle Entwicklungen sowohl zu sicherheitstechnischen Konzepten als auch deren regulatorischer Umsetzung in Form von Anforderungen auf internationaler Ebene verfolgt werden. Im Folgenden werden die sich in der Entwicklung befindlichen Sicherheitsleitfäden, die im Rahmen des Arbeitspakets untersucht wurden, aufgelistet und relevante Aspekte der Prüfung sowie fachlich wichtige Erkenntnisse hervorgehoben.

5.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

DS477 „The Management System for the Predisposal and Disposal of Radioactive Waste“

Status: Im Jahr 2022 wurde DS477 als GSG-16 veröffentlicht. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS477.

GSG-16 führt zusammen und ersetzt IAEO Safety Standards Series Nos. GS G 3.3 „The Management System for the Processing, Handling and Storage of Radioactive Waste“ und GS G 3.4 „The Management System for the Disposal of Radioactive Waste“.

GSG-16 enthält Empfehlungen zur Erfüllung der Anforderungen von GSR Part 2, um sicherzustellen, dass die in GSR Part 5 festgelegten Anforderungen an die Handhabung radioaktiver Abfälle vor der Endlagerung und die in SSR 5 festgelegten Anforderungen an die Endlagerung radioaktiver Abfälle erfüllt werden. Das übergeordnete Ziel von GSG-16 ist es, Empfehlungen für die Entwicklung und Implementierung von Managementsystemen für die Sicherheit während aller Schritte der Entsorgung radioaktiver Abfälle – einschließlich der Verarbeitung, Lagerung und Entsorgung – und während der damit verbundenen Prozesse und Tätigkeiten zu geben.

GSG-16 enthält auch Empfehlungen für eine wirksame Führung und Sicherheitskultur, behandelt Managementsysteme für die Tätigkeiten im Zusammenhang mit der Entsorgung aller Arten von radioaktiven Abfällen und enthält Hinweise zum Managementsystem für die Entsorgung radioaktiver Abfälle, die bei der Sanierung und Stilllegung anfallen, jedoch nicht zu anderen Aspekten der Stilllegung.

Im Rahmen dieses Vorhabens hat die GRS die Entwürfe der Steps 12 und 13 analysiert. Die wichtigsten Ergebnisse beziehen sich auf die Covid-19-Pandemie, d. h. auf die Notwendigkeit eines ganzheitlichen Ansatzes zur Überprüfung aller aus Covid-19 gewonnenen Erkenntnisse.

DS497 „Revision of closely interrelated SGs to Nuclear Power Plants Operation“

Status: Die Veröffentlichungen der Safety Guides erfolgten in den Jahren 2022 und 2023. Der Entwicklungsverlauf findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS497.

DS497 „Revision of closely interrelated SGs to Nuclear Power Plants Operation“ war eine Batch-Revision von sieben älteren Safety Standards, die sich auf die Sicherheit beim Betrieb von KKW beziehen:

- NS-G-2.2 „Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants“ (DS497A, jetzt SSG-70)
- NS-G-2.3 „Modifications to Nuclear Power Plants“ (DS497B, jetzt SSG-71)
- NS-G-2.4 „The Operating Organization for Nuclear Power Plants“ (DS497C, jetzt SSG-72)
- NS-G-2.5 „Core Management and Fuel Handling for Nuclear Power Plants“ (DS497D, jetzt SSG-73)

- NS-G-2.6 „Maintenance, Surveillance and In-service Inspection in Nuclear Power Plants“ (DS497E, jetzt SSG-74)
- NS-G-2.8 „Recruitment, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants“ (DS497F, jetzt SSG-75)
- NS-G-2.14 „Conduct of Operations at Nuclear Power Plants“ (DS497G, jetzt SSG-76)

Die meisten dieser Leitfäden waren im Zeitraum 2000 – 2002 veröffentlicht worden (außer NS-G-2.14, welcher 2008 veröffentlicht wurde) und stellten den internationalen Konsens zur Betriebssicherheit dar, der zu diesem Zeitpunkt bestand. Im Jahr 2016 wurde jedoch die überarbeitete Fassung der SSR-2/2 veröffentlicht, zu deren Anforderungen die genannten Sicherheitsleitfäden Empfehlungen geben. Aus diesem Grund wurde auf einem IAEA Technical Meeting die Entscheidung zur Überarbeitung in einem Batch-Amendment getroffen, bei dem alle Entwürfe parallel geprüft und optimiert werden, um die auftretenden Zusammenhänge und Abhängigkeiten zu erfassen.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die Entwürfe dieser Sicherheitsleitfäden aus Steps 12 und 13 analysiert. Wichtige Erkenntnisse standen insbesondere im Zusammenhang mit spezifischen Empfehlungen im Zusammenhang mit der COVID-19-Pandemie und dem Umgang mit dem Begriff „authorization“.

DS503 „Protection against Internal and External Hazards in Operation of NPPs“

Status: Im Jahr 2022 wurde DS503 als SSG 77 veröffentlicht. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS503.

SSG-77 ist die Revision von NS-G-2.1 „Fire Safety in the Operation of Nuclear Power Plants“ aus dem Jahr 2000. Die Vorgängerversion bezog sich nur auf den Brandschutz. Sie sollte insbesondere mit dem Ziel überarbeitet werden, spezifische Empfehlungen zum Schutz gegen Einwirkungen von innen und von außen beim Betrieb von Kernkraftwerken einzubeziehen und bereitzustellen. SSG-77 enthält detaillierte Empfehlungen für die Gefahrenabwehr interner Brände, die für die meisten Kernkraftwerke einen wichtigen Risikofaktor darstellen. Da die detaillierte Anwendung der Empfehlungen für andere Einwirkungen standortspezifisch wäre, enthält dieser Safety Guide auch allgemeine Empfehlungen, die für ein breites Spektrum von Einwirkungen von innen und von außen gelten.

SSG-77 gilt für wassergekühlte Kernkraftwerke, die in Übereinstimmung mit den in SSR 2/1 (Rev. 1) und SSR 2/2 (Rev. 1) festgelegten Anforderungen und den Empfehlungen in SSG 64, SSG 67 und SSG 68 ausgelegt und betrieben werden. Für Reaktoren, die durch andere Medien gekühlt werden, sind einige der Empfehlungen in diesem Safety Guide möglicherweise nicht vollständig anwendbar, da die Anwendung dieser Empfehlungen von der jeweiligen Reaktortechnologie und den mit Einwirkungen von innen und außen verbundenen Risiken abhängt.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die Entwürfe der Steps 7, 8, 11, 12 und 13 analysiert. Die wichtigsten Erkenntnisse waren, dass:

- die Becken für die abgebrannten Brennelemente im Einwirkungsmanagement (Hazard management) genauso zu behandeln sind wie die Reaktoren selbst,
- Vorsorge gegen Einwirkungen notwendig ist,
- die meteorologischen Einwirkungen berücksichtigt werden müssen.

DS504 „Arrangements for Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 9. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS504.

Das aktuelle Dokument ist eine Überarbeitung des Safety Guides „Arrangements for Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency“ (GS-G-2.1), der im Jahr 2007 veröffentlicht wurde. GS-G-2.1 dient zur Unterstützung der Safety Requirements „Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency“ (GS-R-2), welche durch die 2015 veröffentlichten GSR Part 7 (gleicher Titel) abgelöst und ersetzt wurden. Darüber hinaus soll DS504 den Safety Guide „Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency“ (GSG-2) aus dem Jahr 2011 ergänzen.

Ziele der Überarbeitung von GS-G-2.1 sind insbesondere, zu zeigen, wie spezifische Anforderungen in GSR Part 7 erfüllt werden können, die Einheitlichkeit von Terminologie und Konzepten zu gewährleisten und sicherzustellen, dass geeignete Querverweise auf verschiedene Sicherheitsstandards gegeben und die fünf Notfallschutzkategorien in gemeinsamen Leitlinien behandelt werden.

Der überarbeitete Safety Guide befasst sich mit allen radiologischen oder nuklearen Notfällen, ungeachtet der Ursache. Er richtet sich an Notfallplaner, die für die angemessene Vorbereitung auf nukleare oder radiologische Notfälle auf betrieblicher, lokaler, regionaler und nationaler Ebene zuständig sind. Dazu gehören Regierungen, Einsatzorganisationen, Betreiberorganisationen und Aufsichtsbehörden. Die vorgeschlagene Struktur des überarbeiteten Safety Guides folgt weitgehend der von GS-G-2.1.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die Entwürfe der Steps 7 und 8 von DS504 analysiert. Die wichtigsten Erkenntnisse waren:

- Es sollte eine Beurteilung des aus der Quelle wesentlich freigesetzten Radionuklidinventars hinsichtlich der zu erwartenden Dosis für den Menschen und zur Wahl der geeigneten Messinstrumente erfolgen.
- Ein nuklearer oder radiologischer Notfall kann durch Einwirkungen von innen (EVI), auch in Kombination mit anderen EVI oder durch Einwirkungen von außen (EVA), ebenso in Kombination mit anderen EVI oder EVA, durch naturbedingte Einwirkungen von außen, zivilisatorisch bedingte Einwirkungen von außen oder durch sonstige radiologische Gefahren (z. B. unbeabsichtigter Besitz einer starken radioaktiven Quelle) entstehen.
- Notfallschutzvorsorge und -planung sollten in die Planung aller Arten von Notfällen (eine Pandemie inklusive) integriert werden.

DS508 „Assessment of the Safety Approach for Design Extension Conditions and Application of the Practical Elimination Concept in the Design of Nuclear Power Plants“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 12. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS508.

DS508 „Assessment of the Safety Approach for Design Extension Conditions and Application of the Practical Elimination Concept in the Design of Nuclear Power Plants“ ist ein neues Dokument.

Infolge der Änderungen, die mit den neuen Sicherheitsanforderungen für die Auslegung von Kernkraftwerken und die Sicherheitsbewertung eingeführt wurden, sind übergreifende Leitlinien für die Anwendung einiger Anforderungen erforderlich. Dies gilt insbesondere für die Umsetzung einiger wichtiger Änderungen in SSR 2/1, wie z. B. die Aufnahme der sogenannten „auslegungsüberschreitenden Zustände“ (Design Extension

Conditions – DEC) sowie die Notwendigkeit, nachzuweisen, dass Ereignisabläufe, die zu großen radioaktiven Freisetzungen oder frühzeitigen radioaktiven Freisetzungen führen, praktisch ausgeschlossen sind. Zu den weiteren relevanten Änderungen, die in SSR 2/1 nach dem Unfall in Fukushima Daiichi vorgenommen wurden, gehören Anforderungen zur verstärkten Umsetzung des gestaffelten Sicherheitskonzepts (Defence-In-Depth). Da diese Änderungen der Anforderungen naturgemäß übergreifender Natur sind, hat die IAEA entschieden, Empfehlungen zu ihrer Erfüllung in einem einzigen Safety Guide aufzuführen.

Der Anwendungsbereich dieses Safety Guides umfasst die Bewertung der Umsetzung des gestaffelten Sicherheitskonzepts und des praktischen Ausschlusses von Ereignisabläufen, die zu einer frühzeitigen Freisetzung radioaktiver Stoffe oder zu einer großen Freisetzung radioaktiver Stoffe führen. Besonderes Augenmerk soll auf die Bewertung von auslegungsüberschreitenden Zuständen und die Forderung nach Unabhängigkeit der Sicherheitssysteme von Sicherheitseinrichtungen für auslegungsüberschreitende Zustände (insbesondere Einrichtungen zur Abmilderung der Folgen von Kernschmelzunfällen) gelegt werden.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die Entwürfe der Steps 7, 8, 11 und 12 von DS508 analysiert. Die wichtigsten Ergebnisse betrafen die Aspekte:

- Hervorheben des Lagerbeckens für abgebrannte Brennelemente als Hauptquelle des radioaktiven Inventars neben dem Kern,
- Vorhalten von Sicherheitsvorkehrungen für den Umgang mit Unwägbarkeiten.

DS509 „Revision by amendment of 8 SSGs on Research Reactors“

Status: DS509A wurde im Jahr 2023 als SSG-80 veröffentlicht, DS509B als SSG-81, DS509C als SSG-82, DS509D als SSG-83 und DS509E als SSG-84. DS509F, DS509G und DS509H sind derzeit noch im Step 13. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS509.

DS509 „Revision by amendment of 8 SSGs on Research Reactors“ ist die Revision von acht älteren Sicherheitsleitfäden, die die Sicherheit von Forschungsreaktoren betreffen:

- NS-G-4.1: Commissioning of Research Reactors (DS509A, jetzt SSG-80)
- NS-G-4.2: Maintenance, Periodic Testing and Inspection of Research Reactors (DS509B, jetzt SSG-81)

- NS-G-4.3: Core Management and Fuel Handling for Research Reactors (DS509C, jetzt SSG-82)
- NS-G-4.4: Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Research Reactors (DS509D, jetzt SSG-83)
- NS-G-4.5: The Operating Organization and the Recruitment and Qualification of Personnel for Research Reactors (DS509E, jetzt SSG-84)
- NS-G-4.6: Radiation Protection and Radioactive Waste Management in the Design and Operation of Research Reactors (DS509F)
- SSG-10: Ageing Management for Research Reactors (DS509G)
- SSG-37: Instrumentation and Control Systems and Software Important to Safety for Research Reactors (DS509H)

Diese Safety Guides wurden überarbeitet, da sie vor dem SSR-3 und den meisten Veröffentlichungen zu den allgemeinen Sicherheitsanforderungen verfasst wurden und daher viele Verweise auf überholte Anforderungen enthalten, nicht alle aktuellen Anforderungen vollständig berücksichtigen und die Sicherheit unterkritischer Anordnungen nicht abdecken. Daneben standen bei der Überarbeitung der acht Safety Guides die folgenden Punkte im Fokus:

- langfristige Struktur der IAEO Safety Standards;
- Rückmeldungen von den Anwendern der IAEO Safety Standards in Bezug auf Forschungsreaktoren;
- Lehren aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi und anderen Ereignissen in der Nuklearindustrie, einschließlich solcher, die sich in Forschungsreaktoren ereignet haben und dem Incident Reporting System for Research Reactors gemeldet worden sind;
- Erfahrungen mit INSARR-Missionen.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die Entwürfe der Steps 11, 12 und 13 von DS509 analysiert. Wesentliche Erkenntnisse waren insbesondere:

- In allen acht Entwürfen waren kritische und unterkritische Anordnungen pauschal als typische Anlagen mit geringem Gefährdungspotenzial eingeordnet. Aus Sicht der GRS ist diese pauschale Aussage jedoch nicht immer zutreffend (z. B. das Myhrra-Projekt in Belgien) und entspricht nicht mehr dem Status der internationalen Entwicklungen.

- Zur Abschirmung des Kerns sowie von Neutronenquellen könnte eine Kombination von Materialien notwendig sein. Die im Entwurf aufgeführte Materialkombination ist eher für Beschleunigeranlagen als für Forschungsreaktoren zielführend.

DS510 „Revision of 2 interrelated Specific Safety Guides on Research Reactors“

Status: Die Veröffentlichungen erfolgten im Jahr 2022 als SSG-20 (Rev.1) und SSG-24 (Rev.1). Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS510.

DS510 umfasste die Revisionen von zwei Safety Guides, die Empfehlungen zu Forschungsreaktoren geben:

- SSG-20 „Safety Assessment for Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report“ (DS510A)
- SSG-24 „Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors“ (DS510B)

Ziel des SSG-20 (Rev.1) ist es, Empfehlungen für die Sicherheitsbewertung von Forschungsreaktoren im Rahmen des Genehmigungsverfahrens sowie für die Durchführung der Sicherheitsanalyse und die Erstellung des Sicherheitsberichts zu geben, um die einschlägigen Anforderungen von SSR 3 zu erfüllen. Er enthält außerdem Empfehlungen zur Erfüllung der Anforderungen für die Durchführung der Sicherheitsbewertung, wie sie in IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4 (Rev. 1), Safety Assessment for Facilities and Activities, festgelegt sind.

SSG-20 (Rev.1) behandelt Aspekte des Betriebs von Forschungsreaktoren, die normalerweise im Sicherheitsbericht enthalten sind, z. B. betriebliche Grenzwerte und Bedingungen, Inbetriebnahme, Betriebsvorschriften sowie Nutzung und Änderung; detailliertere Empfehlungen zu diesen Aspekten des Betriebs von Forschungsreaktoren sind in anderen Safety Guides enthalten. Er enthält Empfehlungen für die Durchführung einer Sicherheitsbewertung bei der Erstauslegung und bei Auslegungsänderungen sowie für die unabhängige Überprüfung der Sicherheitsbewertung eines neuen Forschungsreaktors eines neuen oder bestehenden Typs. Die Empfehlungen gelten jedoch auch für eine überarbeitete und aktualisierte Sicherheitsbewertung eines bestehenden Forschungsreaktors, z. B. im Rahmen eines Genehmigungsverfahrens.

Ziel von SSG-24 (Rev.1) ist es, Empfehlungen für die Nutzung und die Änderung von Forschungsreaktoren zu geben, um die relevanten Anforderungen von SSR 3 zu

erfüllen. Er befasst sich auch mit Aspekten von Experimenten und Modifikationen, wie z. B. der Inbetriebnahme und den Vorkehrungen für den Strahlenschutz.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die Entwürfe der Steps 11, 12 und 13 von DS510 analysiert. Nach Einschätzung der GRS spiegeln die aktuellen Revisionen des SSG-20 und SSG-24 den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik uneingeschränkt wider.

DS511 „Use of a Graded Approach in the Application of the Safety Requirements for Research Reactors“

Status: Im Jahr 2023 wurde DS511 als SSG-22 (Rev. 1) veröffentlicht. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS511.

DS511 „Use of a Graded Approach in the Application of the Safety Requirements for Research Reactors“ ist die Revision von SSG-22. Der Leitfaden gibt Empfehlungen zur Anwendung eines „graded approach“ bei der Anwendung der Sicherheitsanforderungen für die Auslegung und den Betrieb von Forschungsreaktoren. Dabei werden Standortbewertung, Auslegung, Bau, Inbetriebnahme, Betrieb und Vorbereitung der Stilllegung des Forschungsreaktors, einschließlich der Nutzung und der Experimente, berücksichtigt. Die Revision wurde vorgenommen, da SSG-22 vor Veröffentlichung der SSR-3 verfasst wurde und daher viele Verweise auf überholte Anforderungen enthält, nicht alle aktuelle Anforderungen vollständig berücksichtigt und die Sicherheit unterkritischer Anlagen nicht abdeckt.

Das Ziel von SSG-22 ist es, Betreibern von Forschungsreaktoren, Aufsichtsbehörden und anderen Organisationen, die mit der Standortbewertung, der Auslegung, der Errichtung, dem Betrieb und der Planung der Stilllegung von Forschungsreaktoren befasst sind, einen Leitfaden für die Anwendung eines abgestuften Vorgehens bei der Umsetzung der Anforderungen von SSR-3 und der General Safety Requirements, wie sie für Forschungsreaktoren gelten, an die Hand zu geben. Darüber hinaus hat sich der Anwendungsbereich des Safety Guide geändert bzw. erweitert, um unterkritische Anordnungen explizit mit aufzunehmen und die Anwendung eines abgestuften Vorgehens an den Schnittstellen zwischen Sicherheit und Sicherung für Forschungsreaktoren zu thematisieren.

Im Rahmen des Vorhabens analysierte die GRS die Entwürfe der Steps 7, 8, 11, 12 und 13 von DS511. Die wichtigsten Ergebnisse waren:

- Die vorliegenden Entwürfe (eigentlich bis Step 11) ordneten kritische und unterkritische Anordnungen pauschal als typische Anlagen mit geringem Gefährdungspotenzial ein, d. h. die Kategorisierung von Forschungsreaktoren stützte sich allein auf das radiologische Gefährdungspotenzial. Aus Sicht der GRS ist diese pauschale Aussage jedoch nicht zutreffend (z. B. das Myhrra-Projekt in Belgien). Hier blieb der Entwurf hinter den internationalen Entwicklungen zurück.
- Die Auslegung der Abschirmung unterliegt nach Ansicht der IAEA ebenfalls einem „graded approach“. Aus Sicht der GRS handelt es sich hierbei jedoch um keine sinn-gemäße Anwendung, sondern um die Einhaltung radiologischer Akzeptanzkriterien. So richtet sich die Auslegung der Abschirmung nach der Quellstärke der radioaktiven Quellen und den einzuhaltenden Randbedingungen (Grenzwerte, Dosisschranken, etc.) des geltenden Strahlenschutzrechtes. Daher ist dies immer ein Optimierungsprozess zwischen Strahlenschutz und Wirtschaftlichkeit („so dick wie nötig, so dünn wie möglich“) und ist als konsequente Umsetzung des ALARA-Prinzips zu verstehen und nicht als sinn-gemäße Anwendung des „graded approach“.

DS514 „Equipment Qualification of Items Important to Safety in Nuclear Installations“

Status: Im Jahr 2021 wurde DS514 als SSG 69 veröffentlicht. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS514.

Die Qualifizierung sicherheitsrelevanter Einrichtungen in kerntechnischen Anlagen ist ein wesentlicher Bestandteil der Anlagenauslegung. Sie ist ein wichtiges Auslegungsmerkmal zur Minimierung von Ausfällen sicherheitsrelevanter Einrichtungen aufgrund der Auswirkungen von Problemen im Zusammenhang mit betrieblichen, seismischen und umweltbedingten Faktoren sowie potenziellen elektromagnetischen Störungen und widrigen Umgebungsbedingungen über den gesamten Bereich der normalen Betriebszustände, die sich aus Störungen bis hin zu Auslegungsstörfällen ergeben. Eine unvollständige Auslegungsgrundlage, die dazu führt, dass die Einrichtungen nicht für die beabsichtigte Funktion geeignet sind, kann nicht durch Redundanz oder Diversität korrigiert werden.

Ziel dieses neuen Safety Guide ist es, Empfehlungen für ein strukturiertes Vorgehen bei der Einführung und Aufrechterhaltung der Qualifizierung von Einrichtungen in

kerntechnischen Anlagen zu geben, um die einschlägigen Anforderungen in SSR-2/1, Rev. 1 (insbesondere Requirement 30), SSR-2/2, Rev. 1 (Requirement 13), SSR-3 (Requirement 29) und SSR-4 (Requirement 30) zu erfüllen.

Bislang verfügte die IAEO über keinen Safety Guide, der Empfehlungen für die Qualifizierung von Einrichtungen enthielt. Dies hat dazu geführt, dass die verschiedenen IAEO-Publikationen eine uneinheitliche Tiefe der Empfehlungen aufweisen. Die Zusammenführung der bestehenden Leitlinien und zusätzlicher neuer Empfehlungen in einer einzigen, aktuellen IAEO-Publikation soll den Anwendern helfen, ihre Prozesse zur Qualifizierung von Einrichtungen zu entwickeln und zu implementieren, die programmatisch verwaltet werden müssen, um sicherzustellen, dass alle kombinierten Qualifizierungsmaßnahmen (z. B. Seismik, Umwelt, EMI/RFI) und das Alterungsmanagement berücksichtigt werden. Darüber hinaus soll ein einziger Safety Guide mit Empfehlungen zur Qualifizierung von technischen Einrichtungen die Technical Safety Review Services der IAEO (z. B. periodische Sicherheitsüberprüfungen in Übereinstimmung mit SSG-25, Safety Factor 3: Equipment Qualification) sowie die OSART- und SALTO-Überprüfungsmissionen effektiver unterstützen.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS den Entwurf des Step 12 von DS514 überprüft. Die wichtigsten Erkenntnisse sind, dass der neue SSG-69 bestehende Safety Guides hinsichtlich der Qualifizierung von sicherheitsrelevanten kerntechnischen Einrichtungen ergänzt, insbesondere bezüglich elektrotechnischer und leittechnischer Einrichtungen sowie aktiver Komponenten, die Sicherheitsfunktionen übernehmen. Ein Qualitätsmanagement für diese sicherheitsrelevanten Einrichtungen und die Qualifizierungsverfahren unter Berücksichtigung von Auslegungsstörfällen sind durch das deutsche kerntechnische Regelwerk für Kernkraftwerke abgedeckt. Für andere kerntechnische Anlagen existieren entweder spezifische Anforderungen für die Qualifizierung oder die Anforderungen für Kernkraftwerke werden sinngemäß angewandt. Gleiches gilt für die Aufrechterhaltung der Qualität dieser Einrichtungen über deren Lebenszyklus, das Alterungsmanagement und wiederkehrende Prüfungen. Die Qualifizierung von sicherheitsrelevanten Einrichtungen für auslegungsüberschreitende Störfälle ist außerhalb des Regelungsrahmens des deutschen kerntechnische Regelwerks, wurde jedoch im Rahmen der RSK-SÜ und des europäischen Stresstests untersucht und nachgewiesen.

DS516 „Criticality Safety in the Handling of Fissile Material“

Status: Im Jahr 2022 wurde DS516 als SSG-27 (Rev. 1) veröffentlicht. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS516.

Ziel SSG-27 (Rev. 1) ist es, Empfehlungen zur Erfüllung der einschlägigen Anforderungen von SSR 4 „Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities“ sowie von SSR 6 (Rev. 1) „Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material“ in Bezug auf die folgenden Aspekte zu geben:

- a) Sicherstellung und Nachweis der Unterkritikalität im Betrieb und unter Bedingungen, die als „anzunehmende anormale Bedingungen“ oder „Bedingungen, die durch die Auslegung abgedeckt sind“ bezeichnet werden;
- b) Abschätzung der anzunehmenden Folgen eines möglichen Kritikalitätsstörfalls;
- c) Minimierung der Folgen eines Kritikalitätsstörfalls.

SSG-27 (Rev. 1) gilt für alle Einrichtungen und Tätigkeiten, bei denen mit spaltbarem Material umgegangen wird, mit Ausnahme von Einrichtungen, die absichtlich als kritisch ausgelegt sind, z. B. ein Reaktorkern in einem Kernreaktor oder eine kritische Anordnung. In dieser Veröffentlichung bezieht sich der Begriff „Umgang mit spaltbarem Material“ auf alle Tätigkeiten mit spaltbarem Material, einschließlich dessen Verarbeitung, Verwendung, Lagerung, Bewegung (d. h. innerhalb des Standorts) und Beförderung (d. h. außerhalb des Standorts), sowie auf die Entsorgung von radioaktiven Abfällen mit spaltbarem Material.

Die Empfehlungen befassen sich ebenfalls mit Herangehensweisen und Kriterien zur Gewährleistung der Unterkritikalität, mit der Ermittlung anzunehmender anormaler Bedingungen, mit der Durchführung von Sicherheitsbewertungen im kritischen Bereich, mit der Überprüfung, dem Benchmarking und der Validierung von Berechnungsmethoden, mit Sicherheitsmaßnahmen zur Gewährleistung der Unterkritikalität und mit dem Management der Kritikalitätssicherheit.

In Fällen, in denen die Kritikalitätssicherheit speziell durch Vorschriften geregelt ist (z. B. der Transport von spaltbarem Material gemäß SSR 6 (Rev. 1)), ergänzt SSG-27 (Rev. 1) die Empfehlungen und Leitlinien in den entsprechenden Safety Guides, z. B. IAEA Safety Standards Series No. SSG 26 (Rev. 1), Advisory Material for the IAEA Regulations

for the Safe Transport of Radioactive Material (2018 Edition). Er soll diese Empfehlungen und Leitlinien jedoch nicht ersetzen.

Die in diesem Safety Guide abgegebenen Empfehlungen können auf Betriebsabläufe angewandt werden, die in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren unterkritisch bleiben sollen, z. B. die Handhabung von frischem Kernbrennstoff und bestrahlten Brennelementen.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS Steps 11, 12 und 13 von DS516 analysiert. Die wichtigsten Erkenntnisse bezogen sich auf die Verifizierung der Anforderungen zum Alterungsmanagementsystem in Bezug auf Unterkritikalität.

DS517 „Revision by amendment of 3 Specific Safety Guides on Nuclear Fuel Cycle Facilities“

Status: Veröffentlicht im Jahr 2023 als SSG-5 (Rev. 1), SSG-6 (Rev. 1) und SSG-7 (Rev. 1). Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS517.

DS517 „Revision by amendment of 3 Specific Safety Guides on Nuclear Fuel Cycle Facilities“ umfasste drei Revisionen von Safety Guides, die Empfehlungen zu Einrichtungen für den Kernbrennstoffkreislauf geben:

- SSG-5 „Safety of Conversion Facilities and Uranium Enrichment Facilities“ (DS517A)
- SSG-6 „Safety of Uranium Fuel Fabrication Facilities“ (DS517B)
- SSG-7 „Safety of Uranium and Plutonium Mixed Oxide Fuel Fabrication Facilities“ (DS517C)

Diese Safety Guides wurden alle vor SSR-4 veröffentlicht und stellten den internationalen Konsens über die Sicherheit von Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs dar, der im Zeitraum ihrer Entwicklung (2010) bestand. Die Veröffentlichung von SSR-4 im Jahr 2017 führte jedoch einige neue Anforderungen ein und änderte mehrere andere erheblich. Anforderungen der SSR-4, die in den genannten Safety Guides nicht vollständig abgedeckt waren, sind beispielsweise allgemeine Auslegungsanforderungen, das Defence-In-Depth-Konzept und Maßnahmen des Notfallschutzes.

Darüber hinaus sollte die Revision von SSG-5 folgende Aspekte berücksichtigen:

- Aufnahme von Hilfstätigkeiten wie Probenahme, Homogenisierung und Abreicherung in den Anwendungsbereich;
- Aufnahme von Leitlinien für die Verwendung von Wasser zur Reinigung von Zylindern mit Restmengen;
- Berücksichtigung von Gefahrstoffbewertungen für Uranhexafluorid;
- Aufnahme von Aspekten der Sicherheitskultur speziell für Konversionseinrichtungen und Urananreicherungsanlagen;
- Aufnahme von Informationen über Unterstützungssysteme und Analyselabors.

Zusätzliche Schwerpunkte für SSG-6 waren:

- Begrenzung des Anwendungsbereichs auf kommerzielles Uran unter 6 % und Bestätigung, dass die Brennstoffherstellung mit wiederaufbereitetem Uran, das Spuren von Plutonium enthält, abgedeckt ist;
- Aufnahme von Hilfstätigkeiten wie Probenahme, Homogenisierung und Abreicherung in den Anwendungsbereich;
- Berücksichtigung von Gefahrstoffbewertungen für Uranhexafluorid;
- Aufnahme von Informationen über Unterstützungssysteme und Analyselabors;
- Einbeziehung von Aspekten der Sicherheitskultur, die speziell für Uran-Brennelementfabriken gelten.

Für SSG-7 sah die Revision vor:

- Aufnahme von Hilfstätigkeiten wie Probenahme, Homogenisierung und Abreicherung in den Anwendungsbereich;
- Einbeziehung von Aspekten der Sicherheitskultur speziell für Anlagen zur Herstellung von MOX-Brennelementen;
- Aufnahme von Informationen über Unterstützungssysteme und Analyselabors.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS Steps 12 und 13 von DS517 analysiert. Die o. g. Punkte wurden bei der Revision der drei Safety Guides umgesetzt. Ursprüngliche Missverständnisse bei der Kategorisierung von seismisch induzierten Ereignissen sowie Einwirkungen von innen konnten ausgeräumt werden.

DS518 „Revision by amendment of 2 Specific Safety Guides on Nuclear Fuel Cycle“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 8. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS518.

DS518 „Revision by amendment of 2 Specific Safety Guides on Nuclear Fuel Cycle“ umfasst zwei Revisionen von Safety Standards, die Empfehlungen zu Einrichtungen für den Kernbrennstoffkreislauf geben:

- SSG-42 „Safety of Nuclear Fuel Reprocessing Facilities“
- SSG-43 „Safety of Nuclear Fuel Cycle Research and Development Facilities“

Die beiden Safety Standards sind vor SSR-4 veröffentlicht worden. Anforderungen der SSR-4, die in den o. g. Safety Guides nicht vollständig abdeckt sind, betreffen beispielsweise das Alterungsmanagement sowie die Wartung, periodische Sicherheitsüberprüfung und Inspektion von Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs. Andererseits berücksichtigen diese Safety Standards bereits die Lehren aus dem KKW-Unfall von Fukushima Daiichi, sodass diese Inhalte nur geringfügig geändert werden sollen.

Die Revision von SSG-42 (DS518A) soll insbesondere folgende Punkte beinhalten:

- Neuer Abschnitt über das Sicherheitsmanagement und die Sicherheitsüberprüfung, angeglichen an SSR-4 und den einschlägigen Safety Management Guide GS-G-3.5;
- Aufnahme von unterstützenden Tätigkeiten, wie z. B. Probenahmen im Anwendungsbereich;
- Aufnahme von Aspekten der Sicherheitskultur speziell für Wiederaufarbeitungsanlagen für Kernbrennstoffe;
- Aufnahme von Informationen über Unterstützungssysteme und Analyselaboratorien.

Für SSG-43 (DS518B) sieht die Revision vor:

- Neuer Abschnitt über das Sicherheitsmanagement und die Sicherheitsüberprüfung, angeglichen an SSR-4 und den einschlägigen Safety Management Guide GS-G-3.1;
- Aufnahme von Probenahmen im Anwendungsbereich;
- Überprüfung der bereits in SSG-43 behandelten Aspekte der Sicherheitskultur;
- Aufnahme von Informationen über Unterstützungssysteme.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS Step 7 von DS518 analysiert:

- Bei der Analyse von DS518A bezogen sich die Erkenntnisse auf mögliche Ergänzungen zum Potenzial für Double-Batching (der ungewollten doppelten Befüllung bestimmter Behälter und der damit einhergehenden Gefahr des Erreichens der kritischen Masse) sowie zur Sicherstellung angemessener Sicherheitsabstände bei Einwirkungen von außen.
- Bei der Analyse von DS518B wurde erkannt, dass die Liste von seismisch induzierten Ereignissen bei der Bewertung des Designs einer F&E-Anlage für den Kernbrennstoffkreislauf um zwei weitere Aspekte ergänzt werden sollte:
 - Ansammlung von spaltbarem Material
 - homogenes oder heterogenes Vermischen von spaltbarem Material mit einem Moderator.

DS520 „External Human Induced Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations“

Status: Im Jahr 2023 wurde DS520 als SSG-79 veröffentlicht. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS520.

SSG-79 ist die erste Revision des bereits 2002 veröffentlichten NS-G-3.1. Er behandelt zivilisatorische Einwirkungen von außen und gibt Empfehlungen für die entsprechende Anforderung 24 der SSR-1.

SSG-79 löst den IAEA Safety Guide NS-G-3.1 ab und weitet dessen Anwendungsbereich von KKW auf alle kerntechnischen Anlagen aus. Bei der Aktualisierung sollten insbesondere berücksichtigt werden:

- wesentliche Änderungen in den Anforderungsdokumenten der höheren Hierarchie,
- die Praxis in den IAEO-Mitgliedstaaten,
- entwickelte Methoden und Fortschritte in der Technologie zur Bewertung externer, menschlich bedingter Einwirkungen.

Zu den oben erwähnten Änderungen gehören die nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi aufgetretenen Probleme. So sollte der neue Safety Guide beispielsweise die Themenfelder „Gefährdungsniveau unter Berücksichtigung von Unsicherheiten“, „Umgang mit kombinierten Ereignissen“, „Standort mit mehreren Anlagen“ und „regelmäßige Überprüfungen der standortspezifischen Gefährdungen“ berücksichtigen.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die Steps 7, 8, 11, 12 und 13 von DS520 analysiert. Die wichtigsten Ergebnisse waren, dass die frühen Fassungen des DS520 in einigen Punkten nicht den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik abbildeten, auch wenn viele Aspekte detaillierter behandelt wurden als im deutschen kerntechnischen Regelwerk. Insbesondere waren in den frühen Fassungen nicht alle relevanten Einwirkungen erfasst (z. B. die Ausbeutung von Gaslagerstätten und driftende Wolken aus explosiven Gasgemischen). Außerdem erschienen die darin empfohlenen Methoden zur Berücksichtigung der behandelten Einwirkungen nicht immer geeignet, die Gefährdung zuverlässig zu ermitteln (z. B. fehlende Berücksichtigung von Funkenflug bei der Ausbreitung von Bränden und weichen Trümmerteilen bei einem Flugzeugabsturz). Die genannten Punkte wurden im Laufe der Erarbeitung der finalen Fassung an den aktuellen Stand von W&T herangeführt.

DS522 „Evaluation of Seismic Safety for Nuclear Installations“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 13. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS522.

DS522 „Evaluation of Seismic Safety for Nuclear Installations“ ist die erste Revision von NS-G-2.13, der 2009 veröffentlicht wurde. Der Safety Guide gibt Empfehlungen zur Neubewertung der seismischen Sicherheit bestehender kerntechnischer Anlagen und unterstützt die Anforderungen aus den GSR Teil 4 (Rev. 1), SSR-2/1 (Rev. 1), SSR-2/2 (Rev. 1), SSR-3 und SSR-4. Die Überarbeitung des Leitfadens bezieht sich dabei vor allem auf Änderungen in diesen Anforderungen und auf Änderungen, die sich aus dem Bericht des Generaldirektors der IAEO über den Unfall in Fukushima Daiichi (2015) ergeben. So sollte der neue Sicherheitsleitfaden beispielsweise Bestimmungen über den Schweregrad der seismischen Gefährdung in auslegungsüberschreitenden Ereignissen, sowie Methoden, die Unsicherheiten ausdrücklich berücksichtigen, enthalten.

Bei der Überarbeitung werden auch die Rückmeldungen aus der bisherigen Betriebserfahrung, den Technical Safety Review Services, den Advisory Services und dem aktuellen Stand der Praxis berücksichtigt.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS Steps 7, 8, 11 und 12 von DS522 analysiert. Die wichtigsten Erkenntnisse sind:

- Für Gruppen ähnlicher Komponenten (z. B. Pumpen mit gleicher Funktion in unterschiedlichen Redundanzen) ist ein gleichzeitiger Ausfall unter seismischen

Einwirkungen zu unterstellen. Die Gruppe als Ganzes bestimmt dadurch die seismische Widerstandsfähigkeit der Anlage und sollte daher als ein Weak Link in den Abschaltpfaden betrachtet werden.

- Hinsichtlich der Berücksichtigung des Ist-Zustandes bei seismischen Nachbewertungen bestehender Anlagen wurde erkannt, dass bei der Bestandsaufnahme bauliche Einrichtungen, die durch ein seismisches Versagen sicherheitstechnisch wichtige Komponenten gefährden könnten, nicht außer Acht gelassen werden dürfen. Solche in Deutschland als EK IIa kategorisierten baulichen Einrichtungen (z. B. der Kamin) könnten ansonsten nennenswert zur Gesamtschadenshäufigkeit im Erdbebenfall beitragen.
- Als Ergebnis einer seismischen Nachbewertung kann auch der Austausch kritischer Komponenten gegen solche mit einer höheren seismischen Widerstandsfähigkeit erforderlich werden.
- Probabilistisch und deterministisch geführte Seismic Margin Assessments für die seismische Gefährdungsbeurteilung sollen gleichgestellt werden.

DS523 „Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 13. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS523.

DS523 „Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants“ ist die Revision von SSG-3. Der Sicherheitsleitfaden gibt Empfehlungen für die Entwicklung und Anwendung von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) der Stufe 1 für KKW.

Eine Analyse des Anwendungsbereichs und des Inhalts dieses Safety Guides ergab, dass sein fachlicher Inhalt weitgehend gültig bleibt, er jedoch überarbeitet werden muss, um die in den einschlägigen Safety Requirements aufgenommenen Änderungen zu berücksichtigen. Darüber hinaus soll der Safety Guide die jüngsten Entwicklungen in den Mitgliedstaaten in bestimmten Bereichen der PSA, wie z. B. PSA für mehrere Blöcke, Zuverlässigkeit passiver Systeme und Zuverlässigkeit computergestützter Systeme berücksichtigen.

Bei der Überarbeitung sollten auch die Lehren aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi einbezogen und der Anwendungsbereich der PSA auf das Becken

für abgebrannte Brennelemente ausgeweitet werden. Zudem sollte die Berücksichtigung kombinierter oder korrelierter Einwirkungen thematisiert werden.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS Steps 7, 8 und 11 (Silence Approval zum Step 11 inklusive) von DS523 analysiert. Die wichtigsten Erkenntnisse sind:

- Es zeigte sich eine deutliche Erweiterung des Anwendungsbereichs einer PSA der Stufe 1, was den fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik widerspiegelt.
- Inhaltlich werden die Themen Einwirkungs-PSA, einschließlich Ergänzungen zum Thema Kombination von Einwirkungen, Reaktor und Lager für abgebrannte Brennelemente, Berücksichtigung von Multi-unit PSA (MUPSA), stärker betont.
- Das Kapitel „ANALYSIS OF INTERNAL FIRE“ wurde an den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik und SSG-64 angepasst. Hier wurde die Notwendigkeit der Präzisierung der Begriffe, Sachverhalte sowie der Beachtung der Anforderungen zur Berücksichtigung von Bränden, die sich von einer anderen Quelle als einem Reaktorblock ausbreiten, erkannt.
- Aus Sicht der GRS entspricht Annex I „EXAMPLE OF A GENERIC LIST OF INTERNAL AND EXTERNAL HAZARDS“ nicht mehr dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik.
- Modellierungsunsicherheiten, die sich aus den Wahrscheinlichkeiten für menschliches Versagen ergeben, sollten berücksichtigt werden.
- Außerdem wurde die fehlende Berücksichtigung von radioaktiven Stoffen bei einer Auflistung von Gefahrenstoffen erkannt und veraltete Sicherheitsleitfäden in Referenzenliste identifiziert.

DS524 „Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 11. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS524.

DS524 „Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants“ ist die Revision des NS-G-1.13, der Empfehlungen für Vorkehrungen, die bei der Auslegung von Kernkraftwerken zum Schutz vor radiologischen Gefahren getroffen werden sollten. Die Empfehlungen zur Gewährleistung des Strahlenschutzes betreffen dabei nicht nur die Auslegung neuer KKW, sondern auch Auslegungsänderungen von in Betrieb

befindlichen Anlagen und die Überprüfung der Angemessenheit der Maßnahmen des Strahlenschutzes.

Der Safety Guide NS-G-1.13 „Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants“ wurde 2005 veröffentlicht. Die aktuelle Überarbeitung enthält Empfehlungen zur Erfüllung der überarbeiteten Anforderungen gemäß der

- Überarbeitung der Veröffentlichung von SSR-2/1 (Rev.1) „Safety of Nuclear Power Plants: Design“, insbesondere Anforderung/Requirement No. 5, im Jahr 2016,
- Veröffentlichung der GSR Part 4, „Safety Assessment for Facilities and Activities“ im Jahr 2009 und
- Veröffentlichung der neuesten Fassung von GSR Part 4 (Rev. 1) im Jahr 2016.

Darüber hinaus ist die Überarbeitung erforderlich, um die Konzepte der Optimierung des physischen Schutzes, der Sicherheit und der Anwendung von Dosisgrenzwerten bei der Auslegung, auf Grundlage der einschlägigen Anforderungen in GSR Part 3 „Radiation Protection and Safety of Radiation Sources“, zu berücksichtigen.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS Steps 7 und 8 von DS524 analysiert. Die wichtigsten Erkenntnisse waren, dass

- bei neuen Reaktorkonzepten die Dosisgrenzwerte bei Auslegungsstörfällen nicht überschritten werden dürfen (siehe auch WENRA-Defence-in-Depth-Konzept);
- mehrere Kommunikationssysteme bei Einrichtungen für die Notfallvorsorge notwendig sind;
- Auslegungswerte aus der Dosisbegrenzung abgeleitet werden und auf den entsprechenden Anforderungen beruhen sollen;
- ferngesteuerte oder automatisierte Inspektionsgeräte als empfohlene Maßnahme zur Reduzierung der Aufenthaltszeiten in Strahlungsbereichen anerkannt werden sollen;
- verschiedene Reaktortechnologien zu Einschränkungen bei den Empfehlungen führen.

DS525 „Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 9. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS525.

DS525 „Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants“ ist die erste Revision von SSG-13. Dieser Safety Guide gibt Empfehlungen zur Wasserchemie für KKW, um die Anforderungen der SSR-2/2 (Rev. 1), insbesondere die Anforderung 29, zu erfüllen.

SSG-13 wurde im Januar 2011 veröffentlicht. In der Zwischenzeit wurden in den Mitgliedstaaten umfangreiche Betriebserfahrungen gesammelt. Weiterhin hat sich der KKW-Unfall von Fukushima Daiichi ereignet und die Nuklearindustrie hat neue Herausforderungen im Bereich der Anlagenchemie erkannt. Diese Erkenntnisse bieten Möglichkeiten zur Verbesserung der Sicherheit und Zuverlässigkeit von KKW sowie zur Aktualisierung des bestehenden Safety Guides zum Chemieprogramm wassergekühlter KKW. Damit SSG-13 den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik widerspiegelt, soll die Überarbeitung insbesondere:

- neue Praktiken/Technologien für den Erhalt von Systemen während längerer Stillstände, verzögerter Bauprogramme oder Modernisierungsprojekten berücksichtigen,
- die Leitlinien für die Qualitätskontrolle chemischer Parametermessungen überarbeiten,
- Leitlinien zur Validierung von Software-Tools, die in chemischen/radiochemischen Laboratorien verwendet werden, aufnehmen,
- den aktuellen Leitfaden für Probenahme-Systeme nach Störfällen und erforderliche chemische Messungen aktualisieren,
- die derzeitigen Einzelheiten der Chemieprogramme für die verschiedenen Arten von wassergekühlten KKW in Einklang bringen und
- detailliertere Leitlinien für die Kontrolle der Chemie von Hilfssystemen bereitstellen.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die DPP und die Entwürfe der Steps 3, 4, 7 und 8 von DS525 analysiert. Die wichtigsten Erkenntnisse betreffen dabei Folgendes:

- die Verankerung von Anforderungen an hochwertige Messungen im Chemieprogramm zur Einschätzung des aktuellen Anlagenzustands,
- die Klarstellung, dass das Chemieprogramm seine Funktionen und Aufgaben auch bei Störfällen und Notfällen weitestgehend erfüllen muss,

- die Betonung der Rolle des Chemieprogramms für Hilfs- und Unterstützungssysteme.

DS526 „National Policies and Strategies for the Safety of Radioactive Waste and Spent Fuel Management, Decommissioning and Remediation“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 5. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS526.

DS526 „National Policies and Strategies for the Safety of Radioactive Waste and Spent Fuel Management, Decommissioning and Remediation“ ist ein neues Dokument.

Ziel dieses Safety Guide ist es, integrierte, umfassende Empfehlungen für die Entwicklung, Überarbeitung und Umsetzung neu entwickelter und überarbeiteter nationaler Strategien für die sichere Entsorgung aller Arten radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente zu geben. Auch radioaktive Reststoffe (z. B. Reststoffe, die NORM enthalten), die sichere Stilllegung von Anlagen und Tätigkeiten und die Sanierung von Standorten und anderen durch radioaktive Stoffe kontaminierten Gebieten schließt der Safety Guide mit ein.

Da geeignete nationale Strategien erforderlich sind, um bestehende und neue Einrichtungen und Tätigkeiten zu berücksichtigen, bestehende Altlasten zu beseitigen und die Entstehung neuer Abfälle bestmöglich zu minimieren, besteht ein eindeutiger Bedarf an umfassenden, integrierten Leitlinien für die Entwicklung und Umsetzung dieser Strategien.

Der Safety Guide soll folgende Themen behandeln:

- nationale Strategien für die sichere Entsorgung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente und Rückstände, einschließlich NORM-Rückstände, die bei Tätigkeiten und beim Betrieb von Anlagen, bei der Stilllegung und bei der Sanierung anfallen;
- alle Schritte der Entsorgung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente und Rückstände, einschließlich Charakterisierung und Klassifizierung, Minimierung der Entstehung, Freigabe, Abfallmanagement vor der Endlagerung und Entsorgung;
- nationale Strategien für die Stilllegung von Anlagen;

- nationale Strategien für die Sanierung von Standorten und anderen Gebieten, die durch radioaktive Stoffe kontaminiert sind.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die DPP von DS526 im Step 3 und Step 4 analysiert. Die wichtigsten Erkenntnisse betreffen dabei die Themen

- Definition von Entsorgungswegen für alle Abfallströme;
- Bewertung, Standortbestimmung und Entwicklung des Umfangs und der Arten der erforderlichen Abfallentsorgungseinrichtungen;
- Identifizierung von Abhängigkeiten auf allen Ebenen der Abfallentsorgung und deren Berücksichtigung bei der Entwicklung von nationalen Strategien und Programmen.

DS528 „Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 7. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS528.

DS528 „Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants“ ist die Revision des SSG-4, der im Jahr 2010 veröffentlicht wurde, um Empfehlungen für die Entwicklung und Anwendung von Level-2-PSA für KKW zusammen mit SSG-3 (zu Level-1-PSA) zu geben und um die relevanten Anforderungen zu erfüllen, die in den zu diesem Zeitpunkt bestehenden IAEO Safety Standards festgelegt sind. Insbesondere GSR Part 4 „Safety Assessment for Facilities and Activities“ (2009), NS-R-1 „Safety of Nuclear Power Plants: Design“ (2000), und NS-R-2 „Safety of Nuclear Power Plants: Operation“ (2000) wurden berücksichtigt.

Seitdem wurden alle oben genannten Safety Requirements überarbeitet, wobei die neuesten Entwicklungen und die einschlägigen Praktiken in den Mitgliedstaaten sowie die Erfahrungen aus dem Reaktorunfall von Fukushima Daiichi im Jahr 2011 berücksichtigt worden sind. Zu den wesentlichen Änderungen, die in die Veröffentlichungen der Safety Requirements GSR Part 4 (Rev. 1), SSR-2/1 (Rev. 1) und SSR-2/2 (Rev. 1) aufgenommen wurden, gehören diejenigen, die sich auf schwere Störfälle und die Sicherheitsreserven beziehen, sowohl um extremen äußeren Einwirkungen zu widerstehen als auch, um Cliff-Edge-Effekte zu vermeiden. Diese Änderungen hatten Auswirkungen auf die Sicherheitsvorkehrungen in der Anlagenauslegung sowie auf den Anlagenbetrieb für alle Anlagenzustände, um schwere Störfälle zu bewältigen, die in der Level-2-PSA simuliert werden.

DS528 befasst sich mit den notwendigen technischen Merkmalen der Level-2-PSA und den Anwendungen sowohl für bestehende als auch für neue KKW. Durch die Überarbeitung des Safety Guides wird dessen Inhalt erweitert, um neue Überlegungen für die Level-2-PSA in spezifischen Bereichen, die mit ihr zusammenhängen, zu integrieren, z. B.:

- Modellierung zusätzlicher Sicherheitseigenschaften, die für auslegungsüberschreitende Zustände berücksichtigt werden,
- Modellierung des Einsatzes von nicht permanenten Einrichtungen und Systemen,
- Überlegungen zu Mehrblockanlagen und somit mehreren Quellterme,
- „Severe Accident Management“,
- ausführlichere Informationen über aktuelle Praktiken zur Berücksichtigung des Nicht-Leistungsbetriebs sowie von Einwirkungen von innen und von außen und deren Kombinationen im Rahmen der Level-2-PSA,
- ausführlichere Informationen über den neuesten Stand der Praktiken für den Umgang mit einem Fortschreiten der Kernschädigung und der Schädigung des Brennstoffs im Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente und den damit zusammenhängenden Phänomenen,
- ausführlichere Leitlinien zu menschlichen Faktoren für die Level-2-PSA,
- Erweiterung des Anwendungsbereichs des Safety Guides durch Bereitstellung praktischer Beispiele für die Anwendung der Level-2-PSA für verschiedene Reaktortechnologien, soweit dies möglich ist und
- Entwicklung und Anwendung von dynamischen und parametrischen Modellen.

Der Mehrwert des überarbeiteten Safety Guides soll darin bestehen, den Mitgliedstaaten umfassende, konsistente und aktuelle Empfehlungen für die Entwicklung und Anwendung einer Level-2-PSA für KKW zu geben.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die DPP von DS528 im Step 3 und Step 4 analysiert. Die wichtigsten Erkenntnisse betreffen die Ergänzungen, die eine PSA der Stufe 2 laut IAEO berücksichtigen sollte, nämlich:

- zusätzliche DEC-Einrichtungen,
- nicht dauerhaft installierte Einrichtungen,
- Multi-unit-/Multi-source-Problematik,
- Brennelementschäden im Lagerbecken,
- dynamische PSA.

DS529 „Investigation of Site Characteristics and Evaluation of Radiation Risks to the Public and the Environment in Site Evaluation for Nuclear Installations“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 5. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS529.

DS529 „Investigation of Site Characteristics and Evaluation of Radiation Risks to the Public and the Environment in Site Evaluation for Nuclear Installations“ ist eine Revision von NS-G-3.2, der im Jahr 2002 veröffentlicht wurde. Der Safety Guide NS-G-3.2 bedarf einer Aktualisierung, welche die folgenden Aspekte berücksichtigt:

- Änderungen der geltenden Sicherheitsanforderungen in SSR-1, SSR-3, SSR-4, GSR Part 3, GSR Part 4 (Rev. 1) und GSR Part 7;
- Überlegungen zur Schließung der Lücke zwischen der bestehenden Veröffentlichung und dem Stand der Technik in den IAEO-Mitgliedstaaten;
- Weiterentwicklung des Konzepts, der Methodik und der Verfahren zur Bewertung der von kerntechnischen Anlagen ausgehenden Strahlenrisiken für die Bevölkerung und die Umwelt, auch unter Berücksichtigung der jüngsten einschlägigen IAEO-Veröffentlichungen über die Dosisbewertung und die Bewertung der radiologischen Umweltauswirkungen von Anlagen und Tätigkeiten (insbesondere GSG-10 und die bevorstehende Aktualisierung von Safety Reports Series No. 19).

Der Anwendungsbereich des überarbeiteten Safety Guides soll sich auf folgende Bereiche erstrecken:

- Untersuchung der Standorteigenschaften einschließlich der Bevölkerungsverteilung
- Nutzung von Land und Wasser in der Region des Standorts der kerntechnischen Anlage
- Werte der natürlichen Hintergrundstrahlung
- Meteorologische, hydrologische und hydrogeologische Eigenschaften der Standortregion der kerntechnischen Anlage, die die Eingabedaten für die Bewertung der Strahlenrisiken für die Bevölkerung und die Umwelt bei kerntechnischen Anlagen liefern
- Anwendung der bestehenden IAEO-Leitlinien zur Bewertung der radiologischen Umweltauswirkungen (einschließlich der Analyse der Ausbreitung von Radionukliden in der Atmosphäre, der Analyse des Transports von Radionukliden in Oberflächen- und Grundwasser und der Bewertung der radiologischen Gesamtauswirkungen) bei der Standortbewertung

- Durchführbarkeit wirksamer Notfallschutzmaßnahmen
- Anwendung eines Managementsystems für diese Maßnahmen.

Der Anwendungsbereich des überarbeiteten Safety Guides soll auch auf die Dosisbewertung ausgeweitet werden und sich auf alle kerntechnischen Anlagen beziehen, wie sie im IAEA Safety Glossary definiert sind.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die DPP von DS529 im Step 3 und im Step 4 analysiert. Es wurden von der GRS noch zwei zusätzliche Sicherheitsanforderungen aus SSR-1, nämlich „Requirement 28: Monitoring of external hazards and site conditions“ und „Requirement 29: Review of external hazards and site conditions“ identifiziert, die bei der Erarbeitung des Entwurfs berücksichtigt werden sollten, um den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik abzubilden. Weitere Erkenntnisse bezogen sich auf Berücksichtigung neuerer Methoden und Techniken zur Auswertung von radiologischen Risiken, Datensammlung für die Auswertung des Standorts sowie Notwendigkeit der Unterscheidung zwischen Kernkraftwerken und anderen nuklearen Anlagen.

DS531 „Geotechnical Aspects in Site Evaluation and Design of Nuclear Installations“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 5. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS531.

DS531 „Geotechnical Aspects in Site Evaluation and Design of Nuclear Installations“ ist die Revision von NS-G-3.6, welcher bereits 2004 veröffentlicht wurde, um Empfehlungen für den Umgang mit geotechnischen Aspekten der KKW-Sicherheit zu geben, die den 2003 veröffentlichten Safety Requirement NS-R-3 „Site Evaluation for Nuclear Installations“ entsprechen. Diese Anforderungen wurden jedoch 2016 als NS-R-3 (Rev. 1) überarbeitet und 2019 durch die Specific Safety Requirements SSR-1 „Site Evaluation for Nuclear Installations“ abgelöst.

In den letzten Jahrzehnten waren mehrere KKW von seismisch bedingten geotechnischen Ereignissen betroffen, und als Reaktion auf diese Ereignisse wurden Gegenmaßnahmen ergriffen:

- Im Jahr 2007 kam es im KKW Kashiwazaki Kariwa in Japan infolge des Erdbebens von Chuetsu Oki zu starken Bodensenkungen des Fundaments, die einen Brand

auslösten und die Funktion des nicht für Notfälle bestimmten internen elektrischen Transformators beeinträchtigten.

- Im Jahr 2011 brachte ein durch das Tohoku-Erdbeben ausgelöster Hangrutsch einen Fernleitungsmast zum Einsturz, was zu einem Notstromfall in den Blöcken 5 und 6 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi in Japan führte.

Darüber hinaus haben einige Länder, die in die Kernenergie einsteigen, keine andere Wahl, als Standorte mit weichen Böden zu wählen, die möglicherweise einen Bodenaustausch erfordern. Auch in Gebieten mit Permafrostböden wird von ungünstigen Bodenverschiebungen infolge des Klimawandels berichtet.

Dieser überarbeitete Safety Guide soll NS-G-3.6 verbessern und ersetzen, indem er die neuesten Erkenntnisse und Erfahrungen aus den Mitgliedstaaten und die Lehren aus geotechnischen Ereignissen einbezieht und den Anwendungsbereich von KKW's auf alle Arten von kerntechnischen Einrichtungen unter Verwendung eines abgestuften Ansatzes erweitert.

Hauptziel des überarbeiteten Safety Guide ist es, Empfehlungen zu geben, wie die geltenden Anforderungen aus SSR-1, SSR-2/1 (Rev. 1), SSR-3, SSR-4 und GSR Part 2 in Bezug auf geotechnische Aspekte für kerntechnische Einrichtungen erfüllt werden können. Das zweite Ziel besteht darin, die Leitlinien an den aktuellen internationalen Stand der Praxis in den Mitgliedstaaten anzupassen, wie zum Beispiel an Folgendes:

- Methoden zur Berücksichtigung von Phänomenen wie Setzungen, Hebungen und Hangversagen;
- verbesserte Bewertungsmethoden für die Beurteilung des Gefährdungspotenzials und der Folgen von Verflüssigung sowie Methoden zur Bestimmung der dynamischen Eigenschaften des Bodens, die für die Bewertung der Standortantwort und der Boden-Bauwerk-Interaktion verwendet werden;
- Berücksichtigung von Standorten auf weichen Böden am Wasser;
- Methoden zur Standortverbesserung bei ungünstigen Bedingungen;
- Berücksichtigung von Phänomenen im Zusammenhang mit Wasserströmen und dem Einfluss menschlicher Tätigkeiten auf Erdstrukturen, Bodenfundamente und Bodensenkungen.

Der Leitfaden soll sowohl für bestehende als auch für neue Anlagen, einschließlich kleiner modularer Reaktoren, anwendbar sein. Er wird geotechnische Aspekte behandeln, die für die Sicherheit kerntechnischer Anlagen von Bedeutung sind.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die DPP von DS531 im Step 3 und Step 4 analysiert. Die wichtigsten Ergebnisse sind, dass es notwendig ist,

- neu gewonnene Erkenntnisse (lessons learned) von geotechnischen Ereignissen zu beachten,
- die Anwendung des abgestuften Ansatzes (graded approach) zu berücksichtigen,
- Besonderheiten bei SMR zu diskutieren.

DS532 „Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 4. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS532.

DS532 „Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation“ ist die Revision der SSR-2/2 (Rev. 1), die im Jahr 2016 veröffentlicht wurde. Die damalige Überarbeitung von SSR-2/2 wurde auf der Grundlage von Informationen durchgeführt, die durch den Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi zur Verfügung standen und sich überwiegend auf die Bereiche periodische Sicherheitsüberprüfung und Rückfluss von Betriebserfahrungen, Notfallvorsorge, anlageninterner Notfallschutz, Brandschutz, Langzeitbetrieb einschließlich Alterungsmanagement, nicht strahlenbezogene Sicherheit bezogen.

In der Zwischenzeit hat es weitere bedeutende Sicherheitsverbesserungen bei der Inbetriebnahme und dem Betrieb von Kernkraftwerken gegeben. Die wichtigsten Gründe für die vorgeschlagene Änderung sind die folgenden:

- SSR-2/2 (Rev. 1) deckt Bereiche wie Unternehmensführung und Überwachung, unabhängige Aufsicht, Risikomanagement, Wissensmanagement, gestaffeltes Sicherheitskonzept während des Betriebs, Betriebsverbesserungen, Vorbereitungen auf Pandemie-Situationen, Kontrolle der Kernkühlung und der Kühlung der Brennstofflager nicht ausreichend ab.
- Seit 2011 sind mehrere Publikationen der IAEO in der Reihe der General Safety Requirements veröffentlicht worden und es ist notwendig, SSR-2/2 (Rev. 1) mit diesen in Einklang zu bringen, nämlich GSR Part 2 „Leadership and Management for Safety“, GSR Part 3 „Radiation Protection and Safety of Radiation Sources:

International Basic Safety Standards“ und GSR Part 7 „Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency“.

- Zusätzliche Erkenntnisse und Beiträge wurden durch die Entwicklung eines internationalen Konsenses zu Themen gewonnen, die in mehreren kürzlich herausgegebenen Safety Guides behandelt werden, nämlich SSG-48 „Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation for Nuclear Installations“, SSG-50 „Operating Experience Feedback for Nuclear Installations“ und SSG-54 „Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants“ sowie mehrere eng verwandte Safety Guides zum Betrieb von Kernkraftwerken, die voraussichtlich im Jahr 2022 veröffentlicht werden.
- Organisationen wie die WANO haben ihre „Performance Objectives and Criteria“ in den Jahren 2013 und 2019 aktualisiert. Die Beiträge der WANO und anderer gleichgesinnter Organisationen sollten ebenfalls berücksichtigt werden, um sicherzustellen, dass die Veröffentlichung der Safety Requirements für die Nuklearindustrie relevant bleibt.

DS532 schlägt eine vollständige Überarbeitung von SSR-2/2 (Rev1) vor. Der genaue Umfang der Überarbeitung wird durch weitere Beratungen festgelegt. Im Hinblick auf die Bewertung der Anwendbarkeit der IAEO-Sicherheitsleitfäden auf SMR soll die Technologieneutralität der Anforderungen berücksichtigt werden.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die DPP von DS532 im Step 3 und Step 4 analysiert. Erkannt wurde dabei insbesondere der fehlende Hinweis auf die rechtzeitige Umsetzung von praktisch durchführbaren sicherheitstechnischen Verbesserungen.

DS533-NST067 „Management of the interfaces between safety and nuclear security“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 5. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter https://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS533-NST067.

DS533-NST067 „Management of the interfaces between safety and nuclear security“ ist ein neues Dokument.

Empfehlungen zu bestimmten technischen Aspekten der Schnittstellen zwischen Sicherheit und Sicherung (d. h., wie der physische Schutz bei der Umsetzung von Sicherheitsmaßnahmen berücksichtigt werden sollte) sind in verschiedenen Safety Guides

enthalten. Ebenso werden bestimmte technische Aspekte der Sicherheitsschnittstellen mit der Sicherung (d. h., wie die Sicherheit bei der Umsetzung von Sicherungsmaßnahmen berücksichtigt werden sollte) in verschiedenen Implementing Guides und Technical Guidance-Veröffentlichungen behandelt. Außerdem gibt es mehrere Veröffentlichungen, die sich mit technischen Aspekten der Schnittstellen zwischen Sicherheit und Sicherung befassen. Es gibt jedoch derzeit keine Veröffentlichung innerhalb der IAEA Safety Standards Series oder der IAEA Nuclear Security Series, die Anleitungen für das Management der Schnittstellen zwischen Sicherheit und Sicherung aus einer übergreifenden Perspektive bietet.

Ziel dieses neuen Sicherheitsleitfadens ist es, zwischen Maßnahmen im Zusammenhang mit der Sicherheit und der Sicherung zu unterscheiden und eine übergreifende Anleitung für den Umgang mit den Schnittstellen zwischen Sicherheit und Sicherung zu geben, um sicherzustellen, dass Sicherheitsmaßnahmen und Sicherungsmaßnahmen auf koordinierte Weise und unter Verwendung eines abgestuften Konzepts konzipiert und umgesetzt werden. Dies soll eine wirksamere und effizientere Umsetzung der einschlägigen Sicherheitsanforderungen der IAEA Safety Standards Series und der Empfehlungen der IAEA Nuclear Security Series erleichtern.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die DPP von DS533- NST067 im Step 3 und Step 4 analysiert. Dieser Safety Guide sollte aus Sicht der GRS genutzt werden, um den europäischen Konsens, bestehend aus Empfehlungen aus dem WENRA-Report „Interfaces between Nuclear Safety and Nuclear Security“ von 2019, auch international zu verankern. Andererseits hat sich der Fokus des Dokuments im Laufe seiner Entwicklung vom Step 3 zum Step 4 deutlich verschoben und die technischen Aspekte der Schnittstellen zwischen Sicherheit und Sicherung sind nicht mehr Bestandteil des Entwurfs.

DS534 „Protection Strategy for a Nuclear or Radiological Emergency“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 4. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS534.

DS534 „Protection Strategy for a Nuclear or Radiological Emergency“ ist ein neues Dokument, welches Mitgliedsstaaten Empfehlungen für die Entwicklung, Begründung und Optimierung sowie Umsetzung einer Schutzstrategie für einen nuklearen oder radiologischen Notfall geben soll.

Obwohl in der Reihe der EPRéSC-Normen technische Leitlinien zur Schutzstrategie für einen nuklearen oder radiologischen Notfall oder zu verschiedenen damit zusammenhängenden Aspekten (z. B. Betriebskriterien) zur Verfügung stehen, wurden das Konzept der Schutzstrategie, ihre Entwicklung, Begründung und Optimierung, wie sie in den neuesten IAEA Safety Standards gefordert werden, auf der Ebene der Safety Guides noch nicht ausführlich genug behandelt.

Aufgrund des Umfangs des Themas und des aktuellen Stands der EPRéSC-Normen besteht die Notwendigkeit, dieses Thema in einem neuen Safety Guide zu behandeln, dessen Ziel es ist, den Mitgliedstaaten Empfehlungen für die Entwicklung, Begründung und Optimierung sowie die Umsetzung einer Schutzstrategie für einen nuklearen oder radiologischen Notfall zu geben. Dabei geht es um das Gesamtkonzept der Schutzstrategie sowie um die Anwendung von Referenzwerten, allgemeinen Kriterien und betrieblichen Kriterien im Rahmen der Schutzstrategie.

Dieser Safety Guide soll für jeden nuklearen oder radiologischen Notfall gelten, der im Zusammenhang mit einer Anlage, einer Tätigkeit oder einer Strahlenquelle auftreten kann, unabhängig von der Ursache.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die DPP von DS534 im Step 3 und im Step 4 analysiert. Dabei wurde deutlich, dass der Safety Guide keine detaillierten Empfehlungen und Anleitungen zu allgemeinen und betrieblichen Kriterien (z. B. Beobachtungswerte, Notfall-Eingreifrichtwerte und betriebliche Eingreifrichtwerte) zur Verwendung bei der Notfallvorsorge und beim Notfallschutz enthalten soll, auch wenn diese ein Teil der Schutzstrategie sind. Detaillierte Empfehlungen und Anleitungen zu Kriterien sind in GSG-2 enthalten, der derzeit überarbeitet wird.

DS535 „Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 4. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS535.

DS535 „Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants“ ist die Revision von SSG-25, der im Jahr 2013 veröffentlicht wurde. Der Sicherheitsleitfaden gibt Empfehlungen für die Durchführung einer periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) für ein bestehendes KKW, um festzustellen, ob dieses mit den aktuellen Anforderungen und den entsprechenden Empfehlungen der bestehenden IAEA-Sicherheitsstandards übereinstimmt.

Anforderung 12 von „IAEO Safety Standards Series No. SSR-2/2 (Rev. 1), Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation“ fordert die regelmäßige Durchführung einer umfassenden, integrierten Sicherheitsüberprüfung, die gemeinhin als „periodische Sicherheitsüberprüfung“ (PSÜ) bezeichnet wird. Diese stützt sich auf ein systematisches und umfassendes Verfahren, bei dem aktuelle Standards und technologische Entwicklungen berücksichtigt werden, um die fortdauernde Tragfähigkeit der Genehmigungsgrundlage des Kraftwerks unter Berücksichtigung der kumulativen Aspekte neuer nationaler und internationaler Standards, sich ändernder behördlicher Anforderungen, der Alterung der Anlage, der Betriebserfahrung und der technologischen Entwicklung zu gewährleisten. Die PSÜ bietet somit eine wirksame Möglichkeit, sich einen Gesamtüberblick über die tatsächliche Sicherheit der Anlage und die Qualität der Sicherheitsdokumentation zu verschaffen und vernünftigerweise durchführbare Änderungen im Hinblick auf die Einhaltung der geltenden Normen festzulegen, um die Sicherheit der Anlage durch eine weitere Verringerung der Wahrscheinlichkeit und der möglichen Folgen von Unfällen zu erhöhen.

In einigen Mitgliedstaaten wird die PSÜ zur Unterstützung der Entscheidungsfindung über die befristete Genehmigung des Weiterbetriebs verwendet. Die PSÜ kann hierbei eine Bewertung der Sicherheitsfaktoren im Zusammenhang mit dem Betrieb über die ursprünglich geplante oder genehmigte Lebensdauer hinaus liefern, die üblicherweise als „Langzeitbetrieb“ bezeichnet wird. Zu diesen Sicherheitsfaktoren gehören unter anderem die Sicherheit der Anlagenauslegung, der Ist-Zustand der sicherheitsrelevanten technischen Einrichtungen, die Alterung und die Qualifizierung der technischen Einrichtungen.

Zweck dieses Safety Guide ist es, Empfehlungen und Leitlinien für die Durchführung einer PSÜ für ein bestehendes Kernkraftwerk zu geben, um festzustellen, ob diese mit den aktuellen Anforderungen und den entsprechenden Empfehlungen in den bestehenden IAEO-Sicherheitsstandards übereinstimmen.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die DPP der Steps 3 und 4 von DS535 analysiert. Die wichtigsten Erkenntnisse bezogen sich auf die Notwendigkeit der Identifizierung von Verbesserungsmaßnahmen für die Sicherheit während eines Langzeitbetriebs sowie auf das Wissensmanagement.

DS536 „Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 3. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS536.

DS536 „Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants“ ist zum Teil eine Revision von NS-G-1.2, der bereits 2011 veröffentlicht wurde.

Die Empfehlungen in NS-G-1.2 konzentrierten sich hauptsächlich auf die deterministische Sicherheitsanalyse, die probabilistische Sicherheitsbewertung und die technischen Aspekte der für die Sicherheit von Kernkraftwerken wichtigen Punkte. Dieser Safety Guide wurde durch IAEA Safety Standards Series Nos GSR Part 4, Safety Assessment for Facilities and Activities (Revision GSR Part 4 (Rev. 1)) und SSG-2, Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants (Revision SSG-2 (Rev. 1)) abgelöst.

Darüber hinaus wurden die IAEA Safety Standards Series Nos SSG-3, Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, und SSG-4, Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, erarbeitet, um Empfehlungen für die Entwicklung und Anwendung von Level-1- und Level-2-PSA für KKW zu geben.

Infolge dieser Entwicklungen enthalten die IAEA Safety Standards Empfehlungen für die Durchführung probabilistischer Sicherheitsbewertungen und deterministischer Sicherheitsanalysen, jedoch nicht für die Sicherheitsbewertung und -überprüfung ingenieurtechnischer Aspekte von sicherheitsrelevanten Einrichtungen von KKW aus Sicht der Auslegung.

Der vorgeschlagene neue Safety Guide zielt darauf ab, Empfehlungen zur Erfüllung der in GSR Part 4 (Rev. 1) festgelegten Anforderungen an die Durchführung eines umfassenden und übergreifenden Sicherheitsbewertungs- und -überprüfungsprozesses in Bezug auf technische Aspekte von sicherheitsrelevanten Einrichtungen von KKW zu geben. Die Empfehlungen zielen ab auf die Überprüfungsphasen für die Genehmigung, der Errichtung, der Änderung und des Betriebs neuer KKW sowie auf die Neubewertung der Sicherheit bestehender KKW im Rahmen regelmäßiger Sicherheitsüberprüfungen (z. B. durch die Einbeziehung von Betriebserfahrung, Forschungsergebnissen und technischen Entwicklungen, Verbesserungen im Zusammenhang mit Alterungseffekten sowie

Inspektionen, Tests, Überwachungs- und Instandhaltungsaktivitäten, Änderungen der Standortumgebung und neue aufsichtsbehördliche Anforderungen).

Darüber hinaus sollen sich die in diesem Safety Guide gegebenen Empfehlungen auf die Bewertung und Überprüfung der Einhaltung der in SSR-2/1 (Rev. 1) und SSR-2/2 (Rev. 1) festgelegten Anforderungen an die Auslegung und den Betrieb sicherheitsrelevanter Einrichtungen von KKW, der in GSR Part 3 festgelegten Anforderungen an den Strahlenschutz sowie der in SSR-1 festgelegten Anforderungen an den Schutz sicherheitsrelevanter Einrichtungen vor Gefährdungen durch Standorteigenschaften, konzentrieren.

Es wird erwartet, dass der Safety Guide die Einheitlichkeit bei der Durchführung der Sicherheitsbewertung und der Überprüfung der Auslegung der technischen Aspekte von sicherheitsrelevanten Einrichtungen von KKW fördern wird.

Darüber hinaus bietet dieser Safety Guide einen einheitlichen Rahmen zur Erleichterung von aufsichtsbehördlichen Überprüfungen und unabhängigen Reviews oder Peer Reviews (z. B. Technical Safety Review - TSR) der Sicherheitsbewertung und ihrer Anwendungen.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS den DPP des Step 3 von DS536 analysiert. Die wichtigsten Erkenntnisse bezogen sich auf die Notwendigkeit, die weiteren Themen des abgelösten NS-G-1.2, wie beispielsweise Auswahl der Werkstoffe und Alterungsmechanismen, zu berücksichtigen sowie die Anwendbarkeit auf SMR und innovative Reaktorkonzepte zu prüfen.

DS537 „Safety Demonstration of Innovative Technology in Reactor Designs“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 5. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS537.

DS537 „Safety Demonstration of Innovative Technology in Reactor Designs“ ist ein neues Dokument, das die technischen Aspekte des Sicherheitsnachweises von Reaktorkonzepten mit innovativen Technologien behandelt. Der Safety Guide soll sich auf Bereiche konzentrieren, in denen bestehende Sicherheitsleitfäden nicht gelten oder nicht ausreichen, um bestimmte Aspekte im Zusammenhang mit den innovativen Technologien zu behandeln. Im Allgemeinen umfasst dies u. a. Methoden zur Identifizierung von

Wissenslücken, zur Untersuchung von Unsicherheiten sowie Anwendung allgemeiner Ansätze zu dessen Behebung. Im Einzelnen werden die Entwicklung allgemeiner Erwartungen an die Auslegung, Mittel zur Erfassung der Daten für die Sicherheitsanalyse, die Modellierung und Validierung von Simulationscodes, die Herstellung, Konstruktion und Tests vor dem Betrieb sowie Alterung, Abfallentsorgung und Außerbetriebsetzung im Kontext von innovativen Technologien thematisiert.

Der Safety Guide soll sich mit den notwendigen technischen Aspekten des Sicherheitsnachweises von Reaktorkonzepten, bei denen innovative Technologien zum Einsatz kommen, befassen und soll die Bereiche Sicherheit der Auslegung und Sicherheitsbewertung abdecken, wobei Fragen der Lebensdauer und potenzielle Schnittstellen zwischen Sicherheit, Sicherung und Schutzmaßnahmen bei der Auslegung berücksichtigt werden sollen. Er soll auch die spezifischen Aspekte der Konstruktion und Herstellung abdecken, die mit dem Sicherheitsnachweis zusammenhängen, einschließlich spezifischer Fragen im Zusammenhang mit der ersten Anlage ihrer Art (first of a kind – FOAK).

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die DPP der Steps 3 und 4 von DS537 analysiert. Die wichtigsten Erkenntnisse sind:

- die Notwendigkeit, eine spezifische Strategie zur Gewährleistung der Sicherheit von innovativen Sicherheitsmerkmalen sowie die Entwicklung von Bewertungskriterien für die Sicherheitsanalyse zu erarbeiten;
- die Notwendigkeit, spezifische Empfehlungen für verschiedene Herausforderungen bei der Bewertung innovativer Technologien zu ergänzen;
- die Feststellung, dass sowohl bei Demonstrationsreaktoren als auch bei beschleunigergetriebenen Anlagen (accelerator driven systems) keine spezifischen Regelwerksabgrenzungen zu den Forschungsreaktoren vorgenommen wurden.

DS539 „Licensing Process for Nuclear Installations“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 5. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS539.

DS539 „Licensing Process for Nuclear Installations“ ist die Revision von SSG-12, der im Jahr 2010 veröffentlicht wurde. Der Safety Guide gibt Empfehlungen für die Entwicklung des Genehmigungsverfahrens für kerntechnische Anlagen, insbesondere für Aufsichtsbehörden. Bei der Revision berücksichtigt werden sollen vor allem die im Jahr 2016 revidierte Fassung der GSR Part 1 und die beiden im Jahr 2018 veröffentlichten Leitfäden

GSG-12 und GSG-13, die Empfehlungen zur Organisation der Aufsichtsbehörde und ihrer Aufsichtsfunktionen enthalten. Die Überarbeitung des Safety Guide erweitert dessen Inhalt um aktualisierte Überlegungen zu neu vorgeschlagenen Reaktoreinsatzmodellen, insbesondere zu kleinen modularen Reaktoren (SMR), und befasst sich mit spezifischen Fragen wie der Beladung mit Brennstoff am Herstellungsort und dem Transport an den endgültigen Bestimmungsort in einem anderen Staat. Unter „Einsatzmodell“ ist die Herangehensweise an den Einsatz eines SMR zu verstehen, die sich auf die allgemeinen Fragen der Eigentümerschaft eines SMR, die Verantwortung für die Lebensdauer des SMR einschließlich Betrieb, Stilllegung und Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle sowie die Verantwortung für die Haftung für nukleare Schäden im Falle eines nuklearen Unfalls auswirken wird.

Es soll zudem geprüft werden, ob Änderungen oder Anpassungen des Genehmigungsverfahrens im Falle der Genehmigung von Reaktoren, welche die ersten ihrer Art darstellen (first of a kind – FOAK) erforderlich sind. Darüber hinaus hat der Unfall in Fukushima Daiichi, der sich nach der Veröffentlichung von SSG-12 ereignet hat, Erkenntnisse darüber gebracht, wie wichtig ein robustes Genehmigungsverfahren durch die Aufsichtsbehörden ist. Diese Erkenntnisse wurden von zahlreichen Staaten genutzt, um die Genehmigungspraxis zu verbessern, und sollen in diesem Safety Guide verankert werden.

Dem Safety Guide sollen neue Anhänge mit Empfehlungen hinzugefügt werden, die es den Aufsichtsbehörden verschiedener Staaten, die an der Genehmigung der gleichen Anlage beteiligt sind, erleichtern sollen, zusammenzuarbeiten, um Doppelarbeit bei der Regulierung zu vermeiden und gleichzeitig die Unabhängigkeit und das Niveau der Sorgfaltspflicht zu wahren. Die Empfehlungen sollen auch angewandt werden können, um den Regulierungsaufwand für Anlagentypen zu verringern, die von der Regulierungsbehörde eines Staates genehmigt worden sind und für die eine Genehmigung in einem anderen Staat beantragt wird.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die DPP der Steps 3 und 4 von DS539 analysiert. Die wichtigsten Erkenntnisse beziehen sich auf Änderungen, um angemessene Empfehlungen für Sicherheitsanforderungen bei der Genehmigung von Forschungsreaktoren und Anlagen des Brennstoffkreislaufes sowie Zwischenlagern zu erhalten, u. a. durch Anwendung eines gestaffelten Ansatzes (graded approach).

DS541 „Assessment of Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 5. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS541.

DS541 „Assessment of Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations“ ist die erste Revision des SSG-18, der im Jahr 2011 veröffentlicht wurde.

Da die aktuelle Version dieses Safety Guide bereits gedruckt war, als sich das große ostjapanische Erdbeben und der Tsunami im Jahr 2011 ereigneten, hat die IAEO seinerzeit beschlossen, dass die Lehren aus der Untersuchung des Unfalls im KKW Fukushima in einer revidierten Version dieses Safety Standard berücksichtigt werden sollen. Darüber hinaus hat in der Zwischenzeit die External Events Safety Section der IAEO mehrere einschlägige Sicherheitsstandards und Safety Guides aktualisiert und jeweils um die folgenden Aspekte ergänzt:

- Unsicherheiten bei der Abschätzung von Einwirkungen,
- Sicherheitsreserven zur Abdeckung auslegungsüberschreitender Einwirkungen von außen,
- Berücksichtigung der Kombination mehrerer Einwirkungen.

Die aktuelle Überarbeitung des SSG-18 zielt darauf ab, dass er mit den aktualisierten Sicherheitsanforderungen und den zugehörigen technischen Dokumenten kompatibel ist. Dabei werden auch die jüngsten Fortschritte in der Forschung und Entwicklung zur Abschätzung der Tsunamigefahr berücksichtigt.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die DPP von DS541 im Step 3 und im Step 4 analysiert. Die wichtigsten Ergebnisse sind, dass es notwendig ist,

- weitere Gefährdungsarten, zusätzlich zu Tsunamis, zu beachten,
- neben den gemessenen Daten Ergebnisse aus meteorologischen Modellen zu berücksichtigen und
- den Zusammenhang zwischen auslegungsüberschreitenden externen Ereignissen und Sicherheitsreserven zu diskutieren.

DS543 „Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 20xx Edition – SSR-6 (Rev. 2)“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 5. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS543.

DS543 „Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 20xx Edition – SSR-6 (Rev. 2)“ ist die Revision der SSR-6 (Rev. 1) und damit die zweite Revision der SSR-6.

Die IAEO-Unterlage SSR-6 betrifft den Transport von radioaktivem Material auf allen Verkehrsträgern zu Lande, zu Wasser und in der Luft. Die Beförderung umfasst alle Vorgänge und Bedingungen, die mit der Beförderung radioaktiver Stoffe verbunden und an ihr beteiligt sind; dazu gehören die Konstruktion, Herstellung, Wartung und Reparatur von Verpackungen sowie die Vorbereitung, der Versand, das Verladen, die Beförderung einschließlich der Zwischenlagerung, das Entladen und der Empfang von Ladungen radioaktiver Stoffe und Versandstücken am endgültigen Bestimmungsort.

Themen der aktuellen Überarbeitung betreffen u. a. den Anwendungsbereich der SSR-6, Frachtcontainer, A₁- und A₂-Werte, neue Transportbehälter, Dosisraten unter normalen Transportbedingungen, den Ablauf der Genehmigungsbescheinigung und die Harmonisierung mit den UN Model Regulations.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die DPP von DS543 im Step 3 und im Step 4 analysiert. Dabei wurden insbesondere zusätzliche IAEO-Sicherheitsleitfäden identifiziert (SSG-16 (Rev.1) und SSG-44), die bei der Erarbeitung des Entwurfs berücksichtigt werden sollten, um den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik abzubilden.

DS546 „Ageing Management and Maintenance of Radioactive Material Transport Packages“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 5. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS546.

DS546 „Ageing Management and Maintenance of Radioactive Material Transport Packages“ ist ein neues Dokument.

Ziel der vorgeschlagenen Veröffentlichung ist es, einen Leitfaden für die Erfüllung der Anforderungen von SSR-6 (Rev.1) in Bezug auf den „Versand nach der Lagerung“ zu

erstellen. Mit Hilfe dieses Safety Guide soll die Sicherheit von Behältern (z. B. mechanische Eigenschaften, Dekontamination) vor dem Transport gewährleistet werden. Hierzu dienen u. a. Prüfungen und Kontrollen während der Lagerung, die notwendig sind, um die Transportfähigkeit nach der Lagerung zu verifizieren. Verschiedene Alterungsmechanismen für alle Arten von Versandstücken sollen berücksichtigt werden, wobei ein abgestuftes Vorgehen in Anlehnung an SSR-6 vorgesehen ist. Darüber hinaus soll dieser Leitfaden Hinweise zur Erstellung von Wartungsanweisungen und zur Durchführung von Inspektionen beinhalten.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die DPP von DS546 im Step 3 und im Step 4 analysiert. Die wichtigsten Erkenntnisse beziehen sich auf die Notwendigkeit der Präzisierung der Schnittstelle zwischen Wartung und Alterung sowie die Erhöhung der Anforderungen an die Sicherheit der Transportbehälter.

NST070 „Information Security for Nuclear Security“

Status: Der Entwurf befindet sich derzeit im Step 4. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter https://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/NST070.

NST070 „Information Security for Nuclear Security“ ist die Revision von NNS No. 23-G, veröffentlicht im Jahr 2015.

Die aktualisierten Leitlinien von NST070 sollen für die Informationssicherheit im Bereich der nuklearen Sicherung gelten, die sich auf Elemente des Systems der nuklearen Sicherung eines Staates bezieht, wie z. B. den physischen Schutz von Kernmaterial und kerntechnischen Anlagen, die Sicherung von radioaktivem Material und zugehörigen Anlagen und Tätigkeiten sowie die Erkennung von und die Reaktion auf Ereignisse der nuklearen Sicherung. In NST070 sollen auch die Schnittstellen der Informationssicherheit für die nukleare Sicherung mit der nuklearen Sicherheit behandelt werden. Der Anwendungsbereich dieses Sicherheitsentwurfs umfasst sensible Informationen, deren Kompromittierung die nukleare Sicherung und/oder die nukleare Sicherheit beeinträchtigen könnte. Darüber hinaus bezieht sich NST070 auf Leitlinien für die Sicherheit der Untergruppe der sensiblen Informationsgüter, die auch digitale Güter sind (d. h. computergestützte Systeme), wie sie in Nuclear Security Fundamentals NSS Nr. 20 und Nuclear Security Recommendations Nr. 13, 14 und 15 formuliert sind.

Im Rahmen des Vorhabens hat die GRS die DPP von NST070 im Step 3 und im Step 4 untersucht.

Es wurden mehrere IAEO-Sicherheitsleitfäden identifiziert (insbesondere SSG-37, SSG-39, NSS No. 42-G, NSS No. 17-T), die bei der Erarbeitung des Entwurfs berücksichtigt werden sollten, um den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik abzubilden.

Medium-Term Plan

Im Rahmen des Arbeitspakets wurde auch der Fortschritt der Entwicklung des „IAEO Updated Living Medium-Term Plan for the Safety Standards“ (kurz Medium-Term Plan) verfolgt, in welchem das mittelfristige Vorgehen bei der Überarbeitung von bestehenden und der Erarbeitung von neuen Leitfäden festgehalten wird. Bei der Analyse von Vorschlägen zum Medium-Term Plan im 3. Quartal 2022 wurden folgende Themen mit Regelwerksbedarf identifiziert:

- Prävention, Identifizierung und Verwaltung von CFSI (gefälschte, betrügerische und verdächtige Artikel)
- Regelwerk zu technischen Aspekten der nuklearen Sicherheit und Schnittstellen zur nuklearen Sicherheit
- Passive Sicherheitssysteme – aktive Sicherheitssysteme, deren Validierung/Sicherheitsbewertung
- Beschleunigergetriebene Systeme (ADS)
- Stilllegung: Sicherheitsbewertung von Gefahren in KKW und weiteren kerntechnischen Anlagen
- Interne Auswirkungen, Feuer: Berechnung des Feuerwiderstands im Design
- Regelwerk zur Stilllegung von SMR

Bei einer weiterführenden Untersuchung im 1. Quartal 2023 wurden mögliche künftige Themen, die im Rahmen des Medium-Term Plan als mittelfristig durchzuführende Revisionsprojekte angesehen werden, hinsichtlich der Dringlichkeit ihrer Überarbeitung untersucht:

- Die vier SSGs zur Auslegung von KKW, die derzeit im Rahmen der NUSSC für die Überarbeitung vorgesehen sind (SSG-52, SSG-53, SSG-56 und SSG-63), wurden hinsichtlich der Anwendbarkeit für neuartige Reaktorkonzepte und SMR untersucht. Bei der Untersuchung des aktuellen Standes und des Fortschritts dieser

Reaktorkonzepte wurde festgestellt, dass sie sich meist in einem frühen Stadium der Entwicklung/Genehmigung befinden und die Überarbeitung daher zunächst aufgeschoben werden könnte.

- In Anbetracht der geplanten Revisionen wurden die Sicherheitsanforderungen der SF-1, SSR-1 und SSR-2/1 untersucht. Für die SF-1 wird eine Zuordnung zur langfristigen Planung als vorteilhafter identifiziert. Für die SSR-1 wurde eine Abhängigkeit der Dringlichkeit von der Anwendbarkeit und dem Maß der Abdeckung durch das neue TECDOC Handbook for Site Selection and Evaluation untersucht. Ist hier eine hinreichende Überschneidung gegeben, kann die Überarbeitung der SSR-1 verschoben werden. Für die SSR-2 wird ein technologieneutraler Ansatz vorgeschlagen, die dafür notwendigen Ressourcen und Kompetenzen in der IAEO werden jedoch als fraglich angesehen.

Weiterhin wurde die Dringlichkeit von möglichen neuen Themen (Prävention, Identifizierung und Management von CFSI (Counterfeit, Fraudulent or Suspect Items) und der Validierung/Bewertung von passiven Sicherheitssystemen) für die mittelfristige Planung untersucht.

Generische Themen

Auch generische Themen, die nicht direkt auf einzelne Entwürfe von Sicherheitsleitfäden zurückzuführen sind, wurden untersucht. Dabei handelt es sich um übergeordnete Themen, die sich auf den allgemeinen Entwicklungsprozess der IAEO-Sicherheitsleitfäden beziehen. Hier sind im Zeitraum des Vorhabens vor allem zwei Themen zu nennen:

- Generell war im 4. Quartal 2020 ein Trend zu beobachten, dass seitens der IAEO verstärkt versucht wurde, kurzfristig Empfehlungen zum Umgang mit Epidemien und Pandemien in die IAEO Safety Standards zu implementieren. Dies war grundsätzlich vor dem Hintergrund der zu diesem Zeitpunkt anhaltenden COVID-19-Pandemie nachvollziehbar, jedoch waren viele Empfehlungen nicht allgemein, sondern sehr spezifisch für die aktuelle Pandemielage mit ihren charakteristischen Infektionswegen formuliert. Aus GRS-Sicht sollten zunächst die Erkenntnisse aus der aktuellen Pandemie ausgewertet und weitere potenzielle epidemische bzw. pandemische Lagen mit unterschiedlichen Infektionswegen betrachtet werden, bevor entsprechende allgemeingültige Empfehlungen in die IAEO Safety Standards aufgenommen werden.
- Im Mai 2022 leitete das IAEO-Sekretariat eine Überprüfung des SPESS-B-Prozesses für die Entwicklung von Sicherheitsleitfäden und Sicherheitsleitlinien ein,

um mögliche Verbesserungen in Bezug auf seine Effizienz, seine Effektivität bei der Konsensbildung und die Qualität der Ergebnisse zu ermitteln. Im Rahmen der Untersuchungen der GRS wurden mehrere Optimierungsmöglichkeiten identifiziert.

6 Erkenntnisse zu Entwicklungen der nuklearen Sicherheit aus internationalen Arbeitsgruppen (AP 5)

6.1 Zielsetzung

In diesem Arbeitspaket erfolgte die Verfolgung des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik durch die aktive Mitarbeit in internationalen Arbeitsgruppen der OECD/NEA, der IAEO und des WWER Regulators Forum. Die aktive Mitarbeit diene der Aufrechterhaltung, dem Weiterausbau und der Vorhaltung der GRS-Expertise im wissenschaftlich-technischen Bereich. Diese Arbeiten tragen dazu bei, dass die GRS langfristig sicherstellen kann, zu verschiedenen Themen kurzfristig aussagefähig zu sein und das BMUV unter Berücksichtigung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik beraten zu können.

6.2 Teilnahmen an Arbeitsgruppen der OECD/NEA

Durch die Mitarbeit in den CSNI-Gremien und -Gruppen WGIAGE (Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures) und deren Untergruppen Metal, Concrete und Seismic, WGEV (Working Group on External Events) sowie WGRISK (Working Group on Risk Assessment) sind die Sachverständigen der GRS in der Lage, den Stand von Wissenschaft und Technik zu ausgewählten Themen an führenden Industrienationen zu ermitteln. Dadurch bleibt die GRS weiterhin kompetent und aussagefähig zu aktuellen sicherheitstechnischen Fragestellungen. Im Rahmen dieses Projekts haben sich die nachfolgenden Arbeiten und Erkenntnisse ergeben.

6.2.1 CSNI Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures (WGIAGE)

Im Zeitraum des Forschungsvorhabens erfolgten im Rahmen des AP5 die inhaltliche Vorbereitung und Auswertung der GRS-Teilnahme an den folgenden Sitzungen:

- der WGIAGE Main Group: 19.03.2021 (VK³), 18.03.2022 (VK), 24.03.2023 (PT⁴);

³ VK - Videokonferenz

⁴ PT - Präsenztreffen

- der Subgroup Metal Components: 16.03. – 17.03.2021 (VK), 07.09.2021 (VK), 15.03. – 16.03.2022 (VK), 28.09. – 29.09.2022 (VK), 21.03. – 23.03.2023 (PT);
- der Subgroup Concrete Structures: 17.03. – 18.03.2021 (VK), 22.11.2021 (VK), 16.03. – 17.03.2022 (VK), 10.10. – 11.10.2022 (VK), 21.03. – 22.03.2023 (PT);
- der Subgroup Seismic Engineering: 24.09.2020 (VK), 15.03. – 17.03.2021 (VK), 14.03. – 16.03.2022 (VK), 15.09.2022 (VK), 20.03. – 24.03.2023 (PT).

In den Sitzungen der Main Group wurden die Aktivitäten der Subgroups zusammenfassend diskutiert, insbesondere auch die interdisziplinären Aspekte zwischen den Subgroups sowie zu anderen Arbeitsgruppen, z. B. Working Group on Analysis and Management of Accidents (WGAMA) und Working Group on Codes and Standards (WGCS). Neu eingeführt wurde im März 2023 eine Feedback-Vorlage, in die für die Sitzung am 24.03.2023 bzw. zukünftig von den einzelnen Ländervertretern zu folgenden Themen Antworten vorbereitet wurden bzw. werden: Status der kerntechnischen Anlagen, neuere Schäden an Komponenten und Strukturen, neue Forschungsaktivitäten und neue Technologien bezüglich Integrität von Komponenten und Strukturen unter Berücksichtigung der Alterung. Die Aufteilung in die drei Themengebiete Metal Structures, Concrete Structures und Seismic Engineering hat sich bewährt und ist nach wie vor sinnvoll, wobei zunehmend auch themenübergreifende Aktivitäten innerhalb der WGIAGE sowie zusammen mit anderen Arbeitsgruppen stattfinden. In den Sitzungen der Main Group und auch in denen der Subgroups wurde von den GRS-Teilnehmern jeweils der aktuelle Stand zu den Forschungsvorhaben in Deutschland vorgestellt.

Wesentliche Ergebnisse zu den im Zeitraum des Vorhabens abgeschlossenen, den laufenden und geplanten WGIAGE-Aktivitäten, ausgewählten Präsentationen und Diskussionen sind im Folgenden zusammengefasst.

Metal Subgroup:

- In einer Aktivität zum Thema Leck-vor-Bruch bei Rohrleitungskomponenten wurden die von den internationalen Partnern angewendeten Bewertungsmethoden verglichen. Die GRS war an der Entwicklung von Fallbeispielen und deren Berechnungen mit den eigenen Programmen Prost und WinLeck beteiligt.
- Der von der GRS zusammen mit der MPA Universität Stuttgart organisierte Leckratenbenchmark wurde erfolgreich abgeschlossen. Auch hier hat die GRS Fallbeispiele auf Basis von Experimenten entwickelt und eigene Berechnungen mit WinLeck durchgeführt. Die Aussagegenauigkeit und die Prognosefähigkeit der

angewendeten Leckratenmodelle ist in den meisten untersuchten Fällen gut und die Streubreiten der Ergebnisse sind gegenüber denen, die in einer ähnlichen vor etwa 30 Jahren durchgeführten Aktivität erzielt wurden, deutlich reduziert. Ausgewählte Ergebnisse wurden bei der SMiRT-Konferenz (Structural Mechanics in Reactor Technology) in Berlin am 14.08.2022 präsentiert.

- Eine Studie, in der probabilistische Bruchmechanik-Programme verglichen werden, wurde durchgeführt. Von der GRS wurden hier Beispielrechnungen mit PROST zur Verfügung gestellt.
- Im Rahmen der interdisziplinären Aktivität zum Schmelzerückhalt im Reaktordruckbehälter (In-Vessel Melt Retention – Statusbericht) wurden vorzeigbare Fortschritte erzielt. Hier wird auch die gute Zusammenarbeit des Organisationsteams mit UJV (Tschechien), GRS, IPP (Ukraine), IRSN und BEL-V hervorgehoben. Eine umfangreiche Dokumentensammlung mit Daten zu verschiedenen RDB-Werkstoffen (u. a. aus Kanada, China, Russland, Frankreich und Deutschland) ist entstanden. Die Berichtslegung ist bereits weit fortgeschritten. Von der GRS wurden die Daten für deutsche RDB-Werkstoffe zusammengestellt.
- Zum Thema maschinelles Lernen/künstliche Intelligenz bei Material und zerstörungsfreier Prüfung stellte KINS (Korea) Ansätze zur Schädigungsidentifizierung und Prognose (z. B. Ultraschall-Prüfung) vor, die auf künstliche neuronale Netze zurückgreifen. Aus Sicht der GRS befinden sich diese KI-Methoden zurzeit noch im Anfangsstadium, werden aber sicherlich bald schon so ausgereift sein, dass sie in der zerstörungsfreien Prüfung zum Einsatz kommen.
- Zum Thema additive Fertigung stellte die MPA Universität Stuttgart Aktivitäten zu Einflüssen der Prozessparameter auf die Qualität der gefertigten Projekte vor. Die Trends bei der additiven Fertigung wurden bezüglich der Bedeutung bei der Herstellung von SMR diskutiert. US NRC berichtete über die Akzeptanz fortschrittlicher Fertigungsmethoden aus Sicht der Genehmigungsbehörde. Es wurden Beispiele für additiv gefertigte Komponenten gegeben, die in den letzten Jahren in amerikanischen Anlagen eingebaut wurden. Guideline-Dokumente werden entwickelt, um den Umgang mit fortschrittlich gefertigten Komponenten zu unterstützen.
- IRSN berichtete auf den Treffen im März 2022 und 2023 über den aktuellen Stand der zahlreichen Befunde in der Nähe von Schweißnähten in den austenitischen Rohrleitungen des Sicherheitseinspeisesystems französischer Anlagen, die auf interkristalline Spannungsrisskorrosion zurückgeführt werden. Die Risse verlaufen in Umfangsrichtung und sind bis zu 7 mm (ca. 25 % der Wanddicke) tief. Besonders betroffen sind die Anlagen mit relativ großen Leitungslängen von der ersten

Absperrarmatur bis zur kaltseitigen Hauptkühlmittelleitung (HKL). In den horizontalen Leitungsabschnitten können thermische Schichtungen entstehen, die zu erhöhten Spannungen an den Schweißnähten führen können. Weiterhin können Schweiß-eigenstressspannungen relevant sein. EDF hat bisher zahlreiche Leitungen baugleich ausgetauscht. Im März 2023 wurde in einer Anlage ein tieferer Riss (ca. 85 % der Wanddicke) gefunden. Die entsprechende Leitung ist viel kürzer ohne lange horizontale Leitungsabschnitte. Die Stelle wurde beim Bau der Anlage zweimal repariert. Die Ursachenanalysen seitens EDF/IRSN dauern an. Aufgrund des großen internationalen Interesses wird angestrebt, im Rahmen eines Workshops im Jahr 2023 Fortschritte bei der Ursachenanalyse zu diskutieren.

- Geplante Aktivitäten:
 - NRG schlägt die Aktivität „Status report on LTO beyond 60 years“ vor. Hier soll ein Überblick zum Wissensstand und den Wissenslücken bezüglich Lebensdauererweiterung auf mehr als 60 Jahre erarbeitet werden. Dabei stehen der RDB einschließlich Einbauten, die Dampferzeuger, die Rohrleitungen, das Stahlbeton-Containment, Gebäudestrukturen sowie Sicherheits-Leittechnik unter Berücksichtigung von Alterungseffekten und Reparaturmaßnahmen im Vordergrund.
 - Von US NRC wurde zusammen mit IPP (Ukraine) eine Aktivität zur sicherheitstechnischen Bedeutung des WPS⁵-Effekts bei der RDB-Integritätsbewertung vorgeschlagen.
 - GRS hat eine Aktivität vorgeschlagen, in der Vergleichsberechnungen zu Ereignissen aus der Betriebserfahrung zum Thema Spannungsrisskorrosion durchgeführt werden sollen. Der Vorschlag wird auch von der CODAP-Gruppe (Component Operational Experience, Degradation and Ageing Programme) unterstützt.
- Der Publikationsprozess folgender Berichte ist abgeschlossen:
 - [NEA/CSNI/R\(2020\)11](#) X-FEM Final Report,
 - [NEA/CSNI/R\(2020\)2](#) Evaluation of design and monitoring requirements for vibrations in safety-related fluid systems.

⁵ WPS – warm prestress

Concrete Subgroup

- Die Aktivität IRIS⁶-Phase 3 (Benchmark zu Aufprallversuchen bei VTT unter Berücksichtigung der Ausbreitung induzierter Erschütterungen in der untersuchten Stahlbetonstruktur) wurde abgeschlossen. Der Abschlussbericht enthält Interpretationen der Versuchsergebnisse, Aspekte bei der Modellierung induzierter Erschütterungen und übergeordnete Vergleiche der Simulationsergebnisse sowie die daraus abgeleiteten Schlussfolgerungen. Von der GRS wurden Ergebnisse von Simulationen zu den Aufprallversuchen eingebracht.
- Im Rahmen von Fragebögen wird der Status in den Mitgliedsländern zu folgenden Themen ausgewertet:
 - Ageing management of typical liner structures of containments and spent fuel water pools
 - Shear capacity of typical concrete elements which are critical in nuclear facilities
- An der stillgelegten japanischen Anlage Hamaoka Block 1 wurden in situ Betonproben aus dem biologischen Schild genommen, um Untersuchungen zum Einfluss von Strahlung auf die Festigkeit des Betons sowie auf Reaktionen von Zuschlagsstoffen mit der Zementmatrix durchzuführen. Die Versuche geben Hinweise darauf, dass infolge der Strahlung im inneren Bereich des biologischen Schields die Druckfestigkeit erhöht ist. Der Einfluss der Druckfestigkeitssteigerung auf die Strukturebene wird in zukünftigen Arbeiten untersucht.
- In die „Medium Term Strategies“ wurden auf Initiative der GRS und CNSC (Kanada) Fragestellungen neu aufgenommen zu
 - SMR im Hinblick auf Stahl-Beton-Kompositstrukturen,
 - Effekten unbeabsichtigter Einwirkungen von Kriegswaffen auf Stahlbetonstrukturen.
- Der Publikationsprozess folgender Berichte ist abgeschlossen:
 - [NEA/CSNI/R\(2019\)15](#) Pre-stressed concrete reactor containment behaviour in test condition taking into account ageing effects (VeRCoRs).
 - [NEA/CSNI/R\(2019\)11](#) Report on the Phase 3 of the Assessment of Structures Subjected to Concrete Pathologies (ASCET).

⁶ IRIS – Improving Robustness Assessment Methodologies for Structures Impacted by Missiles

Seismic Engineering Subgroup

Die Arbeiten der Seismic Engineering Subgroup umfassen das gesamte Spektrum des Schutzes von Kernkraftwerken gegen Erdbebeneinwirkungen, von der Ermittlung der Standortgefährdung bis hin zu den technischen Auswirkungen auf Bauwerke und Komponenten: Der Kappa-Workshop befasste sich mit den Auswirkungen von Felsuntergrund auf die seismische Anregung, insbesondere hinsichtlich der Verstärkung der hochfrequenten Anteile des Beschleunigungsspektrums. Auf der Widerstandsseite wurden Rohrleitungen und Krane genauer untersucht. Im Rahmen des Projekts MECOS GE (Metallic Component Margins under High Seismic Loads – Group of Experts) konnte z. B. festgestellt werden, dass große Rohrleitungen grundsätzlich sehr robust im Hinblick auf seismische Einwirkungen sind. Ein Versagen tritt am ehesten aufgrund von Ermüdung durch die zyklische Belastung und kaum aufgrund punktuell hoher Kräfte auf. Das Verhalten von Kranen und Kranbrücken unter seismischen Einwirkungen wurde im Rahmen des SOCRAT-Benchmarks untersucht. Hierbei zeigte sich, dass die unterschiedlichen Berechnungsansätze zu weitgehend konsistenten Ergebnissen führen. Weiterer Untersuchungsbedarf besteht jedoch hinsichtlich nicht-linearer Effekte und des Gleitverhaltens der Krankatze auf den Schienen. Neben diesen experimentell orientierten Projekten wurde in einem Survey erhoben, wie in den Mitgliedsländern mit auslegungsüberschreitenden Erdbeben umgegangen wird. Hier gibt es teils große Unterschiede in Bezug auf die angesetzten Einwirkungsstärken und die durchgeführten Analysen.

Eine wichtige neu initiierte Aktivität ist der SMATCH-Benchmark (Seismic Base Isolated Nuclear Power Plant Shaken By A Real Earthquake). Hierbei soll das Verhalten eines auf einer seismischen Isolierung stehenden Kernkraftwerks bei einem Erdbeben untersucht werden. Hinsichtlich der notwendigen Daten kann auf die Betriebserfahrung des französischen Kernkraftwerks Cruas zurückgegriffen werden, das im Jahr 2019 von einem Erdbeben betroffen war. An den geplanten Vergleichsrechnungen wird sich auch die GRS beteiligen. Ein besseres Verständnis der Auswirkungen einer seismischen Isolierung ist insbesondere deshalb wichtig, weil für viele Small Modular Reactors über diese Option nachgedacht wird.

6.2.2 CSNI Working Group on External Events (WGEV)

Im Zeitraum des Forschungsvorhabens erfolgte im Rahmen des AP 5 die inhaltliche Vorbereitung und Auswertung der GRS-Teilnahme an den folgenden Sitzungen:

25.09.2020 (VK), 01.03 – 05.03.2021 (VK), 15.11. – 19.11.2021 (VK),
01.03. – 03.03.2022 (VK), 18.10. – 10.10.2022 (PT), 07.03. – 10.03.2023 (PT).

Einer der Schwerpunkte der Arbeiten der WGEV ist die Ermittlung der Vorgehensweisen in den Mitgliedsländern in Bezug auf die unterschiedlichen Einwirkungen von außen. Begonnen hatten diese Arbeiten im Nachgang zu den Reaktorunfällen am japanischen Kernkraftwerkstandort Fukushima Daiichi mit den Einwirkungen Sturmflut und Tsunami sowie Flusshochwassern. Im Berichtszeitraum wurde das Spektrum der betrachteten Einwirkungen auf Starkwind, einschließlich Tornados und lokale Starkniederschläge ausgeweitet. Bei diesen Arbeiten wurden regulatorische Aspekte, die Methoden zur Gefährdungsermittlung und die Ansätze zum Schutz kerntechnischer Anlagen, sowohl im Auslegungsbereich als auch gegen auslegungsüberschreitende Einwirkungen, zunächst im Rahmen von Surveys erhoben und anschließend in Workshops mit breiter Beteiligung von Experten aus den jeweiligen Gebieten vertieft diskutiert.

Bei diesen einwirkungsspezifischen Aktivitäten stellte sich heraus, dass insbesondere Einwirkungskombinationen und die mit der Standortgefährdungsermittlung verbundenen Unsicherheiten einer weiteren intensiveren Betrachtung bedürfen. Dementsprechend wurden hierfür eigene Aktivitäten initiiert: Einwirkungskombinationen werden seit dem Jahr 2020 in einer gemeinsamen Aktivität zusammen mit der Working Group on Risk Assessment (WGRISK) untersucht. Die Unsicherheiten bei der Standortgefährdungsermittlung sind Gegenstand einer zweiphasigen Aktivität, die von der GRS gemeinsam mit der US NRC geleitet wird. Die erste Phase ist den Quellen der Unsicherheiten gewidmet, während sich die zweite Phase mit den Methoden zur Behandlung von Unsicherheiten befassen wird.

6.2.3 CSNI Working Group on Risk Assessment (WGRISK)

Im Zeitraum des Forschungsvorhabens erfolgte im Rahmen des AP 5 die inhaltliche Vorbereitung und Auswertung der GRS-Teilnahme an den folgenden Sitzungen:

02.03. – 03.03.2021 (VK), 01.03. – 05.03.2022 (VK), 08.03. – 10.03.2023 (PT).

Im Rahmen dieser Veranstaltungen wurden von der GRS jährlich die aktuellen Entwicklungen in der PSA in Deutschland unter dem entsprechenden Tagesordnungspunkt vorgestellt und diskutiert. Dies betraf insbesondere die deutschen methodischen Weiterentwicklungen zur Behandlung langandauernder Ereignisabläufe infolge übergreifender

Einwirkungen in der PSA und den Vergleich zwischen dynamischer und klassischer Modellierung von Ereignisabläufen bei übergreifenden Einwirkungen. Des Weiteren wird der WGRISK Task „Use and Development of Probabilistic Safety Assessment in Member and Non-member Countries – Status Report“ von der GRS geleitet. Die fachliche Zuarbeit, einschließlich der fachlichen Tätigkeiten im WGRISK Bureau, erfolgte bis zum Herbst 2021 im Vorhaben 4718R01500 und wird derzeit im Vorhaben 4721R01530 fortgesetzt.

6.3 Teilnahme an Consultancy Meetings der IAEO

Die internationale Atomenergie-Organisation (IAEO) verfügt über ein eigenes Regelwerk von Sicherheitsstandards, die unter Mitwirkung der Mitgliedstaaten er- und überarbeitet und im Konsens verabschiedet werden. Während der frühen Entwicklungsphase der Standards oder manchmal nach Kommentierungsphasen lädt die IAEO internationale Experten zu sogenannten „Consultancy Meetings“ ein. Hieran nehmen aufgrund ihrer Expertise oftmals Mitarbeiter der GRS teil. Diese frühzeitige Mitarbeit an den ersten Entwürfen der Standards dient dem Kompetenzerhalt und -ausbau der GRS. Im Rahmen des Projekts wurde an Consultancy Meetings zu verschiedenen Sicherheitsstandards und TECDOCs teilgenommen, die im Folgenden näher erläutert werden.

Die GRS hat im Rahmen des Forschungsvorhabens aktiv an der Überarbeitung der beiden Safety Guides der IAEA SSG-3 (DS523) „Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants“ sowie SSG-4 (DS528) „Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants“ mitgewirkt. Dies beinhaltete bei SSG-3 insbesondere die Mitgestaltung der Berücksichtigung übergreifender Einwirkungen von innen und außen einschließlich Einwirkungskombinationen in einer PSA der Stufe 1 sowie einer Ausweitung der PSA für nur einen Reaktorblock auf den gesamten Anlagenstandort, sofern sich noch weitere Reaktorblöcke oder auch weitere größere Nuklidquellen am Standort befinden. Dazu wurden Erkenntnisse u. a. aus der Mitwirkung der GRS im EU-Projekt ASAMPSA_E und der darauffolgenden Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu erweiterten und verbesserten Methoden für PSA bis hin zur Stufe 2 eingebracht. Außerdem konnten neuere Entwicklungen in Bezug auf PSA, die im Rahmen der teils leitenden Mitwirkung in der WGRISK der OECD/NEA intensiv verfolgt und diskutiert wurden, als „Good Practices“ in der Überarbeitung dieses Guides Berücksichtigung finden. Seitens der GRS wurden

auch ergänzende Beiträge für Anlagenbetriebszustände des Nichtleistungsbetriebs in die Revision eingebracht.

Die Mitwirkung im vorgenannten Safety Guide SSG-4 (DS528) zur PSA der Stufe 2 war noch etwas umfangreicher. An dieser umfassenden Überarbeitung hat die GRS mit zwei Experten teilgenommen. Hierbei standen Schwerpunkte der Überarbeitung und Ergänzung wie eine PSA der Stufe 2 für das Brennelemente-Lagerbecken einschließlich der Nutzung deterministischer thermohydraulischer Codes, die Modellierung schwerer Unfallabläufe, die Berücksichtigung von Unsicherheiten in der Stufe 2 der PSA sowie erneut – angepasst an die Erweiterungen der PSA der Stufe 1 in SSG-3 – die Berücksichtigung übergreifender Einwirkungen und Einwirkungskombinationen in der PSA der Stufe 2 im Fokus. Die Inhalte des SSG-4 wurde mit denen des SSG-3 abgestimmt und es wurde ein vollständiger Entwurf des Guides einschließlich mehrerer Anhänge erstellt.

Des Weiteren erfolgte eine aktive Mitwirkung an der Erstellung eines Entwurfs für ein TECDOC der IAEO mit dem Titel „Further Enhancement of Methods, Approaches and Tools for Development and Application of PSA“. Dazu erfolgte zunächst seitens der GRS eine Vorbereitung der entsprechenden Kapitel zur dynamischen PSA und zur PSA für übergreifende Einwirkungen und Einwirkungskombinationen, in denen insbesondere methodische Weiterentwicklungen in der PSA, die im Rahmen von Forschungs- und Entwicklungsvorhaben des BMUV und des BMWi erfolgt sind, berücksichtigt wurden. Eine Veröffentlichung des TECDOC ist für Sommer 2023 vorgesehen.

Im Rahmen der Mitwirkung am Extrabudgetary Program der IAEO zu External Events (übergreifende Einwirkungen von außen) erfolgt seitens der GRS seit Anfang 2021 eine intensive Mitarbeit bei der Erstellung eines weiteren TECDOC mit dem Titel „Safety Evaluation of Nuclear Installations Against External Event Induced Hazard Combinations“. Hierbei ist die GRS aufgrund ihrer aktuellen Erfahrungen mit der Entwicklung, erfolgreichen Erprobung und Anwendung eines systematischen und vollständigen Screeningverfahrens für einzelne übergreifende Einwirkungen von innen und außen sowie alle drei Arten von Einwirkungskombinationen (consequential, correlated und coincidental) eingebunden. Insbesondere für die Kapitel zur Identifikation und zum Screening von Einwirkungen und Einwirkungskombinationen sowie einen Anhang zu international in der Betriebserfahrung aus kerntechnischen Anlagen aufgetretenen Einwirkungskombinationen wurden Verantwortlichkeiten der GRS übernommen. Aktuell ist ein abschließendes CM für November 2023 bei der IAEO in Wien geplant, bei dem der bereits weitestgehend vervollständigte Entwurf des TECDOC in einem größeren Expertenkreis diskutiert und

fertiggestellt werden soll. Mit der Veröffentlichung des TECDOC wird Anfang 2024 gerechnet.

Weiterhin hat die GRS am Consultancy Meeting (CM) des Drafts DS524 „Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants“, das der Auflösung der Kommentare der Mitgliedstaaten (STEP 8) galt, teilgenommen. DS524 ist eine Revision des 2005 erschienenen IAEA-Leitfadens NS-G-1.13 und bezieht sich primär (aber nicht ausschließlich) auf Anforderungen der Specific Safety Requirements SSR-2/1 (Rev. 1) „Safety of Nuclear Power Plants: Design“ und der General Safety Requirements GSR Part 3 „Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards“, die beide bei Erstellung des Vorgängers noch nicht existierten. Die gewonnenen Erkenntnisse beziehen sich u. a. auf die Einschätzung aller Beteiligten, dass ein Leitfaden speziell für Strahlenschutzaspekte in der Auslegung von KKW's notwendig ist, da eine frühzeitige Berücksichtigung diverser Vorkehrungen das sicherheitstechnische Niveau der Anlage im Betrieb erhöht und so kostenintensive Nachrüstungen vermieden werden können. Ein erheblicher Teil der eingereichten Kommentare und Kritikpunkte konnte aufgelöst werden, was die Qualität des Drafts aus GRS-Sicht deutlich verbesserte.

6.4 Teilnahme am Plenum und Mitarbeit in den Arbeitsgruppen des WWER Regulators Forum

Die Teilnahme der GRS an den Jahrestagungen des WWER Regulators Forum und die Mitarbeit in ausgewählten Arbeitsgruppen dieses Gremiums bietet eine Möglichkeit, direkt von den atomrechtlichen Behörden über Betriebserfahrungen, sicherheitstechnisch bedeutsame Ereignisse und technische Modifikationen an den bestehenden WWER-Anlagen informiert zu werden. Darüber hinaus wird an den Veranstaltungen über den Status von Neubauvorhaben mit WWER-Reaktoren sowie über aktuelle Entwicklungen der regulatorischen Systeme in den einzelnen Ländern berichtet.

Jahrestreffen des WWER Regulators Forum

Das Forum der WWER-Regulatoren findet jährlich in einem der WWER-betreibenden Länder statt. Ungarn sollte das Forum 2020 ausrichten. Wegen der Pandemie wurde das Treffen verschoben und nun als virtuelles Treffen durchgeführt. Das Treffen fand vom 30.11.2021 bis 02.12.2021 statt. Teilnehmer waren Behördenvertreter aus den Mitgliedsländern des Forums sowie Beobachter aus Belarus, der IAEA und aus

Deutschland. Als neue Teilnehmer in der Runde nahmen die Türkei und Ägypten, die derzeit neue WWER-Anlagen bauen, an der Beratung als Beobachter teil. Ebenso nahm auch IRSN wieder als Beobachter teil. Während des Treffens wurden aktuelle Informationen über die wichtigsten, sicherheitsrelevanten Ereignisse im Betrieb der WWER-Kernkraftwerke gegeben und Informationen über die Änderungen der jeweiligen nuklearen und strahlenschutzrechtlichen Rahmenbedingungen in den Ländern seit dem letzten WWER-Forum im Jahr 2019 ausgetauscht. Nachfolgend einzelne Bemerkungen zu den jeweiligen Ländern:

INRA (Iran)

- INRA hat als nationaler Regulator die Zuständigkeit für die typischen Funktionen einer atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde.
- Informiert wurde über die Historie des Baus vom Block 1 des KKW Bushehr. Etwas detaillierter wurden einzelne Anlageneigenschaften im Hinblick auf das Alterungsmanagement dargestellt (besondere Standortbedingungen, Einbau eines WWER in das KWU-Containment etc.).

ANRA (Armenien)

- ANRA berichtete über Aktivitäten zur Harmonisierung des kerntechnischen Regelwerkes mit den fünf EURATOM-Direktiven sowie über die Sicherheitsverbesserungen für den Block 2 des KKW Armenien.
- Seit dem letzten WWER-Forum gab es 19 Ereignisse, die INES-0 zugeordnet wurden.

Rostechnadzor (Russland)

- Rostechnadzor stellte eine Liste der gültigen Betriebslizenzen vor. Demzufolge dürfte in den Jahren 2025/26 die Laufzeit für Nowoworonesch-5, Kalinin-1 und Kola-3 anstehen. Alle anderen WWER haben Genehmigungen über das Jahr 2030 hinaus.
- In den letzten drei Jahren erteilte Rostechnadzor 43 Lizenzen und stellte ca. 900 Änderungen der Genehmigungsbedingungen aus.
- 105 föderale Normen und Richtlinien sowie 139 Safety Guides existieren, 30 sind in Entwicklung oder in Revision.
- Informiert wurde über drei ausgewählte Ereignisse.

HAEA (Ungarn)

- Am 09.11.2021 hat das ungarische Parlament eine Änderung am Atomgesetz angenommen, mit der HAEA eine öffentliche Institution mit speziellem Status ist, die finanziell und organisatorisch unabhängiger geworden ist.
- Schwerpunkte der aktuellen Tätigkeit sind die Topical Peer Reviews I und II, die Prüfung der Unterlagen des Antragstellers Paks-II für die Erteilung einer Baugenehmigung und die Vorbereitung der Inspektionstätigkeit für Paks-II.
- Informiert wurde über zwei ausgewählte Ereignisse.
- HAEA prüfte 2020 und 2021 die Abarbeitung der Auflagen der 2019 erneuerten Betriebsgenehmigung nach der PSÜ und die Nutzung modifizierten Brennstoffes (SLIM fuel).
- Ende 2021 will HAEA ein Update der Umsetzung des Post-Fukushima NAcP veröffentlichen (3 der 5 noch offenen Punkte sind weiter auf dem kritischen Pfad).

BNRA (Bulgarien)

- Die beiden in Betrieb befindlichen KKW-Blöcke am Standort Kosloduj benötigen 2027 und 2029 eine Verlängerung der Betriebsgenehmigung um weitere 10 Jahre.
- Das Atomgesetz von Bulgarien wurde 2020 aktualisiert (präventive Schutzmaßnahmen, Aufsichtseffektivität, Reduzierung administrativer Lasten, Fristen zum Eliminieren von Unregelmäßigkeiten, systematischere Anforderungen zum Notfallschutz).
- BNRA denkt darüber nach, ein Regelwerk für SMR zu entwickeln. Zunächst soll aber die internationale Entwicklung studiert werden.
- Bei der Umsetzung des Post-Fukushima NAcP sind noch 3 der 78 Maßnahmen im Zeitraum 2021 – 2022 zu realisieren.

SNRIU (Ukraine)

- In den Jahren 2020 und 2021 gab es Aktivitäten zur Änderung des Atomgesetzes, u. a. zur Harmonisierung mit dem EURATOM-Regelwerk. Auf der Ebene des nachgesetzlichen Regelwerkes werden 9 Regeln und Richtlinien erlassen.
- Lebensdauererlängerungsaktivitäten stehen bis 2026 an bei Südukraine 1-2, Saporishshja 1-2 und 6.
- Riwne-3 soll auch im Jahr 2022 mit den ersten Westinghouse-BE beladen werden. Südukraine 2-3 und Saporishshja 1, 3, 4, 5 haben bereits vollständige Westinghouse-BE-Beladungen. In Diskussion sind erste Beladungen mit WWER-440-BE für Riwne 1-2.

SÚJB (Tschechien)

- Temelín-1 hat eine neue unbefristete Betriebslizenz seit 09/2020. Die neue Betriebsgenehmigung von Temelín-1 beinhaltet 23 Auflagen. Die Umsetzung der Auflagen muss während der nächsten PSÜ (2028) nachgewiesen werden.
- Bezüglich der Umsetzung der NAcP-Maßnahmen gibt es keine Änderungen zu 2019. Einzige offene Maßnahme ist die Langzeitstabilität des Containments von Temelín bei Kernschmelzunfällen. Diese soll bis 2024 implementiert sein.
- Am 02. September 2021 kam es zu einem INES-1-Ereignis in Dukovany – menschlicher Fehler: nicht rechtzeitige Einleitung von Handlungen nach Erkennen von Abweichungen von den Genehmigungsbedingungen.

ÚJD (Slowakei)

- Das Hauptaugenmerk richtet sich auf die Umsetzung des NAcP sowie die Erfüllung der Maßnahmen der PSÜ.
- In Mochovce 1-2 ist 2021 und 2020 eine Leistungserhöhung von 475 MW auf 502 MW realisiert worden.
- Ausführlicher wurde über den Full-Scope-Simulator von Dukovany berichtet. Dieser wurde im August 2020 durch einen Brand zerstört. An der Wiederherstellung des Simulators wird gearbeitet.

STUK (Finnland)

- Aktuell läuft die PSÜ für Loviisa 1-2, die bis 2023 abzuschließen ist.
- Fortum plant aktuell kein Ausheilen des RDB von Block 2 des KKW Loviisa durch Glühen. Zur Reduzierung der Neutronenbelastung des RDB wurden 12 weitere Dummy-Elemente im Kern platziert.

Gosatomnadsor (Belarus)

- Gosatomnadsor berichtete sehr ausführlich über die Inbetriebnahme vom Block 1 des KKW Belarus und die dazugehörigen Aufsichts- und Genehmigungsprozesse. Das KKW absolvierte während der Inbetriebnahme 1.333 Tests. Insgesamt wurden in der IB-Zeit seitens Gosatomnadsor 590 Inspektionen durchgeführt und die wesentlichen IB-Phasen durch spezielle vorab festgelegte Freigaben genehmigt.
- Kurz informiert wurde auch über den Stresstest.

NDK (Türkei)

- Erstmals nahm die türkische atomrechtliche Behörde am WWER-Forum teil.
- NDK hat derzeit 181 Mitarbeiter. In Ausbildung im Ausland befinden sich derzeit etwa 100 Personen.
- NDK berichtete, dass die Türkei den wesentlichen internationalen Konventionen beigetreten sei, vielfältige bilaterale Kooperationsbeziehungen existieren und man aktiv in der IAEO, OECD/NEA und ENSREG mitarbeite.

ENRRA (Ägypten)

- Erstmals nahm die ägyptische atomrechtliche Behörde ENRRA am WWER-Forum teil.
- Im Jahr 2017 wurden per Gesetz N° 211 Änderungen des Gesetzes N° 7 (2010) erlassen, die die Unabhängigkeit und Effektivität von ENRRA stärkten.
- Zum Stand der Arbeiten für das KKW El Dabaa gab es lediglich die Information, dass 2019 die Standortlizenz erteilt worden sei und seit diesem Jahr die Antragsunterlagen einschließlich des PSAR zur Erteilung einer Baugenehmigung von der Behörde geprüft werden.

Die Teilnehmer diskutierten die Aktivitäten der Arbeitsgruppen „Working Group on PSA (WGPSA)“, „Working Group on Reactor Physics (WGRP)“ und „Working Group on Ageing Management (WGAM)“. Das im Jahr 2022 geplante WWER Forum wurde wegen des Kriegs in der Ukraine abgesagt.

Working Group on PSA (WGPSA) – Vorsitz der WG: Ungarn

Im Rahmen der Verfolgung der Entwicklung der nuklearen Sicherheit durch die Teilnahme an der internationalen Arbeitsgruppe des WWER Regulators Forum zum Thema PSA wurde im Berichtszeitraum an zwei Arbeitstreffen teilgenommen. Beide Veranstaltungen (vom 14. bis 16.12.2021 bzw. dann vom 24. bis 25.11.2022) fanden in Form einer virtuellen Videokonferenz statt. Neben der Vor- und Nachbereitung dieser Treffen wurden Fragebögen- und Berichtsentwürfe der Gruppe bearbeitet.

In der ersten Veranstaltung berichteten die Teilnehmer neben den Arbeiten an den einzelnen Tasks der Arbeitsgruppe auch länderspezifisch über den aktuellen Stand der PSA-Entwicklungen, wobei unter anderem der Einfluss der Covid-19-Pandemie auf den sicheren Anlagenbetrieb ein Thema war.

In der zweiten Veranstaltung präsentierte u. a. die GRS einen Überblick über die Schwerpunkte aktueller Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur PSA für Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren in Deutschland. Für den Task 3 („Major Plant Modifications“) wurde der Fragebogen „Questionnaire on Plant Modifications“ für das WWER-Forum beantwortet. Für den Task 4 („PSA approaches in storage facilities“) wurde der Fragebogen „Questionnaire on PSA approaches in storage facilities“ beantwortet. Die jeweiligen zugehörigen Antworten werden in den finalen Bericht des Forums zum 5. Mandat einfließen. Die bisherigen Arbeiten der Arbeitsgruppe und ihre hohe Aktivität wurde lobend vom Board hervorgehoben. Einer pandemiebedingten Verlängerung des Mandats von 2021 bis 2023 wurde vom Board zugestimmt.

Working Group on Reactor Physics (WGRP) – Vorsitz der WG: Russland

Die Arbeitsgruppe Reaktorphysik hat wegen der Pandemie und des Krieges in der Ukraine nur ein Arbeitstreffen im Oktober 2019 durchführen können. Seitdem gab es praktisch keine Aktivitäten mehr. Zwei Themen waren bisher in Bearbeitung: Vorbereitung eines VVER-1000-Benchmarks für gekoppelte neutronenkinetische und thermohydraulische Analysen sowie der Informationsaustausch zur Nutzung von Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysetools.

Working Group on Ageing Management (WGAM) – Vorsitz der WG: Russland

Das letzte Treffen der Arbeitsgruppe Alterungsmanagement fand im Oktober 2019 statt. Seitdem gab es pandemie- und kriegsbedingt ebenfalls keine Aktivitäten mehr.

7 Bilaterale Arbeiten und Erfahrungsaustausch zur nuklearen Sicherheit mit europäischen TSO und Regulatoren (AP 6)

7.1 Zielsetzung

Im Rahmen des Arbeitspaketes 6 erfolgten Aktivitäten zur Koordination der Zusammenarbeit, zum Informationsaustausch über aktuelle Fragen der nuklearen Sicherheit sowie der Erfahrungsaustausch mit TSOs und Behörden aus Armenien, Belarus, Russland, Tschechien und der Ukraine. Darüber hinaus erfolgten hier auch Arbeiten zur Verfolgung und Auswertung der Situation am Standort Tschernobyl und der Exclusion Zone.

7.2 Zusammenarbeit und Informationsaustausch mit Armenien

Das armenische Kernkraftwerk wurde nach einer veralteten Technologie errichtet, aber in der Zwischenzeit sicherheitstechnisch ertüchtigt. Für die GRS ist es von sehr großem Interesse, Kenntnisse zur aktuellen Situation und zu den Entwicklungen zu erhalten, um entsprechende qualifizierte Bewertungen zur Sicherheit der Anlage durchführen zu können. Es gibt dazu einen regelmäßigen Austausch mit den armenischen atomrechtlichen Regulierungsbehörde ANRA und deren TSO, dem NRSC. Im Rahmen des AP 6 fanden im Vorhabenzeitraum die folgenden Arbeitstreffen mit den armenischen Experten statt:

- Arbeitstreffen vom 9. bis 10. Dezember 2021 bei der GRS in Berlin,
- Arbeitstreffen vom 25. bis zum 27. Oktober 2022 in Jerewan,
- Arbeitstreffen vom 20. bis zum 21. Dezember 2022 bei der GRS in Berlin.

Zwischen den Arbeitstreffen fand ein regelmäßiger Austausch mit den armenischen Kollegen statt. Darüber hinaus wurden von den armenischen Experten umfangreiche technische Dokumentationen übergeben, in der Regel in russischer Sprache. Wesentliche Ergebnisse zu den Arbeitstreffen sind im Folgenden zusammengefasst.

Wie alle in der Vergangenheit errichteten Anlagen vom Typ WWER hat auch das KKW Armenien eine projektierte Lebensdauer von 30 Jahren. Diese wurde inzwischen deutlich überschritten. Von ANRA wurden unter Auflagen kurzfristige Verlängerungen der bestehenden Genehmigung erteilt. Im September 2021 erfolgte dann die Erteilung einer Betriebsgenehmigung für den zweiten Block des armenischen KKW für weitere 10 Jahre bis zum September 2031. Der Leistungsbetrieb ist allerdings auf fünf Jahre bis zum 01. September 2026 begrenzt.

Im Vorfeld der Erteilung der Genehmigung für den Weiterbetrieb über den Auslegungszeitraum hinaus wurden umfangreiche Arbeiten durchgeführt. Diese beinhalteten zum einen Untersuchungen zum Alterungszustand der Komponenten und Gebäuden und zum anderen die Durchführung sicherheitsverbessernder Maßnahmen. Falls es sich in diesem Zusammenhang als notwendig erwies, wurden Komponenten; Kabel u. a. ausgetauscht. Von besonderer Bedeutung dabei war der erfolgreiche Abschluss des thermischen Glühens im Bereich der kernnahen Schweißnaht Nr. 4 des Reaktordruckbehälters (RDB) im August 2021. Die Sprödbrechberechnung sowohl der geglühten als auch der nicht ausheilbaren Bereiche des RDB hat die Möglichkeit eines sicheren Betriebs des RDB bis 2039 begründet. Es ist von großer Bedeutung, mittels geeigneter Methoden die weitere neutroneninduzierte Versprödung des RDB zu untersuchen. Die armenische Seite informierte über ihre Aktivitäten zu Voreilproben des Reaktordruckgefäßes und des Überwachungsprogramms als Teil des Programms zum Alterungsmanagement des zweiten Blocks. Das Kraftwerk hat zusammen mit internationalen Forschungsinstitutionen die Voreilproben analysiert, die sich seit 27 Jahren im Reaktordruckgefäß des zweiten Blocks befanden, jedoch nicht exakt der chemischen Zusammensetzung des verwendeten Werkstoffs entsprechen. Das entspricht einer Neutronenfluenz von $4,16 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$. Die Überwachungskapseln enthalten Proben des Schweißgutes und der Wärmeeinflusszone des Grundmetalls.

Im Rahmen der Genehmigung für die Fortsetzung des Betriebs konnte nur ein Teil der als notwendig betrachteten sicherheitsverbessernden Maßnahmen umgesetzt werden. Die erteilte Genehmigung ist daher an die schrittweise Umsetzung weiterer Maßnahmen geknüpft. Das sind u. a.:

- Erarbeitung eines Modernisierungsprogramms für eine Erweiterung des Störfallspektrums für Auslegungsstörfälle (DBA) für einen Leckstörfall (LOCA) DN200 für jede beliebige Stelle des PKL und Ergänzung des Notkühlsystems mit einem zusätzlichen 3. Strang,
- Verbesserung der Dichtheit des Lokalisierungssystems bis 2024 bis auf 100 %Vol./Tag,
- Beschaffung und Installation neuer mobiler Aggregate (Dieselgeneratoren, Dieselpumpen) für den Fall eines langfristigen vollständigen Stromausfalls (SBO),
- Erarbeitung und Umsetzung eines Qualifizierungsprogramms der leittechnischen Systeme für extreme Umgebungsbedingungen, Installation eines Post Accident Monitoring Systems (PAMS),

- Installation eines Full-Scale-Simulators für die Schulung des Personals. Der geplante Full-Scale-Simulator soll auf der Warte des ersten Blocks installiert werden.
- Einführung von EOPs (Notfallprozeduren) und SAMGs (Handlungsanweisungen für schwere Störfälle) für die Bedingungen der modernisierten Anlage.

Der Betreiber des Kraftwerks beabsichtigt, den Leistungsbetrieb der Anlage über das Jahr 2026 hinaus weiterzuführen. Dazu ist die Durchführung umfangreicher Untersuchungen zum Alterungsmanagement erforderlich. Ein entscheidender Punkt für die Verlängerung der Lebenszeit des zweiten Blocks des armenischen Kernkraftwerks sind neben dem Alterungsmanagement die Durchführung sicherheitsverbessernder Maßnahmen und die Erweiterung des Störfallspektrums. So soll der Auslegungsstörfall eine Leckage im Primärkreislauf mit einer Nennweite von 200 mm an einer beliebigen Stelle betragen. Der gegenwärtige Auslegungsstörfall berücksichtigt eine Leckage der Nennweite 100 mm an einer beliebigen Stelle des Primärkreislaufs und eine Nennweite von 209 mm an der Ausgleichsleitung zum Druckhalter. Dazu war es notwendig, eine ganze Reihe von thermohydraulischen Störfallrechnungen mit den neuen postulierten Annahmen durchzuführen. Im Ergebnis werden umfangreiche Modernisierungsarbeiten zu sicherheitstechnischen Ertüchtigungen durchgeführt. Diese betreffen unter anderem:

- die Modernisierung des Zuspesisystems für den Primärkreislauf,
- die Modifizierung des Notkühlsystems,
- die Verbesserung der Dichtheit des Confinements,
- die Modernisierung des Sprinklersystems.

Des Weiteren hat Armenien als Nichtmitglied der EU an den von ENSREG initiierten Stresstests nach dem Reaktorunfall von Fukushima Daiichi teilgenommen. Im Ergebnis wurden ein Nationaler Bericht und ein Nationaler Aktionsplan erstellt. Dieser wurde durch die anderen Mitgliedsländer von ENSREG einem Peer Review unterzogen und dient als Richtschnur für weitere sicherheitsverbessernde Maßnahmen in der Anlage. Bei der Umsetzung der Maßnahmen zum Nationalen Aktionsplan kam es ebenfalls zu Verzögerungen. Während ein Ausschreibungsverfahren für die Lieferung mobiler Dieselgeneratoren erfolgreich durchgeführt werden konnte, war das Ausschreibungsverfahren für alternative Versorgungsmöglichkeiten mit Wasser zur Kühlung der anfallenden Restwärme bei einem langfristigen Ausfall der Hauptwärmesenke und des gleichzeitigen langfristigen Stromausfalls nicht erfolgreich. Die Pläne beinhalten die Anschaffung von mobilen Pumpen mit Dieselantrieb. Das Projekt soll im Jahr 2023 neu gestartet und ausgeschrieben werden.

Während der Arbeitsgespräche erläuterten die armenischen Kollegen den Stand der Aktualisierung des armenischen Regelwerks. Im Rahmen der zwischen der Europäischen Union und Armenien unterschriebenen Vereinbarung „Comprehensive and enhanced Partnership between European Union and the European Atomic Energy Community and the member states on the one part, and the Republic of Armenia, on the other part“ sind unter anderem die folgenden EU-Direktiven im armenischen Regelwerk anzupassen:

- Council Directive 2006/117/Euratom of 20 November 2006 on the supervision and control of shipments of radioactive waste and spent fuel,
- Council Directive 2009/71/Euratom of 25 June 2009 establishing a Community framework for the nuclear safety of nuclear installations,
- Council Directive 2011/70/Euratom of 19 July 2011 establishing a Community framework for the responsible and safe management of spent fuel and radioactive waste,
- Council Directive 2013/51/Euratom of 22 October 2013 laying down requirements for the protection of the health with regard to radioactive substances in water intended for human consumption,
- Council Directive 2013/59/Euratom of 5 December 2013 laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation, and repealing Directives 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/ Euratom, 97/43/Euratom and 2003/122/Euratom.

Das nationale Regelwerk wurde hinsichtlich der Einhaltung der Anforderungen der o. g. EU-Richtlinien überprüft („self-assessment“) und es wurde eine Bewertungsmatrix („Compliance table“) entwickelt. Derzeit erfolgen Überarbeitungen des Atomgesetzes und weiterer nationaler Richtlinien. Zwischen den Ländern der EU und Armenien erfolgt auf diesem Gebiet eine umfangreiche Zusammenarbeit.

Während des Arbeitstreffens im Dezember 2022 in Berlin fand zum ersten Mal ein Erfahrungsaustausch zur Analyse betrieblicher Ereignisse in Deutschland und in Armenien statt. Von der armenischen atomrechtlichen Regulierungsbehörde ANRA wurde über die nationalen Regelungen zur Analyse betrieblicher Ereignisse in kerntechnischen Anlagen in Armenien berichtet. Es wurde eine Übersicht über Ereignisse im armenischen Kernkraftwerk mit sicherheitstechnischer Bedeutung entsprechend der INES-Skala gegeben. Detailliert wurden ausgewählte Ereignisse dargestellt und diskutiert. Alle vorgestellten Ereignisse wurden von der armenischen Seite als generisch kategorisiert.

7.3 Koordination der bilateralen Zusammenarbeit und Informationsaustausch mit Belarus

Am 22.04.2021 fand das dritte trilaterale Treffen zu den belarussisch-russisch-deutschen Gesprächen zur weiteren Zusammenarbeit bei der Bewertung der Sicherheit des KKW Belarus statt. Intensiv wurde dabei die Entwicklung der Datenbasis und der Modelle für die Codes ATHLET und COCOSYS, gemeinsame Rechnungen ausgewählter Störfallszenarien, wie sie für das KKW Belarus relevant sein könnten, sowie die weitere Heranführung von belarussischen Ingenieuren von JIPNR und BCNRS an die Nutzung der Codes ATHLET und COCOSYS für die Beteiligung an den Kooperationsaktivitäten diskutiert. Der Vorschlag der Schaffung einer gemeinsamen Plattform für den Austausch von anlagenspezifischen Daten und modellspezifischen Daten (Input Decks) wurde auch hier diskutiert.

Des Weiteren gab es im Verlauf des Jahres 2021 mehrere Aktivitäten zur Absicherung der trilateralen Zusammenarbeit der GRS mit Gosatomnadzor und Rostekhnadzor sowie deren TSOs. So erfolgte die Übergabe von Arbeitsergebnissen der GRS und SEC NRS aus den Jahren 2019 – 2021 an die belarussische Behörde und deren TSOs. Seitens Gosatomnadzor erfolgte zuvor die Bereitstellung von Forschungsberichten des „JIPNR-Sosny“ zu Ergebnissen der Arbeiten des Forschungsinstitutes mit ATHLET und COCOSYS und von Datensätzen, die im nationalen Forschungsprogramm von Belarus finanziert worden sind. Die Ersteinschätzung der Informationen zeigte, dass sie für die eigenen Arbeiten der GRS zur Thematik der Stör- und Unfallanalyse für WWER-1200, u. a. im EF2- und KoNuS-Vorhaben, genutzt werden können. Initiiert wurden Schreiben der Chefin von Gosatomnadzor an Rosatom und Rostekhnadzor, die die Übergabe von Basisdaten für Containmentanalysen an die GRS sicherstellen sollen. Aktualisiert wurde auch die Vertraulichkeitsvereinbarung der GRS gegenüber Gosatomnadzor, Rosatom und Rostekhnadzor, mit der erreicht wurde, dass die GRS den Sicherheitsbericht für den Block 1 des KKW Belarus auch bi- und trilateral, insbesondere für gemeinsame Stör- und Unfallanalysen, nutzen kann.

Darüber hinaus wurde zwischen der GRS und der belarussischen Aufsichtsbehörde Gosatomnadzor und deren TSOs eine Vereinbarung zur Organisation der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes im Zeitraum 2022 bis 2025 unterzeichnet. Neben dem Erfahrungsaustausch zur Erstellung, Erprobung und Verifikation von Eingabe-Datensätzen für Reaktoren der dritten Generation vom Typ WWER für das von der GRS entwickelte und von

den TSOs von Gosatomnadzor genutzte Programmpaket AC² sollen auch die Ergebnisse deterministischer Analysen von ausgewählten Transienten, Stör- und Unfallszenarien mit AC² unter Anwendung der Programmsysteme ATHLET und COCOSYS diskutiert werden. Für die GRS ist im Rahmen der Zusammenarbeit auch der Erfahrungsaustausch und die Kenntnisnahme zum belarussischen Ansatz für die Erarbeitung und Handhabung von Störfallprozeduren (EOPs) und Handlungsempfehlungen bei Unfällen/schweren Störfällen (SAMGs) sowie die gemeinsame Diskussion der Umsetzung eines Systems zur Auswertung der Betriebserfahrungen, der Überwachung von sicherheitsrelevanten Ereignissen im KKW Belarus, in europäischen KKW sowie in KKW-Anlagen außerhalb der Europäischen Union einschließlich des Ansatzes der Ursachenanalyse und das Alterungsmanagement von großem Interesse. Gegenstand gemeinsamer Diskussion soll auch der Umgang mit bestrahlten Brennelementen und radioaktiven Abfällen in Kernkraftwerken und anderen Anlagen in Belarus und in Deutschland sein.

Die Zusammenarbeit der GRS mit Gosatomnadzor und deren TSOs ist im Jahr 2022 erst einmal auf unbestimmte Zeit angehalten worden.

7.4 Koordination der bilateralen Zusammenarbeit und Informationsaustausch mit Russland

Der Hauptpartner für die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit der GRS auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes in der Russischen Föderation ist das „Wissenschaftlich-technische Zentrum für Nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (SEC NRS)“, eine TSO der russischen nuklearen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Rostekhnadzor. Diese Zusammenarbeit wird auf der Grundlage von Absichtserklärungen zur Zusammenarbeit mit einer Laufzeit von drei Jahren realisiert. In diesen Absichtserklärungen sind die Themen für die bilaterale Zusammenarbeit festgehalten, deren Realisierung in gesonderten Projekten oder Absprachen untersetzt wird.

Diese Absichtserklärungen, die von den Leitern von GRS und SEC NRS unterzeichnet werden, haben eine zentrale Bedeutung bei der Organisation der konkreten Schritte zur Zusammenarbeit, wie Arbeitstreffen, Übergabe von Dokumenten und Informationen und ähnlichem mehr. Während der Laufzeit des Vorhabens erfolgte die Vorbereitung und Abstimmung der Erneuerung der 2021 ausgelaufenen Absichtserklärung zwischen der GRS und der russischen TSO SEC NRS zur wissenschaftlich-technischen

Zusammenarbeit 2022 – 2024. Deren Unterzeichnung ist seitens der Geschäftsführung der GRS auf Grund der aktuellen Ereignisse in der Ukraine gestoppt worden.

Die Zusammenarbeit der GRS mit den Behörden und den TSOs in Russland ist gegenwärtig auf unbestimmte Zeit angehalten worden.

7.5 Erfahrungsaustausch mit der tschechischen Behörde/TSO

Im Jahr 2019 wurde ein vierseitiges Memorandum of Understanding zwischen BMUV/GRS und SÚJB/SÚRO zur Vertiefung der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit – vorrangig zwischen den beiden Sachverständigenorganisationen – unterzeichnet. Auf der Basis dieses MoU vereinbarten GRS und SÚJB/SÚRO einen Themenkatalog über den Austausch von Informationen zu gemeinsam interessierenden Fragestellungen. Infolge der pandemiebedingten Restriktionen in den Jahren 2020 und 2021 konnte die Zusammenarbeit nur sehr eingeschränkt realisiert werden. Nach Wegfall dieser Restriktionen wurde in der zweiten Jahreshälfte 2022 mit zwei Treffen zwischen GRS und SÚJB/SÚRO im Oktober und Dezember 2022 in Dukovany und Prag sowie einem dritten Treffen im Februar 2023 in Prag die Zusammenarbeit wieder aktiviert. Wesentliche Ergebnisse zu Arbeitstreffen sind im Folgenden zusammengefasst.

Die vier Blöcke des KKW Dukovany haben im Ergebnis der Maßnahmen zur Leistungserhöhung eine elektrische Leistung von je 510 MW_{el}, d.h. ca. 16 % höher als die ursprüngliche Leistung von 440 MW_{el}. In den letzten 10 Jahren wurden 786 Mio. EUR in die Sicherheitsertüchtigung und Maßnahmen zur Modernisierung des KKW investiert. Zu den wesentlichen Sicherheitsertüchtigungsmaßnahmen zählen die Installation:

- der 3. Notspeisewasserpumpe, der sogenannten „Super-Notspeisewasserpumpe“,
- zusätzlicher Wasserstoff-Rekombinatoren, was zu einer fast 100fachen Kapazitätserhöhung führte,
- des 3. Kühlsystems für das Brennelement-Lagerbecken,
- zweier fest installierter Notstromdiesel mit einer Leistung von je 3,2 MW,
- erdbebensicherer Kühltürme mit Ventilatorbetrieb als Wärmesenke für sicherheitstechnisch bedeutsame Kühlsysteme wie Not und Nachkühlsysteme.

Es wird gegenwärtig für Dukovany eine Betriebsdauer von 60 Jahren angestrebt. In diesem Zusammenhang liefen und laufen umfangreiche Untersuchungen zum Alterungsmanagement von Systemen und Anlagenteilen, die im internationalen Rahmen durch

die IAEO-Programme SALTO (Safety Aspects of Long Term Operation) und IGALL (International Generic Ageing Lessons Learned) verifiziert werden. Im Rahmen des Alterungsmanagements wird jährlich ein sogenannter „System Health Report“ erstellt, der die Ergebnisse der Alterungsüberprüfungen und die Bewertung der Bedingungen für technologische Systeme sowie korrektive Maßnahmen für das Alterungsmanagement enthält. Darüber hinaus gibt es in der Tschechischen Republik in Übereinstimmung mit den Anforderungen von SÚJB einen alle 5 Jahre erscheinenden Bericht zum Alterungsmanagement (Ageing Management Report, AMR), der von ČEZ für jedes KKW separat erstellt wird. Als Beispiel wurde die Arbeit eines Expertenteams für das Alterungsmanagement von Dampferzeugern angeführt. Hier wird gemeinsam mit ŠKODA und Framatome (Frankreich) an der Methodik zur Reinigung von Heizrohren durch Wasser unter einem Druck von 20 MPa gearbeitet, um der Verringerung des Wärmeübertrags durch zunehmende Ablagerungen wirksam entgegenzuwirken. Bisher konnten mit dem speziell für diesen Zweck entwickelten „Manipulator“ 60 % der Heizrohrfläche in einem Zeitraum von ca. 20 Tagen erreicht und gereinigt werden. Dabei wurden im Rahmen eines Tests während des Stillstands des KKW Dukovany, Block 2, im Jahr 2021 bei der Reinigung des Dampferzeugers Nr. 6 ca. 850 kg Ablagerungen abgespült. Die Konstruktion befindet sich weiter in Entwicklung. Angestrebt wird, mit dem Manipulator 100 % der Heizrohrfläche zu erreichen.

Weitere Schwerpunkte der Treffen waren Präsentationen und Diskussionen zu den jüngsten deterministischen Untersuchungen von postulierten Unfallszenarien in KKW mit WWER-1000. Dazu wurden Eingabedaten, Modelle und Analyseergebnisse zu Unfallszenarien in KKW mit WWER-1000 vorgestellt und erläutert. In der anschließenden Diskussion standen die Herangehensweise an die Simulation wesentlicher Phänomene während der Unfallabläufe sowie die Interpretation der Analyseergebnisse im Mittelpunkt.

Darüber hinaus wurden seitens der GRS gegenwärtig laufende Arbeiten zu deterministischen Sicherheitsanalysen für WWER-1000 und WWER-440 präsentiert und ein Vorschlag zu gemeinsamen Untersuchungen unterbreitet. Er beinhaltet die Sammlung und Diskussion von Details über den aktuellen Stand der Modernisierung der KKWs Dukovany und Temelín sowie den Austausch von Informationen und die Erörterung code-basierter Methoden in deterministischen Sicherheitsanalysen, die bislang für WWER-Anlagen durchgeführt wurden.

Die aus den Treffen gewonnenen Informationen und Erkenntnisse dienen u. a. Vergleichen mit Anlagen des gleichen Typs anderer Betreiber und der Aktualisierung kraftwerksspezifischer Datensätze für das bei der GRS entwickelte Programmpaket AC².

7.6 Koordination der bilateralen Zusammenarbeit und Informationsaustausch mit der Ukraine

Die Zusammenarbeit zwischen der GRS und der ukrainischen TSO, dem SSTC NRS, erfolgt im Rahmen einer mehrjährigen Vereinbarung (Absichtserklärung) über die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit im Bereich der nuklearen Sicherheit zwischen dem Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz der Bundesrepublik Deutschland (BMUV) sowie seiner Sachverständigenorganisation, der Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS), und der Staatlichen Inspektion für nukleare Regulierung der Ukraine (SNRIU) sowie ihrer Sachverständigenorganisation, dem Staatlichen wissenschaftlich-technischen Zentrum für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (SSTC NRS).

Die Absichtserklärung legt die Ziele, Schwerpunkte und die Organisation der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit zwischen den beiden Behörden BMUV und SNRIU und deren TSOs fest. Die laufende Absichtserklärung endete im Jahr 2021, so dass die Notwendigkeit einer Erneuerung bestand. Das erforderte zahlreiche Absprachen und Vorbereitungen für den Abschluss einer neuen Vereinbarung, die an die aktuellen Gegebenheiten angepasst werden musste. Die Ausarbeitung erfolgte im Rahmen des AP 6. Im Jahr 2022 wurde eine neue Absichtserklärung für den Zeitraum von 2022 bis zum Jahr 2025 vereinbart. Die Absichtserklärung wurde am Rande der Generalkonferenz der IAEO in Wien am 26. September 2022 unterzeichnet.

Als Schwerpunkte der Zusammenarbeit wurden definiert:

- Reaktorsicherheit von KKW mit Wasser-Wasser-Energie-Reaktoren (WWER): Erfahrungsaustausch zu Kriterien und Anforderungen an Sicherheitsanalysen für KKW;
- Erfahrungsaustausch zur Anwendung moderner Bewertungsmethoden und Thermohydraulik- und Reaktorphysikcodes, Validierung der Codes und Modelle;
- Erfahrungsaustausch zu Fragen der Realisierung sicherheitserhöhender Maßnahmen vor dem Hintergrund der Erkenntnisse aus dem Unfall im KKW Fukushima Daiichi;

- gemeinsame Durchführung von Aktivitäten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA);
- Auswertung von Betriebserfahrungen;
- Sicherheit und Zuverlässigkeit digitaler Sicherheitsleittechnik;
- Fragen der Sicherheit am Standort Tschernobyl und in der 30-km-Zone;
- Gewährleistung des sicheren Umgangs mit nuklearen Materialien, Quellen ionisierender Strahlung und radioaktiven Abfällen;
- Erfahrungen bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen;
- Methodologie und Kriterien bei der Bewertung des Standes der Gewährleistung des physischen Schutzes kerntechnischer Anlagen sowie nuklearer und anderer radioaktiver Materialien;
- Radiologische Aspekte bei der Gewinnung und Verarbeitung von Uran sowie bei der Stilllegung entsprechender Anlagen;
- Radiologische Aspekte der Bergung verbrauchter hochaktiver Quellen und ihre Überführung in einen sicheren Zustand;
- Wissensmanagement, Informations-Netzwerk der Regulierungsbehörden (RegNet) im Rahmen des Global Nuclear Safety and Security Network (GNSSN);
- Wissenschaftlich-technischer Erfahrungsaustausch, Arbeitstreffen und Schaffung gemeinsamer Wissensbasen für nukleare Sicherheit und Sicherung.

Auf der Basis der Absichtserklärung wurden jährliche Arbeitsprogramme zwischen der GRS und dem SSTC NRS vereinbart. Die Arbeiten der GRS wurden im Rahmen der Vorhaben des BMUV realisiert. Das sind die Vorhaben 4720R01500 (EF1), 4720R01520 (EF2) und 4720I01512 (INT KoNuS). Die konkreten Inhalte werden in Abstimmungsgesprächen zwischen der GRS und dem SSTC NRS festgelegt.

Die Organisation der deutsch-ukrainischen Zusammenarbeit gestaltete sich aufgrund negativer Umstände als kompliziert und erforderte ein hohes Maß an Improvisation. So machte der Ausbruch der Covid-19-Pandemie in den Jahren 2020 und 2021 einen Teil der geplanten Arbeitstreffen unmöglich. Inhaltlich konnte das durch Online-Meetings nur in einem begrenzten Maß kompensiert werden.

Seit dem Beginn des russischen Angriffskriegs gegen die Ukraine am 24. Februar 2022 sind Präsenzveranstaltungen mit den ukrainischen Experten nicht mehr möglich. Einige ukrainische Experten üben ihre Tätigkeit nicht mehr aus. Inhaltlich hat sich der Wissensbedarf über die ukrainischen kerntechnischen Anlagen nach dem Kriegsausbruch

deutlich verschoben. Im Fokus steht insbesondere das durch russisches Militär besetzte KKW Saporishshja.

Durch die genannten Gründe wurde die Erstellung der jährlichen Arbeitsprogramme zwischen der GRS und dem SSTC NRS zeitweilig ausgesetzt. Lediglich im Jahr 2021 wurde ein solches Arbeitsprogramm erstellt. Schwerpunkte des Arbeitsprogramms sind insbesondere:

- Durchführung gemeinsamer thermohydraulischer Analysen zu verschiedenen Szenarien schwerer auslegungsüberschreitender Störfälle in WWER-Reaktoren der Baureihen WWER-440 und WWER-1000. Diese Arbeiten waren im Rahmen der Vorhaben INT KoNuS und EF2 vorgesehen. Unteraufträge dazu wurden mit dem SSTC NRS in beiden Vorhaben vereinbart.
- Zusammenarbeit zu aktuellen Fragestellungen zur Situation im ehemaligen Block 4 des KKW Tschernobyl mit dem Neuen sicheren Confinement (NSC) mit dem eingeschlossenen Shelter (Sarkophag). Die Arbeiten waren im Rahmen des Vorhabens EF1 vorgesehen. Ein Unterauftrag mit dem SSTC NRS wurde dazu abgeschlossen.
- Zusammenarbeit zum Umgang und der Lagerung sowie der Charakterisierung von radioaktiven Abfällen. Die Arbeiten waren im Rahmen des Vorhabens INT KoNuS vorgesehen. Ein Unterauftrag mit dem SSTC NRS wurde dazu abgeschlossen.
- Auswertung von Betriebserfahrungen und Analyse von betrieblichen Ereignissen. Dazu war vorgesehen, in Abhängigkeit der pandemischen Lage einen Workshop bei der GRS in Berlin durchzuführen. Die Arbeiten sollen im Rahmen des Vorhabens EF 1 erfolgen.
- Untersuchungen zu neuen Betriebsweisen in WWER-Anlagen bezüglich der Reaktorphysik. Dabei sollte besonderes Augenmerk auf den Lastwechselbetrieb gelegt werden. Diese Arbeiten wurden vom TÜV Süd Industrial Service GmbH im Unterauftrag der GRS mit Unterstützung von HZDR und IBBS durchgeführt.
- Erfahrungsaustausch mit dem SSTC NRS zum Wissensmanagement. Dazu war vorgesehen, in Abhängigkeit der pandemischen Lage einen Workshop bei der GRS in Berlin durchzuführen. Die Arbeiten erfolgen im Rahmen des Vorhabens EF2.

Im Vorhaben fanden zwei Präsenzveranstaltungen zur Durchführung gemeinsamer Absprachen und Planungen zur deutsch-ukrainischen Zusammenarbeit statt:

- Am 12. August 2021 fand im SSTC NRS in Kiew ein Arbeitstreffen zur bilateralen Zusammenarbeit zwischen der GRS und dem SSTC NRS statt. Dabei wurde der Stand der Erfüllung des Arbeitsprogramms der Zusammenarbeit zwischen der GRS

und dem SSTC NRS diskutiert. Es wurde der Stand der Arbeiten und der Erfüllung vorhandener oder noch abzuschließender Unteraufträge besprochen. Ebenso wurden Planungen für die weitere Zusammenarbeit gemacht.

Die **Arbeitspunkte 1 – 3** des Arbeitsprogramms wurden im Rahmen des Vorhabens 4720I01512 (INT KoNuS) durchgeführt. Der Stand der Umsetzung wurde während des Arbeitstreffens diskutiert. Diese betrafen die Auslegung der katalytischen Wasserstoff-Rekombinatoren und den Umgang mit der Kühlung der Abklingbecken bei schweren Störfällen für Anlagen der Baureihe WWER-440. Ebenso wurden Analysen für schwere Störfälle mit dem Programmpaket AC² für Anlagen der Baureihe WWER-1000 durchgeführt. Es wurde vorgeschlagen, die Erfahrungen bei der Umsetzung sicherheitsverbessernder Maßnahmen der Blöcke 1 und 2 des KKW Riwna, soweit dies sinnvoll erscheint, auch für das armenische Kernkraftwerk zu nutzen. Es wurde festgestellt, dass der zwischen der GRS und dem SSTC NRS abgeschlossene Unterauftrag UA-3591 planmäßig abgearbeitet wird.

Zum **Arbeitspunkt 4** des Arbeitsprogramms wurde der Inhalt der im Rahmen des INT KoNuS durchzuführenden Arbeiten präzisiert. Ein Unterauftrag war zu diesem Zeitpunkt noch nicht abgeschlossen worden. Es wurde beschlossen, sich auf die Bedingungen der Endlagerung von radioaktiven Abfällen, in denen sich eine bestimmte Anzahl von „hot-spots“ befindet, zu konzentrieren. Ein baldiges Arbeitstreffen wurde vereinbart.

Der **Arbeitspunkt 5** des gemeinsamen Arbeitsprogramms beinhaltete gemeinsame Untersuchungen der Ausbreitung von Radioaktivität durch die brennstoffhaltigen Materialien im Sarkophag. Dazu war der Unterauftrag UA-3597 im Vorhaben 4720R01500 (EF 1) abgeschlossen worden. Nachdem sich die Arbeiten durch die COVID-19-Pandemie zunächst verzögert hatten, gingen sie nun in die aktive Phase. Ein Arbeitstreffen in Kyjiw wurde für den Oktober 2021 geplant. Erste inhaltliche Absprachen zur Vorbereitung wurden besprochen.

Ebenfalls im Rahmen des EF1 verlief die deutsch-ukrainische Zusammenarbeit zum Erfahrungsaustausch bei der Analyse von Betriebserfahrungen. Im gemeinsamen Arbeitsprogramm wurden diese Arbeiten im **Arbeitspunkt 6** durchgeführt. Der Austausch zu betrieblichen Ereignissen verlief regelmäßig und auf Anfrage. Dazu war für den November 2021 ein Workshop bei der GRS in Berlin geplant worden. Während des Abstimmungstreffens am 12. August 2021 wurden Schwerpunkte für diesen geplanten Workshop festgelegt.

Im **Arbeitspunkt 7** des gemeinsamen Arbeitsprogramms wurden die vergleichenden Benchmark-Rechnungen für Reaktoren der Baureihe WWER-1000/W-320 mit dem Programmpaket AC² einerseits und mit MELCOR andererseits aufgeführt, die im

Rahmen des Vorhabens 4720R01520 (EF2) durchgeführt worden sind. Mit diesen Arbeiten wurde zum Zeitpunkt des Arbeitstreffens in Kyjiw begonnen. Dazu wurde der Unterauftrag UA-3608 abgeschlossen.

Der **Arbeitspunkt 8** beinhaltet die Durchführung gemeinsamer reaktorphysikalischer Analysen. Diese wurden im Rahmen des EF2 im Unterauftrag der GRS durch den TÜV Süd Industrial Service GmbH mit Unterstützung des HZDR und des IBBS durchgeführt. Die Arbeiten verliefen in Kooperation mit dem SSTC NRS. Zum Zeitpunkt des Arbeitstreffens verliefen die vorgesehenen Arbeiten planmäßig. Aufgrund der COVID-19-Pandemie wurden alle Arbeitstreffen im Online-Format durchgeführt.

Im **Arbeitspunkt 9** des Arbeitsprogramms erfolgte ein Austausch zu Fragen des Wissensmanagements. Die Arbeiten hier erfolgten im Rahmen des EF2. Für das zum Jahresende 2021 vorgesehene Arbeitstreffen wurden während des Arbeitstreffens im August 2021 erste inhaltliche Planungen durchgeführt.

Im **Arbeitspunkt 10** des gemeinsamen Arbeitsprogramms zur Teilnahme von Experten des SSTC NRS am Programm von Seminaren und Workshops konnten keine Ergebnisse erzielt werden. Die Koordination dazu erfolgt über die ukrainische atomrechtliche Regulierungsbehörde SNRIU. Aufgrund der aktuellen Gegebenheiten fanden keine Seminare statt.

- Am 23. November 2021 fand in Paris am Rande der Eurosafe ein Arbeitstreffen zwischen der GRS und dem SSTC NRS statt. Während des Meetings wurde der Stand der Zusammenarbeit zwischen beiden Organisationen besprochen. Grundlage dazu war das im August 2021 aktualisierte Arbeitsprogramm für 2021. Neben den Diskussionen zum Stand der Erfüllung des laufenden Arbeitsprogramms wurden auch Perspektiven für das Jahr 2022 erörtert. Auf dieser Grundlage wurde vom SSTC NRS ein Vorschlag erarbeitet und der GRS zugeleitet. Während des Arbeitstreffens konnte festgestellt werden, dass im Vergleich zum letzten Meeting im August 2021 in Kyjiw große Fortschritte erzielt werden konnten. Ein Grund dafür lag darin, dass wieder Präsenzveranstaltungen möglich waren, durch die die gemeinsamen Aktivitäten wesentlich effizienter gestaltet werden konnten. Zu den laufenden Vorhaben wurden geringfügige inhaltliche Modifikationen vorgeschlagen. Von SSTC NRS wurden Vorschläge für die weitere Zusammenarbeit gegeben. Diese betrafen einerseits die Anwendung des Rechencodes ATHLET-CD für den Ablauf schwerer Störfälle im Abklingbecken, die Durchführung eines Workshops zur Anlagensicherung, Erfahrungen aus der Analyse von Fehlern aus gemeinsamer Ursache in der Leittechnik und Erfahrungen beim Notfallschutz. Eine Umsetzung dieser Vorschläge war aufgrund des russischen Überfalls auf die Ukraine und die Möglichkeiten der GRS im Rahmen der laufenden Projekte nicht möglich.

Ein wichtiges Thema bei den Besprechungen zur bilateralen Zusammenarbeit zwischen der GRS und dem SSTC NRS war auch die Koordinierung im Vorhaben 4720I01511 (INT-RBMK-2). Dabei ging es sowohl um organisatorische Fragen (z. B. Organisation von Reisen ukrainischer Experten) als auch um die Inhalte der bereitzustellenden Informationen.

Darüber hinaus fand im Rahmen des AP 6 im Zeitraum vom 16. bis 17. November 2021 ein Workshop zum Erfahrungsaustausch zur Analyse von Betriebserfahrungen in Deutschland und in der Ukraine statt. Der Workshop fand als Präsenzveranstaltung statt. Von ukrainischer Seite nahmen Vertreter der atomrechtlichen Regulierungsbehörde SNRIU und deren TSO, dem SSTC NRS, teil. Die nachfolgenden Themen standen im Vordergrund:

- Neue regulatorische Anforderungen an die Untersuchung und Erfassung betrieblicher Ereignisse in der Ukraine (NP 306.2.235-2021)
- Übersicht über betriebliche Ereignisse in ukrainischen und in deutschen Kernkraftwerken in den Jahren 2020 – 2021
- Präsentation ausgewählter betrieblicher Ereignisse in deutschen und ukrainischen Kernkraftwerken
- Untersuchung und Erfassung von betrieblichen Ereignissen bei der Lagerung von bestrahlten Brennelementen und radioaktiven Abfällen und während der Stilllegung in Deutschland
- Erfahrungen eines Ereignisses mit der Beschädigung des Kopfteils eines Brennelements während des Einladens in eine unterkritische Anordnung
- Erfahrungen bei der Erfassung von Brandereignissen

Die ukrainischen und deutschen Experten tauschten Erfahrungen bei der Analyse von Ereignissen in Anlagen in ihren Ländern intensiv aus. Im Fokus stand dabei die jeweilige Herangehensweise bei der Bewertung von Ereignissen und die Erstellung von Empfehlungen. Wichtige Ereignissen in Kernkraftwerken und kerntechnischen Anlagen in beiden Ländern wurden dargestellt.

In einer gesonderten Präsentation berichteten die ukrainischen Experten über ein Ereignis in einer unterkritischen Anordnung. Bei der Anlage handelt es sich um eine mit einem Beschleuniger verbundene Neutronenquelle in der Stadt Charkiw. Der Kern selbst ist ohne Betrieb des Beschleunigers unterkritisch. Die Anlage dient für Forschungsaufgaben, der Durchführung von Werkstoffexperimenten, der Herstellung von radioaktiven

Isotopen, der Nutzung der Neutronenstrahlung für medizinische Therapien und der Ausbildung von Personal.

Bei Arbeiten zur Beladung der unterkritischen Anordnung mit Brennelementen in der Testphase der Anlage kam es zu einer Beschädigung des Kopfteils eines Brennelements durch ein unbeabsichtigtes Anstoßen des elektromechanischen Greifers. Das Brennelement befand sich im Transportbehälter. Nach einer kurzen Unterbrechung wurde der Beladeprozess fortgesetzt, ohne die Ursachen des Ereignisses zu ermitteln und das Brennelement genauer zu untersuchen. Beim Einladen in die unterkritische Anordnung wurde festgestellt, dass das Brennelement nicht passte und 3 – 4 mm hervorstand.

Das Ereignis wurde entsprechend der INES-Kategorisierung als Ereignis der Stufe 1 bewertet. Als Ursachen wurden sowohl Fehler bei der Konstruktion des Greifers, bei der Verkabelung des Greifers und bei der Kontrolle und Wartung identifiziert. Dass der Beladeprozess nach dem Ereignis fortgesetzt wurde, wurde als Personalfehler, Missachtung der geltenden Vorschriften und mangelhafte Sicherheitskultur gewertet.

7.7 Koordination des Vorhabens INT RBMK-2

Im Rahmen des AP 6 erfolgte die inhaltliche Koordination des Vorhabens 4720I01511 (INT RBMK – Reisen, Büro Moskau und Kiew). Dieses Vorhaben diente der Unterstützung der inhaltlichen und termingerechten Umsetzung des Leistungsumfanges des Vorhabenskomplexes nukleare Sicherheit im Ausland mit den Vorhaben 4720R01500 (EF1) „Internationale Entwicklungen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit“, 4720R01520 (EF2) „Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit im Ausland – Modelle und Analysen für Anlagen russischen Designs und Wissensnetze“ sowie dem Vorhaben 4720R01560 (AF2) „Dossiers und Stellungnahmen zu sicherheitstechnischen Fragestellungen in ausländischen KKW und Forschungsreaktoren“. Dazu wurden u. a. die Unteraufträge zu Kontaktstellen in Moskau und Kiew mit dem Kooperationspartner R&DC TechMashInter Ltd (Russland) und mit der ukrainischen TSO SSTC NRS abgeschlossen.

Die Quartalsberichte der Kontaktstellen in Moskau und Kiew gaben einen Überblick über die aktuellen Aktivitäten in der Russischen Föderation und in der Ukraine. Neben diesen Berichten wurden von den Kontaktstellen regelmäßig Presseinformationen erarbeitet und bereitgestellt. Die dabei gewonnenen Informationen sind in verschiedene Arbeitsergebnisse des Vorhabens eingeflossen. Insbesondere nach dem Ausbruch des Krieges

in der Ukraine am 24. Februar 2022 stellten diese Informationen eine wichtige Quelle zur Bewertung der aktuellen Situation zur Sicherheit der ukrainischen kerntechnischen Anlagen dar. Für die GRS ergab sich durch die Zusammenarbeit mit dem SSTC NRS die Möglichkeit, das vorhandene Wissen erheblich zu erweitern und neue Erkenntnisse zu sicherheitstechnischen Aspekten der in der Ukraine betriebenen Anlagen und des KKW Tschernobyl zu gewinnen und in den weiteren Aktivitäten zu nutzen.

7.8 Vertiefung des Sachverstandes zur Tschernobyl-Thematik und damit verbundene bilaterale Aktivitäten mit ukrainischen Partnern

Im Rahmen des Arbeitspaketes 6 erfolgten Aktivitäten zur Weiterentwicklung des Sachverstandes zur Tschernobyl-Thematik, u. a. durch Verfolgung und Auswertung der Situation am Standort Tschernobyl und der Exclusion Zone und der Auswertung von Informationen aus den multi- und bilateralen Aktivitäten sowie öffentlich zugänglichen Informationsquellen. Des Weiteren war die Erweiterung der Wissensbasis über Aktivitäten im Zusammenhang mit der Bewältigung der Tschernobyl-Unfallfolgen und Fortsetzung der Kooperation der GRS mit den ukrainischen Partnern vorgesehen.

Die GRS verfolgt mittlerweile seit vielen Jahren sowohl die Entwicklungen am Standort des KKW Tschernobyl als auch die Entwicklungen in der 30-km-Zone. Dies erfasst Maßnahmen zur technischen Sicherung der Überreste des havarierten Reaktors, des Sarkophags, aber auch die Maßnahmen zum Umgang mit unfallbedingt angefallenen radioaktiven Abfällen und zur Sanierung kontaminierter Gebiete innerhalb und außerhalb der 30-km-Zone. Die GRS verfügt damit über umfangreiche Kenntnisse zur Tschernobyl-Thematik und will mit diesem Arbeitspunkt ihre Wissens- und Kompetenzbasis erhalten und weiter ausbauen.

Der Beginn und die bis zum heutigen Tag andauernde, russische Invasion in der Ukraine, hat auch die Arbeiten in diesem Arbeitspunkt beeinflusst. Von dieser Invasion waren auch das KKW Tschernobyl und Teile der 30-km-Zone direkt betroffen.

In diesem Zusammenhang wird darauf verwiesen, dass sich durch den militärischen Überfall Russlands auf die Ukraine die Randbedingungen für die Gestaltung des AP 6 des Vorhabens zur Tschernobyl-Thematik gravierend verändert haben. Ein direkter Kontakt, wie er in der Vergangenheit zu intensivem Austausch zur Tschernobyl-Thematik genutzt wurde, war seit dem russischen Überfall auf die Ukraine am 24. Februar 2022 nicht mehr in dieser Form möglich. Das hat die Kooperationsmöglichkeiten wesentlich

eingeschränkt. Darüber hinaus mussten auch zahlreiche Aufgaben kurzfristig erledigt werden, die ursprünglich nicht vorgesehen waren.

Neben den Einschränkungen, die sich kriegsbedingt bei den ukrainischen Partnern ergeben haben, hatte der Krieg auch weitere Auswirkungen auf die Realisierung der Aufgaben im Zusammenhang mit der Stilllegung des KKW Tschernobyl, mit der Umwandlung des Systems Sarkophag und Neuer Sicherer Einschluss in ein sicheres ökologisches System und dem bestimmungsgemäßen Betrieb der speziellen Anlagen zum Umgang mit bestrahlten Brennelementen und radioaktiven Abfällen am Standort des KKW Tschernobyl und in der 30-km-Zone.

Statusinformationen und Faktensammlung

Zur Sammlung und Aufbereitung der Statusinformationen zur Situation am Standort Tschernobyl wurde mit Beginn des Vorhabens ein umfassendes Dokument dazu erstellt. Dies wurde in zwei Versionen vorgelegt, beginnend mit der „Statusinformation zur Entwicklung in der Exclusion Zone von Tschernobyl“ zum Dezember 2020. Diese enthält neben einer umfangreichen Beschreibung der Objekte am Standort eine Darstellung aktueller Ereignisse:

Sehr wichtige aktuelle Ereignisse zu diesem Zeitpunkt waren:

- Erteilung der Teilgenehmigung für das testindustrielle Betriebsregime CS-1 für die erste Inbetriebsetzungsstufe des Neuen sicheren Confinements (NSC) über dem existierenden Sarkophag über dem zerstörten Block 4 am 24.07.2020.
- Am 07.09.2020 erhielt das KKW Tschernobyl die Teilgenehmigung zur Durchführung von heißen Tests der Interim Storage Facility 2 (ISF-2) der abgebrannten Brennelemente der Blöcke 1 bis 3 mit dem Einladen von zunächst 186 Brennelementen aus dem Nasslager ISF-1.
- Am 22.12.2020 wurde der erste Bauabschnitt des zentralen Trockenlagers für bestrahlte Brennelemente aus den Blöcken der KKW Riwne, Südukraine und Chmelnyzkyj in der Exclusion Zone von Tschernobyl (CSFSF) fertiggestellt.

Es wurde zum damaligen Zeitpunkt schon festgestellt, dass die COVID-19-Pandemie einen erheblichen Einfluss auf das Geschehen am Standort von Tschernobyl hat. In der Ukraine wurden im Frühjahr 2020 strenge Regeln eingeführt, um die Ausbreitung des Virus einzudämmen. Das hatte teilweise erhebliche Verzögerungen in den Ablaufplänen

zur Folge, die auch zeitliche Rahmenbedingungen der erteilten Genehmigungen beeinflussen können.

Die Statusinformation vom Dezember 2020 wurde 2021 erheblich erweitert und neu strukturiert. Informationen wurden insbesondere in den Bereichen der Übersicht über die Exclusion Zone und zu den Anlagen zum Umgang mit radioaktiven Abfällen sowie zum Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente aus den Blöcken der KKW Riwne, Südukraine und Chmelnyzkyj ergänzt. Zur späteren Berücksichtigung von Entwicklungen wurde die Statusinformation zum damaligen Zeitpunkt als „Living Document“ bezeichnet, welches regelmäßig aktualisiert und ergänzt werden sollte. Dies musste dann im weiteren Verlauf des Vorhabens abgeändert werden, da aufgrund der Ereignisse im Jahr 2022 Unterlagen zu wichtigen Aspekten einzelner Anlagen erstellt wurden, die dann im jeweiligen Fokus der Aufmerksamkeit standen. Darüber hinaus wurde die Zugänglichkeit von Informationen nach Beginn des Krieges stark eingeschränkt.

Weitere wichtige Geschehnisse am Standort des KKW Tschernobyl vor dem Kriegsausbruch waren:

- Die atomrechtliche Regulierungsbehörde der Ukraine (SNRIU) hat am 20. August 2021 dem Kernkraftwerk Tschernobyl die Genehmigung zur Durchführung von Tätigkeiten zur Verarbeitung und Lagerung von radioaktiven Abfällen, die vorhanden sind oder bei der Umwandlung des Sarkophags in ein sicheres ökologisches System entstehen, erteilt. Diese Betriebsgenehmigung betrifft den Sarkophag mit dem New Safe Confinement (NSC) als Einheit. Der Betriebsgenehmigung war ein ca. einjähriger Probetrieb vorausgegangen. Dabei festgestellte Mängel mussten beseitigt und entsprechende Nachweise geführt werden. Schließlich wurde ein Sicherheitsbericht erstellt und bewertet. Als nächste Aktivitäten stehen die Vorbereitung und Durchführung der Demontage der instabilen Strukturen an. Diese muss bis zum Jahr 2023 abgeschlossen werden. Mit der Genehmigung wurde der Block 4 des KKW Tschernobyl als Objekt zur Lagerung und Verarbeitung radioaktiver Abfälle klassifiziert. Längere Zeit war auch die Genehmigung als ein in der Stilllegung befindliches Kernkraftwerk diskutiert worden. Diese Herangehensweise setzte sich jedoch vor allem aufgrund des fehlenden spezifischen Regelwerks nicht durch. Die Betriebsgenehmigung ist an zahlreiche Auflagen gebunden.
- Weitere Arbeiten im Zusammenhang mit der Inbetriebnahme des Trockenlagers für bestrahlte Brennelemente aus den Blöcken 1-3 (ISF-2) erfolgten nach dem erfolgreichen Abschluss der heißen Tests zum Jahresende 2020. Es wurden umfangreiche

Dokumentationen bei der ukrainischen atomrechtlichen Regulierungsbehörde SNRIU eingereicht und im März 2021 fanden darüber hinaus Inspektionstätigkeiten vor Ort statt. Am 26.04.2021 erhielt das neue Langzeitzwischenlager für abgebrannte Brennelemente (Trockenlager, ISF-2) für die Blöcke 1-3 des KKW Tschernobyl die offizielle Betriebsgenehmigung und damit begann auch der Prozess der Umladung der Brennelemente aus dem ISF-1 in das ISF-2. Anfang 2021 wurde das erste Betonmodul mit Brennelementen aus dem bestehenden Nasslager (ISF-1) befüllt. Um die über 21.000 bestrahlten Brennelemente umzulagern, wird ein Zeitraum von ca. 10 Jahren veranschlagt. Dieser Zeitraum hat sich kriegsbedingt nochmals verlängert.

- Es erfolgten Arbeiten zum Weiterbau und der Inbetriebnahme des zentralen Zwischenlagers für bestrahlte Brennelemente aus den KKW Riwne, Chmelnyzkyj und Südukraine, dem CSFSF (Centralized Spent Fuel Storage Facility) in der Exclusion Zone von Tschernobyl, nachdem im Dezember 2020 der erste Bauabschnitt fertiggestellt worden war. Im Februar 2021 erklärte NAEK Energoatom, dass keine weiteren bestrahlten Brennelemente zur Wiederaufarbeitung und Lagerung nach Russland verbracht werden. Ende Juli 2021 wurde die noch fehlende 43 km lange Eisenbahnstrecke zum Anschluss des CSFSF fertiggestellt. Damit können die bestrahlten Brennelemente mit dem Zug aus den Kraftwerken zum Zentrallager transportiert werden.
- Nachdem es im April 2020 in der Exclusion Zone zu schweren Bränden gekommen war, werden von der State Agency of Ukraine on Exclusion Zone Management (SAUEZM) Aktivitäten unternommen, die eine Wiederholung großflächiger Brände verhindern sollen.
- Im New Safe Confinement (NSC) von Block 4 wurde damit begonnen, die baulichen Strukturen mit einem 3D-Scan zu erfassen. Diese Arbeiten sollten auch der Vorbereitung der geplanten Demontage instabiler Strukturen dienen.

Im Weiteren wird eine Zusammenfassung zum Geschehen am Standort Tschernobyl nach dem Kriegsausbruch gegeben.

Bereits am ersten Tag des Krieges Russlands gegen die Ukraine am 24. Februar 2022 wurden das KKW Tschernobyl und die Exclusion Zone von russischen Truppen besetzt. Davon betroffen waren neben den vier Blöcken des KKW mit dem New Safe Confinement (NSC), dem Nasslager für bestrahlte Brennelemente der Blöcke 1 – 3, dem Trockenlager und allen Anlagen zur Behandlung radioaktiver Abfälle am Standort auch die am Standort vorhandenen Laboratorien und wissenschaftlichen Einrichtungen. Es sind

keine direkten Schäden am NSC im Ergebnis der Kampfhandlungen bekannt geworden. Die Besetzung dauerte bis Ende März 2022 an.

Im Zusammenhang mit der Beschädigung einer Hochspannungsleitung war der Standort Tschernobyl von der externen Energieversorgung abgeschnitten. Neben betrieblichen Funktionen wie Überwachungstechnik, Lüftung, Beleuchtung, Kommunikation, Hebezeuge usw. war davon vor allem die Kühlung der Brennelemente in den Becken des Nasslagers für bestrahlte Brennelemente für die in der Stilllegung befindlichen Blöcke 1 – 3 (ISF-1) von großer Bedeutung. Eine regelmäßige Kühlung des Beckenwassers ist noch erforderlich, jedoch aufgrund der geringen verbliebenen Restwärme nicht mehr dringlich. Für die Notstromversorgung des ISF-1 stehen stationäre und mobile Notstromdiesel zur Verfügung. Mit Stand vom 10. März 2022 waren noch insgesamt 19.442 Brennelemente dort. Im Trockenlager ist keine aktive Kühlung mehr notwendig. Zum Thema der Gewährleistung der Sicherheit des ISF-1 erfolgten umfangreiche Analysen, insbesondere in Bezug auf die Beherrschung einer möglichen Wasserstoffbildung durch Radiolyse und damit einer Explosionsgefahr in der Anlage.

Ende März verließen die russischen Truppen das Gelände des KKW Tschernobyl und die Exclusion Zone. Im Ergebnis des Aufenthalts der russischen Okkupanten kam es zu zahlreichen Schäden, insbesondere der Überwachungstechnik und der hochtechnisierten Laboratorien, mutwilligen Zerstörungen und Plünderungen. Computer, aber wohl auch radioaktive Quellen und Proben, wurden entwendet. Ergebnisse wissenschaftlicher Tätigkeiten und weitere Dokumentationen gingen dabei ebenfalls verloren.

Es wurde als wichtig eingeschätzt, dass die Situation im KKW Tschernobyl und in der Exclusion Zone weiterhin verfolgt werden muss. Infolge der Besetzung durch das russische Militär wird es zu Verzug bei der Umsetzung der Pläne am Standort kommen, wie z. B.:

- beim Rückbau instabiler Strukturen im NSC,
- bei der Umladung bestrahlter Brennelemente aus dem ISF-1 in das ISF-2,
- bei der Inbetriebnahme des Zentralen Trockenlagers für bestrahlte Brennelemente aus den KKW Riwne, Südukraine und Chmelnyzkyj in der Exclusion Zone nach der erfolgreichen Durchführung der Kalttests.

Zunächst mussten die entstandenen Schäden erfasst und kompensiert werden, sodass ein normaler Betrieb wieder möglich wird.

Infolge der Kampfhandlungen kam es im März in der Exclusion Zone von Tschernobyl zu Waldbränden. Waldbrände kommen im Frühjahr in diesem Gebiet immer wieder vor. Die Folgen waren jedoch überschaubar. Große Mengen an radioaktiven Materialien wurden dadurch nicht mobilisiert. Es sind auch keine Schäden an den Einrichtungen in der Exclusion Zone infolge der Brände bekannt geworden.

Die ukrainische atomrechtliche Regulierungsbehörde SNRIU hatte sich nach Abzug der russischen Truppen zunächst entschlossen, den Betreibern am Standort zeitweilig die Betriebsgenehmigungen zu entziehen. Nach einer Überprüfung der Situation am Standort und der entstandenen Schäden sollten die Genehmigungen wieder erteilt werden. Dazu war es erforderlich, umfangreiche Nachweisdokumentationen zu erstellen. Im August 2022 konnten dann die Genehmigungen im Rahmen der Stilllegung der Blöcke 1 – 3 des Kernkraftwerks Tschernobyl, zum Umgang mit radioaktiven Abfällen und zur Nutzung radioaktiver Quellen erneut erteilt werden. Dem vorausgegangen war eine Begutachtung der Erfüllung der entsprechenden Bedingungen durch das SSTC NRS. Am 24. August 2022 konnte dann nach der russischen Invasion zum ersten Mal wieder radioaktiver Abfall angenommen werden. Auch nach dem Wiedereinsetzen der Genehmigungen erfolgten noch weitere Überprüfungen, um sicherzustellen, dass alle formulierten Auflagen erfüllt wurden.

Am 28.04.2022 wurde nach Angaben des ukrainischen Betreibers „NAEK Energoatom“ durch die Aufsichtsbehörde SNRIU die Betriebsgenehmigung für das Zentrallager bestrahlter Brennelemente (CSFSF) am Standort Tschernobyl erteilt.

Ende August 2022 konnten die „heißen Tests“ des dritten Abschnitts des Industrial Complex for solid radioactive waste Management (ICSRM) abgeschlossen werden. Das war möglich, nachdem die dazu notwendige Genehmigung erneut erteilt worden war. Der zu den Ergebnissen erstellte Bericht wurde von der ukrainischen atomrechtlichen Regulierungsbehörde SNRIU am 13. Dezember 2022 bestätigt. Damit wurde eine wichtige Etappe zur Erteilung der Betriebsgenehmigung erfüllt.

Darüber hinaus wurde im Rahmen des AP 6 die Information „Erläuterungen zum Stand der Betriebsgenehmigung des ISF-1 am Standort des Kernkraftwerkes Tschernobyl“ erstellt. Der überwiegende Teil der RBMK-Brennelemente der Blöcke 1 – 3 des KKW Tschernobyl wird gegenwärtig immer noch im zentralen Nasslager ISF-1 auf dem Gelände des KKW zwischengelagert. Das ISF-1 wurde 1986 nach dem Unfall von Tschernobyl in Betrieb genommen. Laut Projekt ist es für 30 Betriebsjahre ausgelegt. Der

Betriebszeitraum wurde inzwischen deutlich überschritten. Eine Neubewertung wurde durchgeführt, die bei Bedarf wiederholt werden kann. Alle 10 Jahre muss eine Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) durchgeführt werden.

Sicherheitstechnische Fragestellungen zum Betrieb des NSC mit dem eingeschlossenen Sarkophag

Aktuelle Fragestellungen zur Sicherheit des NSC, mit denen sich die GRS im Rahmen der Eigenforschung beschäftigt, werden auch in der Öffentlichkeit diskutiert und an die GRS herangetragen. Dazu tragen in der Regel aktuelle Ereignisse bei. Eine solche Frage ist, unter welchen Umständen eine Rekritikalität im Sarkophag denkbar wäre. Im nicht zugänglichen Raum 305/2 wurde durch die installierten Messgeber eine Erhöhung der Neutronenflussdichte gemessen. Zeitweilig erhöhte Messungen der Neutronenflussdichte gibt es nicht zum ersten Mal. Diese können verschiedene Ursachen haben. Die GRS analysierte die bekannten Phänomene dazu und stellte das vorhandene Wissen dazu in einer Kurzeinschätzung zusammen. Die GRS wird sich auch weiter mit dieser Thematik beschäftigen.

Des Weiteren wurde im vorherigen BMUV-Vorhaben 4717R015 im AP 15 (Tschernobyl-Aktivitäten) anlässlich eines bilateralen Arbeitstreffens am 12. und 13. September 2019 bei der GRS in Berlin besprochen, wie die im AP 15 erzielten Ergebnisse, insbesondere bezüglich der Gefährdung durch brennstoffhaltige Materialien (BHM), in einem möglichen Nachfolgevorhaben weiter vertieft werden können. Während des Meetings im September in Berlin wurden dazu erste Vorschläge erarbeitet.

Es wurde vorgeschlagen, die Verteilung luftgetragener Radioaktivität aus den brennstoffhaltigen Materialien zu untersuchen. Dabei sollen die Abhängigkeiten der Verteilung der Aktivität in der Luft des Sarkophags vom Staub an den Ansammlungen von brennstoffhaltigen Materialien und den Luftbewegungen im Sarkophag tiefgreifender betrachtet werden. Für diese Arbeiten wurde vorgeschlagen, wie auch schon im Vorläufervorhaben mit dem SSTC NRS einen Unterauftrag abzuschließen. Seitens der GRS wurde eingeschätzt, dass sich daraus ein wichtiger Erkenntnisgewinn zu den aktuellen Entwicklungen am zerstörten Block 4 des KKW Tschernobyl nach der Errichtung des NSC ergibt.

Es erfolgten mehrere Abstimmungen bei der Vorbereitung des Unterauftrags mit dem SSTC NRS zur Tschernobyl-Thematik im Rahmen des Vorhabens EF1 im AP 6. In Vorbereitung des Unterauftrages wurden mit dem SSTC NRS verschiedene Gespräche zu

den Inhalten der geplanten Zusammenarbeit im Online-Modus geführt und Dokumente ausgetauscht. Im Ergebnis entstand der Entwurf einer Technischen Spezifikation zur Untersuchung des Verhaltens der brennstoffhaltigen Materialien und deren Einfluss auf die radiologische Situation. Ziel war es, die Ausbreitung radioaktiver Stoffe aus den im Sarkophag enthaltenen brennstoffhaltigen Materialien besser zu verstehen und Voraussagen über die weitere Entwicklung in der Zukunft machen zu können. Auf Basis der Technischen Spezifikation wurde mit dem SSTC NRS dann der Unterauftrag UA-3597 „Processes in the facility „Shelter“ and radioactivity propagation from nuclear fuel containing materials“ vereinbart, der sich über einen Zeitraum bis zum 31.03.2023 erstrecken sollte.

Die gemeinsamen Tätigkeiten von GRS und SSTC NRS beinhalten wissenschaftliche Arbeiten zur Untersuchung der Einflussfaktoren auf die Verteilung von Aktivität in der Luft innerhalb und außerhalb des zerstörten Reaktorblocks. Für die GRS ergaben sich dadurch Möglichkeiten der fundierten Einschätzung von Gefahren, die sich im System Sarkophag/NSC unter den geänderten aktuellen Randbedingungen, z. B. durch die Inbetriebnahme des NSC, ergaben.

Im Rahmen des Unterauftrags UA-3597 waren die folgenden Etappen vorgesehen:

1. Sammlung von Daten und Informationen,
2. Analyse der Phänomene,
3. Analyse der Modelle und Anwendung der Ergebnisse,
4. Analyse des Nutzens der Arbeiten und Entwicklung von Vorschlägen,
5. Abschlussbericht.

Am 13. Oktober 2021 fand in Kiew ein Arbeitstreffen zur Tschernobyl-Thematik statt. Am Treffen nahmen Vertreter der GRS, der ukrainischen kerntechnischen Regulierungsbehörde SNRIU, des SSTC NRS, des KKW Tschernobyl und der Ukrainischen Akademie der Wissenschaften teil.

Das Arbeitstreffen diente dem Austausch zu Fragen des Fortgangs des Unterauftrags UA-3597, der aktuellen Situation der Vorhaben des Kernkraftwerks Tschernobyl, der wissenschaftlichen Aktivitäten der ukrainischen Akademie der Wissenschaften, der erteilten Betriebsgenehmigung für das NSC und den relevanten Genehmigungsbedingungen sowie laufender und geplanter nationaler und internationaler Projekte zur Verbesserung der Sicherheit am Standort.

Im Rahmen der Arbeiten zum Unterauftrag UA-3597 wurden der GRS durch das SSTC NRS vereinbarungsgemäß die folgenden Berichte in russischer Sprache übergeben:

- zur Etappe 1.1 „Sammlung von Daten und Informationen (vorläufige Ergebnisse)“,
- zur Etappe 2.1 „Analyse der Prozesse (vorläufige Ergebnisse)“ und eine bearbeitete Fassung dazu,
- zur Etappe 3.1 „Analyse der Modelle und Anwendung der Ergebnisse“,
- zur Etappe 4 „Analyse des Nutzens der Arbeiten und Entwicklung von Vorschlägen“
- zur Etappe 5 „Abschlussbericht“.

Durch die GRS wurden die Berichte kommentiert und mit dem SSTC NRS besprochen. Als Arbeitssprache bis zur Erstellung des Abschlussberichts wurde aus praktischen Erwägungen Russisch gewählt. Der Abschlussbericht, der auch die einzelnen Berichte der jeweiligen Etappen enthält, wurde in englischer Sprache verfasst.

Ziel der wissenschaftlichen Arbeiten war es, ein besseres Verständnis der möglichen Herausbildung von Abhängigkeiten zwischen der Ansammlung brennstoffhaltiger Materialien und dem Niveau der luftgetragenen Aktivität unter dem Bogen des Neuen Sicheren Confinements (NSC) und außerhalb der Begrenzungen herauszuarbeiten. Dabei sollten Phänomene der Verbreitung von Radioaktivität über den Ansammlungen von brennstoffhaltigen Materialien in Abhängigkeit von den Eigenschaften des radioaktiven Staubs und unter Berücksichtigung verschiedener Umstände wie der Luftbewegungen, der Temperatur und der Druckdifferenz untersucht werden. Im Ergebnis der Arbeiten sollten Empfehlungen zu experimentellen Untersuchungen zu den Parametern entwickelt werden, die den höchsten Einfluss auf die Ausbreitung von Radioaktivität aus den brennstoffhaltigen Materialien durch die Luft haben. Diese Untersuchungen sind unter anderem deshalb notwendig, da in den nächsten Jahren umfangreiche Arbeiten zur Demontage instabiler Strukturen oder alternativ zu deren Stabilisierung anstehen, die durch die radiologischen Bedingungen im NSC und an den zu demontierenden Teilen maßgeblich beeinflusst werden.

Wie vorgeschlagen, wurden zur Analyse der Modelle und Anwendung der Ergebnisse zwei Modellansätze berücksichtigt:

- das Modell des Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants (ISP NPP) der ukrainischen Akademie der Wissenschaften,

- das Modell des Institute of Engineering Thermophysics (ITTF), ebenfalls der ukrainischen Akademie der Wissenschaften zugehörig.

Die ersten Informationen zum Modell des ISP NPP basieren auf der Veröffentlichung „Berechnung von Konzentrationen radioaktiver Aerosole beim Auswurf aus dem NSC“ von 2008. Dabei wurde noch auf die Daten vor der Demontage des alten Abluftkamins auf dem Dach des dritten Blocks des KKW Tschernobyl ohne Berücksichtigung des neuen Abluftkamins zurückgegriffen. Der Quellterm ist dabei durch Ereignisse im dritten Block definiert.

Zur Modellierung der Aufwirbelung von radioaktivem Staub bei einem Zusammenbruch baulicher Strukturen wird auf einen diesbezüglichen wissenschaftlichen Beitrag eingegangen. Dabei wird auf die außerordentliche Komplexität der Fragestellung und den begrenzten Umfang notwendiger Ausgangsinformationen für quantitative Berechnungen verwiesen. Die Betrachtungen beziehen sich jedoch hauptsächlich auf Randbedingungen des Sarkophags vor der Errichtung des NSC, z. B. durch starke Windlasten oder einen Tornado, und sind nur bedingt auf die gegebene Fragestellung anwendbar.

Eine weitere wichtige Fragestellung, die behandelt wurde, ist die Ausbreitung der Wolke radioaktiver Verunreinigungen in der unmittelbaren Umgebung des NSC. Dazu wurden die Ergebnisse aus verschiedenen Publikationen verglichen und ausgewertet.

Das Modell von ISP NPP berücksichtigt nicht die Prozesse in den brennstoffhaltigen Materialien und die dadurch bedingte Aktivitätsausbreitung. Die Aktivitätsausbreitungen wurden unter der Annahme der verbreiteten Ausbreitung von einem bestimmten Punkt aus berechnet, zum Beispiel vom Abluftkamin aus. Das bedeutet, dass das Modell für die Herstellung eines Zusammenhangs zwischen den Bedingungen innerhalb des Sarkophags in das Hauptvolumen des NSC und nach außen ungeeignet ist. Es ist hingegen für die Beschreibung der Transportmechanismen von einer vordefinierten Quelle aus anwendbar.

Bei der Analyse der Ergebnisse der Betrachtungen nach dem ITTF-Modell wurden ähnliche Ergebnisse erzielt.

Insgesamt können nach dem aktuellen Stand der Forschung bisher keine eindeutigen Antworten auf die Fragestellung der Abhängigkeiten zwischen der Ansammlung brennstoffhaltiger Materialien und dem Niveau der luftgetragenen Aktivität unter dem Bogen

des Neuen Sicherem Confinements (NSC) und außerhalb der Begrenzungen gegeben werden. Die Zusammenhänge sind außerordentlich komplex.

Schlussfolgerungen und Empfehlungen aus den durchgeführten Analysen können wie folgt zusammengefasst werden:

- Als Ergebnis der Analysen kann festgestellt werden, dass eine zuverlässige theoretische Modellierung von Staub- und Aerosol-Adhäsionsprozessen auf den Oberflächen der brennstoffhaltigen Materialien (BHM) und der Staub- und Aerosolabscheidung von der Oberfläche aufgrund der Komplexität und Vielfalt der Adhäsionsprozesse, der Staub- und Aerosolabscheidung von der Oberfläche, ihrer Abhängigkeit von vielen Faktoren, die die Eigenschaften von Staub, Aerosol, BHM-Oberflächen und BHM-Umgebungsbedingungen charakterisieren, und auch deren zeitlicher Abhängigkeit unmöglich ist, was auch durchaus als ein Ergebnis gewertet werden kann. Der rationellste Weg ist eine experimentelle systematische Untersuchung des Staub- und Aerosolauftriebs von der Oberfläche der BHM-Akkumulation, um die Eigenschaften von Staub und Aerosolen zu bestimmen.
- Dreidimensionale CFD-Modelle ermöglichen die umfassendste Analyse der wichtigsten physikalischen Prozesse, die den thermo-gasdynamischen, feuchtigkeits- und strahlungstechnischen Zustand des Systems NSC-Sarkophag bestimmen. Die ersten beiden Hauptprozesse – die Bewegung der Luftströme und der Wärmeaustausch außerhalb und innerhalb des NSC – sind die Hauptantriebskräfte für die Ausbreitung von Feuchtigkeit und radioaktiven Aerosolen mit den Luftströmen außerhalb und innerhalb des NSC. Die gleichzeitige Simulation all dieser Prozesse in dreidimensionaler, instationärer Formulierung unter Berücksichtigung der Wechselwirkung von NSC und Sarkophag mit der Umgebung, dem Boden und den Fundamenten unter ihnen ist mit Hilfe moderner CFD-Modelle und -Technologien möglich, die zum Beispiel im Computerprogramm ANSYS CFD implementiert sind.
- In Anbetracht der oben genannten Möglichkeiten des CFD-Modells kann dies in Verbindung mit dem bestehenden Management-Informationssystem der NSC als Orientierungshilfe und für zusätzliche Aufgaben eingesetzt werden:
 - Optimierung der Be- und Entlüftung des NSC zur Aufrechterhaltung der erforderlichen Drücke und maximaler Feuchtegrade im Ringraum und im Hauptvolumen des NSC, insbesondere Empfehlungen zur Auswahl der Ventilator- und Entfeuchterleistung in Abhängigkeit von den Witterungs- und sonstigen Bedingungen.

- Analyse und Vorhersage von lokalen Kondensationszonen und Auswahl von Maßnahmen zu deren Beseitigung.
- Analyse und Vorhersage des radiologischen Zustands des NSC-Sarkophags unter verschiedenen Bedingungen (normalen und Störfallbedingungen).
- So können diese Modelle als Hilfsmittel für die Analyse, Vorhersage und Steuerung des Zustands des NSC-Sarkophag-Systems eingesetzt werden.

Die regelmäßige Überprüfung und Identifizierung der Modellparameter sollte auf der Grundlage einer ausreichend umfangreichen Zusammenstellung aktueller experimenteller Daten, insbesondere zu den Strahlungs-, Temperatur- und Feuchtigkeitsbedingungen des NSC-Sarkophag-Systems erfolgen.

Teilnahme an Konferenzen

Im Zusammenhang mit dem Jahrestag der Reaktorkatastrophe von Tschernobyl wurde in der Ukraine jährlich die INUDECÖ Konferenz durchgeführt, an der auch Mitarbeiter der GRS in den Jahren 2021 und 2022 online teilnahmen. Während der Konferenz bestand die Möglichkeit, zahlreiche neue Informationen zum Standort Tschernobyl zu gewinnen und für die Arbeiten zum Thema aufzubereiten.

Die folgenden behandelten Themen/Fragestellungen wurden als besonders wichtig eingeschätzt:

- Bearbeitung und Analysen von kernbrennstoffhaltigen Materialien (z. B. Segmentierung von inhomogenen FCM am ChNPP Block 4 mit fortschrittlichen Lasertechnologien)
- Methoden und Komponenten zur Reduzierung des Risikos einer radioaktiven Aerosolkontamination am NSC von Tschernobyl
- Zusammenarbeit zwischen der EU und der Ukraine bei der Verbesserung der nuklearen Sicherheit
- Überwachung im Inneren des Sarkophags (z. B. Kritikalität)
- Vorausschauende Bewertung der kumulativen Strahlenauswirkungen auf die Umwelt von strahlengefährdeten Anlagen der Sperrzone von Tschernobyl auf kurze und mittlere Sicht (bis 2030)
- Lagerung von bestrahlten Brennelementen (ISF-2)
- Änderungen der Strahlungsbedingungen am Industriestandort NSC-Sarkophag

- Tschernobyl-Tourismus
- Sicherheitsanalyse des zentralen Lagers für abgebrannte Brennelemente aus ukrainischen KKWs
- Unorganisierte Freisetzung radioaktiver Aerosole durch das Dach des Sarkophags in den Jahren 1998 – 2019

Es wurde von einer Verringerung der Freisetzungen aus dem Sarkophag nach Installation des NSC berichtet.

- Umweltmonitoring von Emissionen auf dem Gelände des KKW Tschernobyl
- Ökologische und wirtschaftliche Probleme der Entwicklung der Tschernobyl-Gebiete
- Status der Arbeiten während des Pilotbetriebs des NSC, Planung für den frühzeitigen Rückbau instabiler Strukturen

Zum damaligen Zeitpunkt wurde davon ausgegangen, dass der Rückbau der instabilen Teile des Sarkophags bis Ende 2023 abgeschlossen wird.

- Umweltsicherheit in der Tschernobyl-Zone
- Fragen der Staubunterdrückung im Sarkophag

Es wurde festgestellt, dass „die Isolation des Innenvolumens des NSC-Sarkophags von der Außenwelt zu einer erheblichen Staubansammlung auf den Außenflächen des Sarkophags geführt hat. Im Jahr 2021 betrug die Staubmasse bis zu 15 g/m².“ Die spezifischen Oberflächenkontamination liegen im Bereich bis 1 Bq/cm² für Alpha- und eine Größenordnung mehr für Beta-/Gamma-Aktivitäten. Die Effizienz verschiedener einfacher Dekontaminationsverfahren wurde erprobt.

- Analyse und Management von „low“ Luftemissionen aus dem NSC in die Umwelt
- Konditionierung von radioaktiven Abfällen
- Analyse von Methoden zur Bestimmung von Kernmaterialien in heterogenen Umgebungen mit hochaktiven Abfällen
- Radioökologische Zonierung der Sperrzone von Tschernobyl mit einer Bewertung des Grades der potenziellen Kritikalität
- Analyse von Anomalien der Neutronenflussdichte im nuklearen Sicherheitsüberwachungssystem für brennstoffhaltige Materialien
- Modellierung der radioaktiven Kontamination der Atmosphäre bei Waldbränden und Staubstürmen in der Tschernobyl-Zone

Dazu soll bemerkt werden, dass nicht nur mit den Waldbränden, sondern auch durch aufgewirbelten Staub nach Bränden eine signifikante Erhöhung der Aktivität in der Atmosphäre gegeben ist. Darin wird geschlussfolgert, dass die damit zusammenhängenden Expositionsdosen für die Bevölkerung die Normen (bei Weitem) nicht überschreiten.

- Verwertung von radioaktiv kontaminiertem Holz
- Volumetrische Aktivität von Cs-137 in der Luft des KKW Tschernobyl im Jahr 2019
- Ableitungen in das Grundwasser um das KKW Tschernobyl

Bei der Analyse der Grundwassersituation wurde bemerkt, dass Teile des Maschinenhauses, der Deaerator-Etage und das NSC-Fundament sich in Kontakt mit der Grundwasserschicht befinden. Als allgemeines Phänomen wurde das Ansteigen der Konzentration von Sr-90 festgestellt, welches im Zusammenhang mit der Alkaliumgebung (pH-Wert > 9,5) und einer erhöhten Ca^{2+} -Konzentration steht. Als einer der Schritte, die zur Verringerung der radioaktiven Kontamination des Grundwassers führen könnten, kann eine Änderung des Oberflächenabflusses von atmosphärischen Niederschlägen erfolgen, um das Eindringen von atmosphärischem Fallout zu verhindern.

Als Schlussfolgerung zu den Konferenzen wurde zum Ausdruck gebracht:

- Eine der wichtigsten Aufgaben ist die Konservierung der drei in Stilllegung befindlichen Blöcke des KKW Tschernobyl.
- Die Genehmigung für das ISF-2 ist erteilt und der Transfer der BE wird etwa 10 Jahre dauern.
- Das NSC ist in Betrieb. Dies wird als ein bedeutender Erfolg, aber auch nur als ein Zwischenergebnis gewertet.
- Man hat zum Ausdruck gebracht, dass die internationale Gemeinschaft davon ausgeht, dass alle Sicherheitsprobleme am Standort gelöst sind, aber das ist leider nicht der Fall. Eine der drängendsten Fragen ist das Management der FCM. Dieses Problem, diese Herausforderung, geht weit über die Möglichkeiten des KKW, aber auch über die Möglichkeiten der Ukraine hinaus.
- Zur Lösung des Problems ist ein konsolidierter Ansatz aller nationalen und internationalen Bemühungen nötig. Durch die Bemühungen des KKW, der Regulierungsbehörde, der Wissenschaftler und der internationalen Gemeinschaft kann das Problem der FCM gelöst werden.

8 Untersuchungen zu Sicherheitsstrategien bei neuen Reaktorkonzepten (AP 7)

8.1 Zielsetzung

Ziel der Arbeiten dieses Arbeitspaketes ist es, durch vertiefte Untersuchungen der aktuellen internationalen Entwicklungen und Diskussionen im Bereich der Sicherheitskonzepte und Auslegungsgrundsätze und die entsprechenden technologischen Entwicklungen bei neuen Reaktorkonzepten die Aussagefähigkeit der GRS bezüglich der zukünftigen sicherheitstechnischen Fragestellungen zu erhöhen.

Zur Verfolgung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik erfolgte in diesem Arbeitspaket die Teilnahme an internationalen Konferenzen und an Consultancy Meetings der IAEA.

8.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

Während im AP 2 technische Informationen zu spezifischen neuen Reaktorkonzepten aufgearbeitet und zusammengestellt wurden, erfolgte im AP 7 eine Untersuchung grundsätzlicher, übergeordneter Sicherheitsstrategien und Auslegungsgrundsätze neuer Reaktoren. Hierzu wurden die folgenden Berichte erstellt:

- Schadenspotential von neuen Reaktoren /SCT 22a/
- Störfallszenarien bei neuen Reaktoren /SCT 23a/
- Anwendung von EOP/SAMG bei neuen Reaktoren /STE 23/
- Anwendung des praktischen Ausschlusses /ROB 22/
- Anwendung von Simulationsprogrammen bei der Auslegung und sicherheitstechnischen Nachweisführung von GEN-IV-Reaktorkonzepten /KLE 23/
- Regulatorische Herausforderungen bei transportfähigen SMR /LOE 21a/
- Besonderheiten der schwimmenden Kernkraftwerke im Hinblick auf Einwirkungen von innen und außen /LOE 21b/
- Untersuchung von verschiedenen Konzepten zum sicheren Einschluss radioaktiver Stoffe bei innovativen Reaktoren/ROB 21/
- Multi-Unit- und Multi-Modul-Aspekte bei bestehenden und neuen Reaktoren/SCT 20/
- Neuartige Konzeptionen der Sicherheitslösungen bei GEN-IV-Reaktoren am Beispiel des ESFR /WEK 22/

Im Folgenden werden Zusammenfassungen dieser technischen Berichte gegeben. Die technischen Berichte selbst beinhalten neben ausführlicheren Informationen auch Auflistungen der relevanten Referenzen.

8.2.1 Schadenspotential von neuen Reaktoren

Es wurde ein Bericht zum Schadenspotenzial neuer Druckwasserreaktoren am Beispiel der großen Leistungsreaktoren AP1000 (Westinghouse) und EPR (Areva NP) sowie des SMR der amerikanischen Firma NuScale (VOYGR) erstellt. Dabei wurde anhand der Genehmigungsunterlagen bei der amerikanischen Nuclear Regulatory Commission (NRC) das radioaktive Inventar der Reaktoren im Reaktorkern, aber auch in den Kühlkreisläufen und weiteren Anlagenteilen ermittelt. Anschließend wurden mögliche Freisetzungspfade im Betrieb, aber auch unter Stör- und Unfallbedingungen betrachtet. Hier wurden auch die durch die NRC festgelegten Genehmigungswerte betrachtet und die ermittelten Freisetzungen entsprechend eingeordnet.

Der Bericht stützt sich auf öffentlich verfügbare Dokumente aus den Genehmigungsverfahren der genannten Reaktorkonzepte. Für den AP1000 sind das die Unterlagen aus dem Verfahren zur Bauartzulassung (Design Certification) und dem Umweltbericht aus dem Antrag der kombinierten Bau- und Betriebsgenehmigung des Neubauprojekts Levy (Environmental Report). Für den EPR wurden Informationen aus dem abschließenden Sicherheitsbericht (Final Safety Analysis Report) sowie dem Umweltbericht für die Bau- und Betriebsgenehmigung des Neubauprojekts Nine Mile Point 3 entnommen. Informationen zum SMR der Firma NuScale wurden den Unterlagen zur Bauartzulassung (Design Certification) entnommen. Zu diesem Konzept wurde noch keine projektspezifische Bau- und Betriebsgenehmigung beantragt.

In Bezug auf das Kerninventar unterscheiden sich die beiden großen Leistungsreaktoren AP1000 und EPR sowie der SMR NuScale mit einem Kerninventar je Leistung von $7,8 \times 10^7$, $1,14 \times 10^8$ und $8,05 \cdot 10^7$ GBq/MW_{th} nur geringfügig. Der EPR hat darüber hinaus das größte Anlageninventar, jedoch auch die größte Gesamtleistung. Die Kühlmittelaktivität (Bq/g) von AP1000 und EPR sind vergleichbar, bei NuScale liegt sie bei nahezu allen betrachteten Nukliden um etwa eine Größenordnung niedriger, was auf das vergrößerte Brennstoff-Kühlmittel-Verhältnis zurückzuführen ist; darüber hinaus wird bei NuScale eine geringere Brennstabhüllrohr-Defektrate angenommen.

Die betrieblichen Ableitungen aller drei Reaktorkonzepte unterschreiten deutlich die nach 10 CFR 20 (Standards for Protection Against Radiation) genehmigten jährlichen Freisetzung.

Die Berechnung der potenziellen Freisetzung infolge von Auslegungsstörfällen hat für alle drei betrachteten Reaktorkonzepte gezeigt, dass die nach 10 CFR 20 erlaubten Dosisgrenzwerte deutlich unterschritten wurden. Lediglich beim LOCA-Störfall des AP1000 wurde der erlaubte Wert von 25 rem mit 24,6 rem an der Standortgrenze und 23,4 rem am Rand der Niedrigpopulationszone nahezu ausgeschöpft.

Die Kernschadenshäufigkeiten wurden für die drei Reaktorkonzepte mit $2,97E-07$ (AP1000), $5,5E-07$ (EPR) und $3,17E-08$ (NuScale) angegeben.

8.2.2 Störfallszenarien bei neuen Reaktoren

In dem erstellten Bericht werden ausgewählte Störfallszenarien der KONVOI-Anlagen mit den im Bau bzw. in Betrieb befindlichen EPR (European Pressurized Reactor) und dem integralen Druckwasser-SMR von NuScale Power („NuScale Power Module“) verglichen.

Es wurden zunächst die Reaktorkonzepte und deren grundlegende Sicherheitsphilosophien grundlegend vorgestellt. Hierbei wird auch auf regulatorische Anforderungen eingegangen. Im Bericht werden folgende Ereignisse konzeptspezifisch im Hinblick auf die Beherrschbarkeit betrachtet:

- Ausfahren des wirksamsten oder mehrerer Steuerstäbe
- Ausfall einer oder aller Hauptkühlmittelpumpen
- Notstromfall und Station Blackout sowie
- Verlust der Hauptwärmesenke

Es konnte gezeigt werden, dass jedes der betrachteten Reaktorkonzepte Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung der vier untersuchten Störfallszenarien vorsieht, um die Erfüllung der Schutzziele in den unterschiedlichen Anlagenzuständen gewährleisten zu können. Die Nachweisführung erfolgte für den evolutionären EPR unter Verwendung der „Plant Condition Categories (PCCs)“ und „Risk Reduction Categories (RRCs)“, welche vergleichbar mit den für die deutschen KONVOI-Anlagen verwendeten Anlagenzuständen sind, die die verschiedenen Sicherheitsebenen der SiAnf (Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke) charakterisiert.

Insbesondere der Umstand, dass es sich beim NuScale-SMR (VOYGR) um einen passiv ausgelegten Reaktor handelt, führt zu Unterschieden in der sicherheitstechnischen Auslegung. So sind für den NuScale-SMR beispielsweise Störfallszenarien wie der Ausfall der Primärkühlmittelpumpen oder der Verlust der externen Stromversorgung irrelevant. Als Äquivalent zum Verlust der Hauptkühlmittelpumpen hat NuScale Power den Verlust der Speisewasserversorgung analysiert. Die in Folge auftretenden hohen Primärkreisdrücke lassen sich mit Hilfe der Überdruckventile (RSVs) beherrschen, wodurch die Nachzerfallswärme über die Außenwand des Sicherheitsbehälters abgeführt werden kann und der Reaktorpool als Notwärmesenke fungieren kann. Auch die Sicherheit und Zuverlässigkeit des gemeinsamen Reaktorpools für alle Module konnte NuScale der US-amerikanischen Aufsichtsbehörde im vorgelegten Sicherheitsnachweis im Rahmen der Bauartzulassung darlegen. Diese hat bestätigt, dass das gemeinsame Becken der Notwärmesenke auch unter Störfallbedingungen hinreichend Sicherheit bietet.

8.2.3 Anwendung von EOP/SAMG bei neuen Reaktoren

Der Bericht gibt einen umfassenden Überblick über die Thematik Notfallmaßnahmen (EOPs) und Handlungsanweisungen für schwere Unfälle (SAMGs), beginnend bei der Entwicklung, hin zur Vorgehensweise und Zielsetzung und potenziellen Problemen bei der Umsetzung. Des Weiteren werden regulatorische Anforderungen betrachtet, sowohl international als auch national sowie relevante Auslegungsbesonderheiten bzw. -unterschiede der GEN 3/GEN 3+-Reaktoren im Hinblick auf frühere Reaktorkonzepte. Hierbei wird die Frage diskutiert, inwieweit sich die Neuerungen in der Auslegung auf die Anwendung der EOPs und SAMGs auswirken (z. B. Zeitpunkt Übergang EOP zu SAMG) und welche Neuerungen in bereits bestehende Reaktoren implementiert werden könnten, um deren Sicherheit zu erhöhen, und wo die Grenzen sind.

Das ultimative Ziel von EOPs und SAMGs besteht darin, Vermeidungs- bzw. Minderungsstrategien bereitzustellen, um alle potenziellen Ereignisse abzudecken, die zu einer Kernschmelze führen könnten und um die Freisetzung von Spaltprodukten in die Umwelt zu stoppen oder zu reduzieren. Um dieses Ziel zu erreichen, umfasst das Unfallmanagement die Nutzung aller vorhandenen Anlagenkapazitäten und reagiert auf die spezifischen Umstände des Ereignisses, auch wenn diese möglicherweise nicht vorhergesehen wurden.

Zusammenfassend hat sich gezeigt, dass nach wie vor die Notwendigkeit für SAMGs besteht, welche anlagen- und standortspezifisch entwickelt werden sollten und dem

aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen sollen. Bei neueren Anlagenkonzepten wurden schwere Unfälle und deren mögliche Konsequenzen umfassender betrachtet, was neben der Weiterentwicklung von EOPs und SAMGs auch zur Implementierung von mitigierenden SSK führte. Diese mitigierenden SSK erweitern die Maßnahmen zur Milderung von Kernschäden und zur Verhinderung der Freisetzung von radioaktivem Material.

8.2.4 Anwendung des praktischen Ausschlusses

Nach den Reaktorunfällen von Three Mile Island und Tschernobyl wurde auf internationaler Ebene die Notwendigkeit einer Verbesserung der Sicherheit von Reaktoren gegenüber Kernschmelzunfällen offensichtlich. Aus diesem Grund wurden die bestehenden Sicherheitskonzepte weiterentwickelt und auf verschiedene Kernschmelzszenarien ausgeweitet. In einigen theoretisch vorstellbaren Kernschmelzsituationen erschien es jedoch unmöglich, realistische Vorkehrungen zu treffen, die die radiologischen Folgen auf ein akzeptables Maß reduzieren, was zur Entwicklung des Konzepts des „praktischen Ausschlusses“ führte.

Der praktische Ausschluss ist ein Vorgang im Genehmigungsverfahren eines Reaktor-konzepts, bei dem der Hersteller nachweist, dass bestimmte Störfallszenarien, die zu „nicht annehmbaren“ radiologischen Freisetzungen führen können und bei denen es unmöglich erscheint, realistische und nachweisbare Vorkehrungen zur Begrenzung ihrer Folgen zu treffen, praktisch ausgeschlossen wurden.

Der praktische Ausschluss wird in verschiedenen Ländern bereits seit Beginn der 2000er Jahre angewendet. Die Definitionen und Vorgehensweisen wurden jedoch stetig weiterentwickelt und international nicht einheitlich umgesetzt, weshalb es zu unterschiedlichen Interpretationen durch Aufsichtsbehörden, Hersteller und Betreiber kam. In den letzten Jahren zeigte sich die Notwendigkeit nach einer Vereinheitlichung der Definitionen, um Missverständnissen und dem Missbrauch des praktischen Ausschlusses vorzubeugen.

Aktuell gibt es bei den zuständigen Behörden verschiedener Länder unterschiedliche Auffassungen zum „praktischen Ausschluss“ und seiner Rolle im Defence-in-Depth-Konzept. Die europäischen Behörden und Betreiber sehen den praktischen Ausschluss als einen Prozess an, mit dem nachgewiesen wird, dass ausgewählte Ereignisabläufe, welche zu großen oder frühen Freisetzungen führen und für die in keiner vernünftigen Weise technisch realisierbare mitigative Maßnahmen möglich sind, entweder physikalisch

unmöglich sind oder mit hoher Aussagekraft als sehr unwahrscheinlich angesehen werden können und somit dem Restrisiko zuzuordnen sind. Diese Bedingungen können durch konstruktive Maßnahmen in der Auslegung ausgeschlossen werden, beispielsweise durch die Entwicklung inhärent sicherer Systeme oder durch die Bereitstellung von Systemen, die Unfälle in verschiedenen Stadien abmildern und die Barrieren gegen ein breites Spektrum von Herausforderungen schützen. Der Nachweis des praktischen Ausschlusses ist ein komplexer Prozess, für den es bislang keine spezifischen Anleitungen gibt. Er soll die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Maßnahmen zur Verhinderung des Auftretens ausgewählter Störfallszenarien bewerten. Laut IAE0 enthält er notwendigerweise deterministische und, falls notwendig, komplementäre probabilistische Argumente. Ein Nachweis, der sich rein auf probabilistische Bewertungen stützt, wird als nicht ausreichend angesehen.

Während internationaler Konsens darüber besteht, dass Ereignisse, die zu großen oder frühen Freisetzungen führen, bei neuen Reaktoren praktisch ausgeschlossen sein müssen, verlagerte sich die internationale Diskussion in den letzten Jahren auf die Nachweisführung und die Bewertung der Umsetzung des praktischen Ausschlusses. Weder die im Jahr 2012 veröffentlichten Specific Safety Requirements 2/1 der IAE0, die dem praktischen Ausschluss ein übergeordnetes Rahmenwerk geben sollten, noch die Revision von 2016 konnten hinreichend Klarheit schaffen, sodass sowohl WENRA als auch ENISS in den letzten Jahren ihre eigenen Interpretationen veröffentlichten. Im neusten Sicherheitsleitfaden der IAE0, der sich noch in der Entwurfsphase befindet, sollen die in bisherigen Leitfäden eingeführten Sicherheitsprinzipien in Bezug auf den praktischen Ausschluss während der Auslegung von KKW vertieft und Empfehlungen für die Umsetzung geben werden – speziell im Hinblick auf die Nachweisführung. Konsens besteht dahingehend, dass der praktische Ausschluss nicht als Begründung für eine unvollständige Umsetzung des Defence-in-Depth-Konzepts missbraucht werden darf. Er soll nicht als Alternative zu Maßnahmen zur Mitigation der Auswirkungen schwerer Störfallszenarien gesehen werden. Ziel ist die Verstärkung des Defence-in-Depth-Konzepts der Anlage durch eine gezielte Analyse der Bedingungen, die das Potenzial für „unannehmbare radioaktive Freisetzungen“ haben.

8.2.5 Anwendung von Simulationsprogrammen bei der Auslegung und sicherheitstechnischen Nachweisführung von GEN-IV-Reaktor-konzepten

Simulationsprogramme werden in großem Umfang bei der Auslegung und sicherheitstechnischen Nachweisführung von Kernreaktoren eingesetzt. Solche Simulationsprogramme werden in der Regel verwendet, um mittels deterministischer Analysen die Reaktion eines komplexen technischen Systems auf postulierte Ereignisse mit potenziell schwerwiegenden gesundheitlichen, finanziellen und ökologischen Auswirkungen abzuschätzen. Eine Anleitung zur Durchführung deterministischer Analysen ist unter anderem im IAEA-Specific Safety Guide SSG-2, Rev. 1 dokumentiert, in dem die Verwendung von Simulationsprogrammen für deterministische Sicherheitsanalysen vorgestellt wird. Bei der Auslegung und sicherheitstechnischen Nachweisführung von neuen Reaktoren wird verstärkt auf eine umfassende Anwendung von Simulationsprogrammen gesetzt. Hierbei werden konservative Annahmen in den Simulationsprogrammen teils deutlich reduziert und verstärkt auf sogenannte „best-estimate“-Analysen inklusive Unsicherheitsanalysen gesetzt.

Gerade im Hinblick auf Gen-IV-Reaktorkonzepte (SFR, VHTGR, GFR, MSR, LFR sowie SCWR) sind für die jeweiligen Konzepte allerdings noch sicherheitstechnische Fragestellungen, z. B. im Hinblick auf Korrosion, Materialeigenschaften der Strukturen sowie des Kühlmittels, Nachweis der Zuverlässigkeit von passiven Systemen zu lösen. Hier besteht insbesondere noch Bedarf zur Weiterentwicklung der jeweiligen Simulationsprogramme und der Validierung dieser Programme anhand geeigneter Experimente, insbesondere für sogenannte DEC-Szenarien.

Die Aufsichtsbehörden in den einzelnen Ländern stellen Anforderungen an die Hersteller für die Entwicklung und Verwendung von Analysecodes und -methoden, um die Qualität, die Aussagesicherheit und das Vertrauen in die von den Analysecodes und -methoden erstellten Analysen zu gewährleisten. Darüber hinaus verwenden Aufsichtsbehörden selbst Simulationsprogramme zur Durchführung von Bestätigungsanalysen im Rahmen des Genehmigungsprozesses.

Anforderungen an Simulationsprogramme sind vielfältig in nationalen Regelungen dokumentiert, weitgehend technologieneutral formuliert und sind somit auch für Gen-IV-Konzepte anwendbar. Leitlinien zur Qualitätssicherung enthalten u. a. Forderungen zur unabhängigen Verifikation der Analysen, geplante periodische Audits des QM-

Programms, ein Konfigurations- und Changemanagement, um sicherzustellen, dass Defizite prompt identifiziert und beseitigt werden.

Unterschiede zwischen den einzelnen Ländern bestehen darin, inwieweit Nachweise zur ausreichenden Validierung der verwendeten Simulationsprogramme Bestandteil des Sicherheitsberichts sind oder diese separat, zum Beispiel im Rahmen einer Zertifizierung, durchgeführt werden können.

Was die Validierung von Simulationsprogrammen betrifft, so wird allgemein der Vergleich mit experimentellen Daten und betrieblichen Messungen bevorzugt. Bei Code-zu-Code-Vergleichen gibt es eine gewisse Diskrepanz hinsichtlich der Akzeptanz für die Bewertung der Unsicherheit.

Für die Charakterisierung von Unsicherheiten der Simulationsergebnisse herrscht allgemeiner Konsens, dass statistische Methoden belastbare Ergebnisse liefern (z. B. Wilks, 2-sigma) und diese bevorzugt werden, sofern genügend Daten vorhanden sind. Sind diese nicht ausreichend, können alternativ konservative Ansätze (z. B. maximale Abweichung) verwendet werden. Es besteht Einigkeit, dass experimentelle Unsicherheiten bei der Bewertung von Unsicherheiten der Rechenergebnisse berücksichtigt werden müssen. Allerdings gibt es hierzu in den verschiedenen Ländern keine einheitliche Methode.

Hinsichtlich der Methoden zur Ermittlung von Wissenslücken und Anforderungen an die Modellierung gibt es keine einheitliche Vorgehensweise.

Für leistungsstarke LWR-Konzepte wurden im Rahmen von OECD-Projekten umfangreiche Validierungsmatrizen entwickelt. Diese stehen für LWR-SMR- oder Gen-IV-Konzepte noch nicht in diesem Umfang zur Verfügung. Hier sind in Zukunft entsprechende Projekte angedacht. Allerdings können aufgrund der teils sehr unterschiedlichen Konzepte mit einer umfangreichen Verwendung passiver Sicherheitssysteme konzept-spezifische Experimente notwendig sein.

Da bereits früher SFRs, LFRs, HTGRs und MSRn realisiert wurden, sind eine Reihe meist älterer experimenteller Daten vorhanden. Aktuell sind SFRs und HTGRs in Betrieb, sodass neuere Anlagendaten für die Validierung der Simulationsprogramme verwendet werden können. Im Vergleich zu LWRs ist die Datenlage zu DEC-Szenarien deutlich schlechter. Somit sind für neuere Gen-IV-Konzepte noch weitere experimentelle Untersuchungen für die Weiterentwicklung der Simulationsprogramme notwendig.

8.2.6 Regulatorische Herausforderungen bei transportfähigen SMR

Mit der zunehmenden Entwicklung kleiner modularer Reaktoren (Small Modular Reactors, SMR) wird häufig auch der Ansatz verfolgt, diese so zu konzipieren, dass sich die vormontierten Module möglichst leicht vom Ort ihrer Herstellung zum Ort ihres Einsatzes transportieren lassen. Durch die modulare Bauweise soll die für den Aufbau und die Inbetriebnahme am Standort benötigte Zeit verkürzt werden. So soll das Risiko für Zeitplanänderungen und damit einhergehende Budgetüberschreitungen verringert werden.

Als transportfähige Kernkraftwerke (Transportable Nuclear Power Plant, TNPP) wird eine Untergruppe der SMR bezeichnet, die dazu geeignet oder dafür bestimmt ist, modulweise vom Ort ihrer Herstellung zum Ort ihres Betriebs transportiert zu werden. Je nach Konzept kann ein Modul dabei die komplette Anlage einschließlich Turbine und Generator umfassen oder diese werden getrennt von Reaktor und Kühlkreisläufen in einem separaten Modul transportiert. Die Produktion und Montage der Module sollen dabei in Fabriken, der Transport primär per Bahn, LKW oder auf dem Seeweg durchgeführt werden. Herstellung und Betrieb können im gleichen Land oder in verschiedenen Ländern erfolgen. Kennzeichnend für TNPP ist, dass dabei der Reaktor nicht während des Transports betrieben wird und demzufolge auch keine Energie für das Transportmittel bereitstellt. Dies unterscheidet TNPP von reaktorbetriebenen U-Booten, Eisbrechern oder Flugzeugträgern. An ihrem Bestimmungsort kann die Anlage entweder landbasiert aufgebaut werden oder als schwimmendes Kernkraftwerk (Floating Nuclear Power Plant, FNPP) betrieben werden. Unterbrechungen des Betriebs zum Zwecke eines Standortwechsels der Anlage sind bei einigen Konzepten vorgesehen. Brennelementwechsel sollen bei TNPP nur in vergleichsweise großen Zeitabständen von rund 10 Jahren erfolgen und – in Abhängigkeit vom jeweiligen Konzept – entweder am Standort oder in der Fabrik durchgeführt werden. Im letzteren Fall würde am Standort das komplette Reaktormodul gegen ein neues ausgetauscht werden.

Technologisch werden bei TNPP insbesondere zwei Ansätze verfolgt. Im ersten Fall erfolgen in der Fabrik sowohl die Montage als auch Beladung, Tests, Wartung und Instandhaltung sowie Brennelementwechsel und Demontage des Reaktors. Der zweite Fall unterscheidet sich davon insofern, als dass der Reaktor erst am Standort mit Brennstoff beladen wird. Daher werden in der Fabrik in diesem Fall nur nicht-nukleare Tests durchgeführt. Brennelementwechsel sowie Wartungs- und Instandhaltungsarbeiten erfolgen hierbei am Standort.

Zudem sind für TNPP aus wirtschaftlicher Sicht verschiedene Modelle möglich. So können sie, wie Kernkraftwerke mit großer Leistung, ebenfalls durch eine Organisation in dem Staat, in dem sie betrieben werden, vom Hersteller erworben werden. Möglich wäre aber auch ein Leasingmodell, bei dem der Hersteller im Besitz der Anlage bleibt und sie gegen Zahlung zeitweise zur Verfügung stellt. Als Drittes kann der Lieferant – ebenfalls als Eigentümer der Anlage auftretend – lediglich ihre Produkte (Strom, Wärme) verkaufen. Der Betrieb der Anlage kann sowohl durch den Lieferanten als auch durch eine Organisation des Empfängerlandes erfolgen. Die Genehmigung und Aufsicht über den Betrieb obliegen in jedem dieser Fälle der zuständigen Behörde des Landes, in dem die Anlage betrieben wird.

In der Vergangenheit wurden in den USA und der damaligen Sowjetunion insbesondere in den 1960er und 1970er Jahren bereits landbasierte und schwimmende transportfähige Kernkraftwerke betrieben. Innerhalb der letzten zehn Jahre wird die Idee erneut aufgegriffen. Die Entwicklung neuer Konzepte wird sowohl in Russland als auch den USA, China, Südkorea und Dänemark vorangetrieben.

Eine Neuerung bei TNPP gegenüber stationären KKW ist, dass, je nach Konzept, die komplette Montage, Beladung des Reaktors und Tests zur Inbetriebnahme beim Hersteller erfolgen können. Hierbei stellt sich die Frage, auf welche Weise dieses Verfahren genehmigt werden könnte. Muss der Hersteller hierfür über Standort-, Bau- und Betriebsgenehmigungen sowie die Genehmigungen zur Lagerung frischer und bestrahlter Brennelemente verfügen? Und werden für jede hergestellte Anlage gesonderte Genehmigungen benötigt? Zudem ist zu klären, wie sich dabei die Verantwortung zwischen Hersteller und späterem Betreiber aufteilt, da bislang der Betreiber für Beladung und Inbetriebnahme des Reaktors verantwortlich ist.

Weitere Herausforderungen bringt der Transport von TNPP mit sich, insbesondere, wenn ein beladener, betriebsbereiter Reaktor, unter Umständen durch unterschiedliche Länder, transportiert werden soll. Hier stellt sich zuerst die Frage, ob dieser während des Transports als Reaktor oder als Ladung Brennelemente zu deklarieren sei. Auch die in vielen Konzepten vorgesehene Verwendung von HALEU-Brennstoff in transportfähigen Reaktoren bringt Probleme mit sich, da sich Zulassungen, etwa von Transportbehältern, nur auf bis zu 5 % U-235 angereicherten Brennstoff beziehen. Die Verantwortlichkeiten für den Transport sind zu klären, insbesondere wenn Drittstaaten durchquert werden, die weder an der Herstellung noch am Betrieb der Anlage beteiligt sind, und die somit unter Umständen nicht über ein geeignetes Regelwerk und entsprechende

Organisationen verfügen, um die temporäre Aufsicht und Genehmigung für den Transport zu übernehmen. Förderlich wären Vereinbarungen zwischen allen beteiligten Staaten, die im Vorfeld des Transports geschlossen werden, oder internationale Regelungen bzw. international harmonisierte Regelwerke. Neu ist auch die Möglichkeit, dass ein Kernkraftwerk im Laufe seiner Betriebsdauer an verschiedenen Standorten betrieben werden kann. Ungeregt sind daher auch die Umstände eines Transports zwischen zwei Standorten eines Reaktors mit einem Reaktor, einschließlich zwar bereits bestrahltem, aber noch nicht verbrauchtem Brennstoff, der innerhalb relativ kurzer Zeit, also ohne längere Abklingzeiten, erfolgen soll.

Die Frage nach der Standortgenehmigung für Reaktoren, die an verschiedenen Standorten betrieben werden sollen, wirft weitere Unklarheiten auf. Müssen alle Standorte im Vorfeld bekannt sein und genehmigt werden? Oder muss eine Untersuchung und Genehmigung des nächsten Standortes vor dem jeweiligen Wechsel erfolgen? Beides würde den durch einige Konzepte beabsichtigten, relativ spontanen Einsatz in Krisen- und Katastrophengebieten deutlich erschweren. Unklar ist bei einem solchen Einsatz auch, welche Behörde für den Betrieb verantwortlich ist: diejenige des entsendenden oder diejenige des betroffenen Landes? Im Falle schwimmender Kernkraftwerke ergeben sich weitere Unterschiede zu den in den Regelwerken bisher berücksichtigten großen, stationären Kernkraftwerken. Ihre Standorte bieten andere Voraussetzungen und andere externe Einwirkungen sind zu berücksichtigen. Weitere Herausforderungen betreffen die Inbetriebnahme von TNPP, die – zumindest in dem Fall, dass der Reaktor bereits in der Fabrik beladen und versiegelt wird – auch in der Fabrik erfolgen kann. Hierzu ist bislang nicht geregelt, ob und in welchem Umfang die Tests am Standort, bzw. an jedem Standort, wiederholt werden müssen und unter welchen Voraussetzungen die Tests im Rahmen der Inbetriebnahme in der Fabrik überhaupt möglich sind.

Nach dem Ende des Betriebs oder bei einer Unterbrechung zwecks Standortwechsel ergeben sich ähnliche Herausforderungen bezüglich des Abtransports eines noch beladenen Reaktors wie vor dem Betrieb bei dessen Lieferung. Von regulatorischer Seite vorgesehen ist nur der Transport entladener Brennelemente nach einer festgelegten Abklingzeit von mindestens einem Jahr, nicht aber der Transport noch beladener Reaktoren bereits eine Woche nach der Abschaltung, wie es beispielsweise vom Department of Defense der USA für mobile Mikroreaktoren vorgesehen wird. Auch Regelungen dafür, ob, unter welchen Voraussetzungen, nach welchen Prüfungen und wie oft ein Reaktorbehälter nach einem Betriebszyklus in einer Fabrik erneut beladen und eingesetzt werden darf, fehlen bislang. Zuletzt obliegt die Verantwortung für Rückbau und

Entsorgung eines Kernkraftwerks bisher dem Betreiber. Übernimmt jedoch der Hersteller den Abtransport der Anlage nach Betriebsende, demontiert sie in der Fabrik und sorgt für die Entsorgung, wie es in den Konzepten vorgesehen ist, so wird ihm diese Verantwortung in solchen Fällen zu übertragen sein.

Insgesamt zeigt sich, dass bezüglich eines Einsatzes transportfähiger SMR in allen Phasen noch zahlreiche regulatorische Herausforderungen bestehen, die darin begründet sind, dass die bestehenden Regelwerke stark auf stationäre, landgebundene Anlagen ausgerichtet sind. Je mehr ein Konzept von diesem Bild abweicht, desto größer sind folglich die Herausforderungen für seine Realisierung. Das heißt, dass Konzepte von Anlagen, die aus innerhalb eines Landes hergestellten und transportierten Modulen an einem Standort aufgebaut werden und dort verbleiben, noch relativ gut durch bestehende Regelwerke abgedeckt werden. Die meisten Neuerungen und damit die größten Herausforderungen gehen mit Anlagenkonzepten einher, bei denen die Anlage mit beladenem Reaktor über Staatsgrenzen hinweg transportiert und möglicherweise an mehreren verschiedenen Standorten betrieben werden soll.

8.2.7 Einwirkungen von innen und außen bei schwimmenden Reaktoren

Konzepte schwimmender Kernkraftwerke (Floating Nuclear Power Plant, FNPP) sind insbesondere für den Einsatz zur Versorgung abgelegener Siedlungen in der Arktis sowie von Inseln und Offshorebauwerken bestimmt. Neben der Nutzung zur Stromerzeugung sollen sie auch Fernwärme liefern und zur Meerwasserentsalzung verwendet werden. Es handelt sich dabei um Lastkähne oder Plattformen, die mit einem oder mehreren Reaktoren, zugehörigen Sicherheits- und Hilfssystemen sowie den Einrichtungen zur Stromerzeugung ausgestattet sind. FNPP werden in einer Werft gebaut und anschließend im betriebsbereiten Zustand zu ihrem Einsatzort geschleppt. Manche Konzepte sehen auch die Möglichkeit der Fortbewegung des FNPP durch Eigenantrieb vor. Die meisten Konzepte beinhalten die Nutzung kleiner Reaktoren (Small Modular Reactor, SMR) im Zusammenhang mit FNPP, selten zielen Entwicklungen auf einen offshore-Einsatz großer Leichtwasserreaktoren ab. Vorteile von FNPP sollen sein, dass durch die modulare Fertigung in Fabriken (bzw. Werften) die für den Bau benötigte Zeit verkürzt werden kann, dass am Standort kein Rückbau durchgeführt werden muss und dass lange Brennstoffzyklen und eine flexible Betriebsdauer ermöglicht werden.

Weltweit werden in verschiedenen Ländern Entwicklungen schwimmender Kernkraftwerke vorangetrieben. Die in Russland, China (ACPR50S, SCP100S), Südkorea

(BANDI-60S) und den USA (Offshore Floating Nuclear Plant, OFNP) entworfenen Konzepte basieren dabei auf der Technologie von Druckwasserreaktoren – meist SMR. Nur in den USA wird auch der Einsatz großer Leistungsreaktoren in FNPP in Erwägung gezogen. Ein dänisches Unternehmen entwickelt ein FNPP-Konzept mit Salzschmelze-reaktoren (Compact Molten Salt Reactor, CMSR). In Russland wurde ein erster Prototyp eines FNPP (Akademik Lomonosov mit KLT-40S Reaktoren) bereits 2019 in Betrieb genommen. Weitere Anlagen mit der als RITM-200M bezeichneten Weiterentwicklung des Reaktors sollen folgen.

Als interne Einwirkungen werden in diesem Bericht Brand, Überflutung und umherfliegende Teile betrachtet. Viele Schutzmaßnahmen, die in landbasierten KKW üblich sind, lassen sich auch auf FNPP anwenden. Dazu gehören die Reduzierung von Brandlasten, Brandmelde- und Löschsysteme, vorbeugende Maßnahmen gegen Leckagen sowie Schutzwände und die Berücksichtigung der möglichen Flugbahnen umherfliegender Teile. Durch die besonders kompakte Bauweise eines FNPP könnte jedoch eine effektive räumliche Trennung von Redundanzen erschwert werden und möglicherweise ist die Wahrscheinlichkeit, dass ein umherfliegendes Teil Schäden an anderen Komponenten verursacht, dadurch erhöht. Zudem könnten ungleichmäßig verteilte Wasseransammlungen (Löschwasser oder interne Überflutung) zu einer Schlagseite der Anlage führen. Durch externe Feuerwehreinheiten ist ein FNPP unter Umständen schlecht bzw. nicht rechtzeitig zu erreichen.

Hinsichtlich externer Brände und Explosionen können FNPP von ihren abgelegenen Standorten profitieren. Die Brandlast der Umgebung ist durch die Platzierung der Anlage im Meer denkbar gering. Gefahren können jedoch von in der Nähe befindlichen Ölbohrplattformen und ähnlichen Einrichtungen ausgehen. Die Stahlhülle von FNPP bietet möglicherweise eine geringere Schutzwirkung als die Betonwände landbasierter Anlagen. Externe Überflutungen einschließlich Tsunamis im offenen Meer sind für FNPP zunächst ungefährlich, da die Anlage ohnehin schwimmt. In Küstennähe können Tsunamis Schiffe auf das Land werfen. Schutz gegen Wellen aller Art können dort Wellenbrecher und Schutzwände bieten. Niederschläge können von FNPP gut abfließen. Durch Kollisionen oder Angriffe entstandene Lecks in der Außenhülle könnten jedoch zum Eindringen großer Wassermengen führen. Eine Unterteilung der Anlage in wasserdichte Kompartimente kann dadurch verursachte Überflutungen räumlich begrenzen.

Vor Erdbeben sind FNPP sicher, da sie durch das Wasser vom festen Untergrund entkoppelt sind. Durch Sturm und Wellenbewegungen können sie dennoch starken

Beschleunigungen ausgesetzt sein. Während FNPP vor diesen in Küstennähe noch durch Wellenbrecher geschützt werden können, sind sie bei Standorten auf hoher See und während der Transporte ungeschützt. Ob eine rechtzeitige Verbringung eines FNPP in eine sichere Region, beispielsweise bei einem aufziehenden Taifun, praktikabel ist, ist fraglich.

Da in den abgelegenen Gegenden, die als Standorte für FNPP diskutiert werden, kaum mit großem Flugverkehrsaufkommen zu rechnen ist, sind Abstürze großer Verkehrsflugzeuge auf FNPP eher unwahrscheinlich. Eine größere Relevanz können kleinere Flugzeuge und Hubschrauber haben, die entlegene Siedlungen, Hochseeplattformen oder die FNPP selbst ansteuern, sowie unter Umständen auch militärische Flugmanöver. Beim Aufprall können FNPP mit ihrer Stahlhülle und durch die schwimmende Lagerung ein grundsätzlich anderes Verhalten zeigen als landbasierte Anlagen.

Bei der Einwirkung von Wind gegen FNPP stehen weniger mitgeführte abrasiv wirkende Partikel im Vordergrund. Stattdessen besteht die Gefahr hier eher in windinduzierten Wellen sowie dem Salzgehalt der Luft, der Korrosion begünstigt. Hinsichtlich Blitzeinschlägen bieten FNPP den Vorteil, dass ihre stählerne Außenhülle als faradayscher Käfig wirkt.

Bei FNPP mögliche Einwirkungen von außen, die bei landbasierten Anlagen irrelevant sind, sind Kollisionen mit Hindernissen im Wasser oder anderen Schiffen, das Auf-Grund-Laufen sowie ein Abdriften durch Strömung, Wellen und Wind. Um Letzterem entgegenzuwirken, ist eine ausreichende Vertäuerung erforderlich, die ihrerseits möglichen Einwirkungen standhalten kann. Wird ein dynamisches Positionierungssystem verwendet, muss dieses über die nötige Zuverlässigkeit und Ausfallsicherheit verfügen.

Insgesamt ist festzuhalten, dass Einwirkungen von innen bei FNPP meist in ähnlicher Weise zu berücksichtigen sind wie bei landbasierten Kernkraftwerken. Unterschiede können durch die kompaktere Bauweise und verwendete Werkstoffe (mehr Metall, weniger Beton) zustande kommen. Hinsichtlich der Einwirkungen von außen sind bei FNPP größere Unterschiede zu landbasierten KKW zu bedenken. Insbesondere durch den Standort auf dem Wasser sowie notwendige Transporte der Anlage als Gesamtheit können die üblicherweise berücksichtigten Einwirkungen auf FNPP teils geringere, teils aber auch schwerere Auswirkungen haben als auf landbasierte KKW. Zudem gibt es Einwirkungen von außen, die für FNPP spezifisch sind.

8.2.8 Sicherer Einschluss radioaktiver Stoffe bei innovativen Reaktorkonzepten

Der Fortschritt bei der Entwicklung von neuartigen Reaktorkonzepten führt zu der Notwendigkeit, die bestehenden regulatorischen Vorgaben auf ihre Anwendbarkeit hin zu untersuchen. In mehreren Ländern werden derzeit Konzepte für wassergekühlte SMR und Reaktoren der Generation 4 entwickelt, deren technische Neuerungen nicht mehr von den aktuellen Sicherheitsstandards abgedeckt werden. Dem Einschluss radioaktiver Stoffe kommt dabei aufgrund seiner hohen sicherheitstechnischen Relevanz eine besondere Bedeutung zu. Durch neue technische Aspekte ergeben sich neue Anforderungen an das Barrierenkonzept zum Einschluss radioaktiver Stoffe, die bei der Formulierung von Sicherheitsstandards berücksichtigt werden müssen. Die Entwicklungen verteilen sich dabei auf zahlreiche verschiedene Reaktorarten, die jeweils unterschiedliche technologische Merkmale aufweisen. Ziel der regulatorischen Änderungen muss es deswegen auch sein, generische Vorgaben zu setzen, die systematisch alle möglichen Konzepte abdecken.

In den aktuellen Sicherheitskonzepten von Leichtwasserreaktoren wird zur Gewährleistung des Einschlusses radioaktiver Stoffe das Barrierenkonzept angewandt, das auf gestaffelten technisch-physikalischen Barrieren wie den Brennstabhüllrohren, der Druck führenden Umschließung und dem Containment basiert. Für die Umsetzung des Barrierenkonzepts sind im internationalen Regelwerk insbesondere die beiden Sicherheitsleitfäden SSR 2/1 und SSG 53 von Bedeutung. Innovative Reaktortechnologien führen jedoch zu technischen Lösungen für den Einschluss radioaktiver Stoffe, die nicht von diesen Sicherheitsleitfäden berücksichtigt werden:

- Bei wassergekühlten SMR sind vor allem die integrale Bauweise des Reaktors, die vornehmlich passiven Sicherheitssysteme, der verringerte Zugang zum RDB und die Anordnung als Multi-Modul-Anlage zu nennen.
- HTGR-Konzepte verfolgen überwiegend den Ansatz, den Einschluss des radioaktiven Inventars ohne ein dichtes Containment sicherstellen zu wollen. Der Einschluss soll vorrangig durch spezifische Eigenschaften des Brennstoffs erfolgen.
- Für den Einschluss radioaktiver Stoffe bei MSR ist vor allem die durch die salzartige Form gesteigerte Rückhaltefähigkeit des Brennstoffs von Bedeutung. Das Primärkühlmittel soll die meisten der Spaltprodukte über chemisch stabile ionische Bindungen zurückhalten. Zudem wird der Primärkühlmittelkreislauf bei Atmosphärendruck betrieben.

- Auch bei SFR und LFR wird der Primärkühlkreislauf bei Atmosphärendruck betrieben. Verschiedene Ausführungen der Bauweise der Reaktorbehälter führen zu verschiedenen neuartigen Containment-Strukturen. Außerdem gilt es, die hohe chemische Reaktivität des Natriums zu berücksichtigen.

Die IAEO hat mehrere Arbeitsgruppen gegründet, um die Auswirkungen auf die bestehenden Sicherheitsstandards zu untersuchen. Im Fokus der IAEO stehen vor allem wassergekühlte SMR und HTGR, deren Entwicklungen weiter fortgeschritten sind. Es sind keine Planungen hinsichtlich der Entwicklung vollständig neuer, spezifischer Sicherheitsstandards bekannt; die Strategie beruht auf einer Anpassung der bestehenden Sicherheitsstandards. Die bisherigen Ergebnisse der laufenden Analysen der Sicherheitsstandards auf notwendige Änderungen hin lassen bereits erste Schlüsse zu: Die SSR 2/1 ist weitgehend technologieneutral und lässt sich größtenteils auch bei neuartigen fortgeschrittenen Reaktoren anwenden. Im Gegensatz dazu ist der SSG 53 sehr spezifisch für stationäre LWR formuliert und bedarf zahlreicher Anpassungen und Umformulierungen.

8.2.9 Multi-Unit- und Multi-Modul-Aspekte bei neuen Reaktoren

„Multi-Modul“- und „Multi-Unit“-Aspekte wurden in den letzten Jahren im Zusammenhang mit der Auslegung und Verbesserung der Sicherheit von Kernreaktoren verstärkt diskutiert. Die Reaktorunfälle von Fukushima Daiichi, in deren Verlauf mehrere Reaktorblöcke verunfallten, hat nochmals verdeutlicht, dass für den sicheren Betrieb nicht jeder Reaktor für sich, sondern auch übergreifende Ereignisse, wie etwa Naturereignisse (hier Erdbeben und Überflutungsereignis), die einen gesamten Standort betreffen können, betrachtet werden müssen. Daraus ergeben sich Fragestellungen zur Gesamtsicherheit der Anlage, die für den sicheren Betrieb beantwortet werden müssen. Dabei spielt insbesondere die gemeinsame Verwendung von Systemen und sicherheitstechnischen Einrichtungen und die ausreichende Dimensionierung von Notfallequipment eine Rolle. Das japanische Erdbeben am 11. März 2011 hatte Auswirkungen auf mehrere Reaktorstandorte, deren Anlagen in großer Vielzahl durch die automatische Reaktorschnellabschaltung sicher abgefahren werden konnten. Am Standort Fukushima Daiichi hingegen führte die Tsunamiwelle zu einer Überflutung der Anlage und zu signifikanten Schäden an den bauseitigen elektrischen Anlagen, was wiederum ernste Auswirkungen auf die Sicherheitssysteme aller sechs Reaktorblöcke mit erweitertem Station Black-out hatte.

IAEO und WENRA fordern, dass bereits bei der Auslegung von neuen Reaktoren mögliche Gefahren, die aus dem Betrieb von mehreren Reaktoren an einem Standort (Multi-

Unit) oder mehreren Reaktormodulen innerhalb einer Anlage (Multi-Module) hervorgehen, berücksichtigt und entsprechende Vorkehrungen getroffen werden, damit ein Ereignis einer Anlage keine Auswirkungen auf den sicheren Betrieb weiterer Anlagen am Standort haben kann. Dabei sind anlageninterne Ereignisse ebenso zu berücksichtigen wie EVA-Ereignisse. Dazu zählen neben Naturphänomenen, die auch kombiniert auftreten und damit eine gesteigerte Gefahr darstellen können, auch vom Menschen verursachte Gefahren, etwa aus dem Betrieb industrieller Einrichtungen, dem Gefahrguttransport oder der Luftfahrt. Zentrale Forderung der IAEA ist die Ausweitung der probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) auf Multi-Unit Probabilistic Safety Assessments (MUPSA). Die WENRA stellt die Unabhängigkeit insbesondere der sicherheitstechnisch bedeutsamen technischen Einrichtungen in den Vordergrund, verweist jedoch auch auf angemessene Sicherheitsanalysen. Insbesondere die Umsetzung der Safety Objectives wird gefordert.

Das sicherheitstechnische Niveau bestehender Kernreaktoren wurde im europäischen Raum im Rahmen des europäischen ENSREG-Stresstests analysiert. Dazu wurden die für jede Anlage durchgeführten Untersuchungen innerhalb der WENRA-Staaten in einem Peer-Review-Verfahren diskutiert und anschließend nationale Aktionspläne erstellt, um die Robustheit der Anlagen weiter zu erhöhen. Zwischenzeitlich sind die nationalen Aktionspläne unter Berücksichtigung von Multi-Unit-Aspekten umgesetzt. Dabei sind insbesondere Maßnahmen zur Erweiterung der Möglichkeiten einer externen Stromversorgung über die Installation weiterer Dieselaggregate an den Standorten zu nennen, aber auch die Überarbeitung der Notfallorganisation. Die gemeinsame Verwendung diverser betrieblicher Systeme bleibt unverändert, da diese das Sicherheitsniveau der Anlagen nicht beeinträchtigen (DiD-Konzept).

Bei der Auslegung neuer Reaktoren (Leistungsreaktoren wie auch SMR) wurden externe, blockübergreifende Ereignisse bereits in der Auslegung berücksichtigt. Hier spielt auch die internationale Betriebserfahrung eine wichtige Rolle, die etwa dazu führte, dass neue Reaktorkonzepte die Beherrschung schwerer Störfälle bereits in ihrer Anlagenauslegung berücksichtigen (severe accident management). Auch die Verwendung passiver Systeme spielt zunehmend eine Rolle bei der Anlagenauslegung neuer Reaktoren. Die Hersteller führen dabei insbesondere die daraus resultierende Unabhängigkeit von der Notwendigkeit einer elektrischen Stromversorgung an.

8.2.10 Neuartige Konzeptionen der Sicherheitslösungen bei GEN-4-Reaktoren am Beispiel des ESFR

Für Reaktoren der vierten Generation müssen vor allem im Bereich der Sicherheit Fortschritte gemacht werden, um die Anforderungen an neue Reaktorkonzepte zu erfüllen. Ein Ansatz, diese Herausforderungen anzugehen, war das internationale ASTRID-Programm (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration) von 2012 bis 2019. Unter der Leitung des Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA) sollte das Konzept eines SFR mit einer Leistung von 1.500 MW_{th} bzw. 600 MW_{el} konzipiert und realisiert werden. 2019 wurde das Programm jedoch eingestellt.

Teilweise parallel zum ASTRID-Programm, welches den Bau eines Reaktors als unmittelbares Ziel hatte, gibt es noch andere Forschungsarbeiten zu SFR der vierten Generation. Ein europaweites Projekt startete bereits in den 90er Jahren unter dem Namen EFR (European Fast Reactor). Aufgrund der neuen Sicherheitsvorgaben bzw. Ziele wurde das Konzept zwischen 2009 und 2012 durch das Collaborative Project on European Sodium Fast Reactor (CP-ESFR) überarbeitet. Der neueste Ansatz ist das Projekt ESFR-SMART (European Sodium Fast Reactor Safety Measures Assessment and Research Tools), welches 2017 gestartet wurde und das über ein Budget von 10 Millionen Euro verfügt.

Der Europäische schnelle natriumgekühlte Reaktor, welcher im Rahmen des ESFR-SMART-Projekts überarbeitet werden soll, ist für eine Leistung von 3.600 MW_{th}/1.500 MW_{el} konzipiert. Es handelt sich dabei um einen Reaktor in Poolbauweise. Der verwendete Kernbrennstoff ist ein Gemisch aus Urandioxid und Plutoniumdioxid. Zudem wird der Abtransport der produzierten Wärmeenergie mithilfe von drei Kreisläufen gewährleistet. Das Transportmedium des Primär- und Sekundärkreislaufs ist Natrium, im Tertiärkreislauf wird Wasser verwendet. Die angestrebte Konversionsrate, also das Verhältnis von verbrauchtem zu neu erzeugtem Brennstoff, soll nahe eins liegen.

Das Barrierenprinzip teilt sich beim ESFR in drei Teile auf. Die Hüllrohre sind, zum Schutz gegen Versprödung durch hohen Neutronenfluss, aus mit Titan versetztem austenitischen Stahl gefertigt. Im zweiten Teil, bestehend aus Reaktorbehälter bzw. Reaktorgrube, sind gegen das Austreten von Radioaktivität die Anzahl an Schweißnähten und Durchdringungen möglichst niedrig gehalten und Durchdringungen mit doppelten Dichtungen gesichert. Durch die simplere Bauweise ist die Prüfbarkeit und Wartung von

Komponenten des Primärkreislaufs gegenüber früheren Anlagen verbessert. Das Reinigungssystem des primären Natriums befindet sich zum besseren Einschluss der Radioaktivität innerhalb der zweiten Barriere. Angaben zu Sicherheitslösungen des Reaktor Gebäudes werden nicht gemacht.

Die Brennstoffhandhabung ist zu großen Teilen bereits bei vorherigen Anlagen gelöst worden. Beim ESFR wird daher mehr Wert auf eine schnellere Brennstoffhandhabung gelegt, um eine höhere Verfügbarkeit des Reaktors bzw. eine höhere Frequenz der Wartungsarbeiten zu ermöglichen.

Bei der Reaktivitätskontrolle ist ein mögliches Problem der Dampfblasenkoeffizient, welcher bei den SFR aktuell positiv ist. Im ESFR-SMART-Projekt ist die Reduzierung auf 153 pcm am Ende der Brennelementlaufzeit gelungen, was einer Verkleinerung um ca. 90 % gegenüber dem Wert des ursprünglichen ESFR-Dampfblasenkoeffizienten entspricht. Bei schnellen Reaktoren besteht eine größere Sensitivität gegenüber Kernverformung, wie z. B. durch Wärmeausdehnung. Dies kann eine Kernverdichtung hervorrufen, wodurch die Reaktivität steigt. Um diesen Anstieg zu verringern, wird im ESFR u. a. der Abstand der Brennstäbe verringert, sodass bereits im Nennbetrieb eine hohe Reaktivität aufgrund der Geometrie vorhanden ist. Gesteuert werden kann die Reaktivität im Normalbetrieb mithilfe von aktiv angesteuerten Steuerstäben. Außerdem ist dort auch die notwendige passive Abschaltung des Kerns gewährleistet. Steigt die Temperatur im Reaktorbehälter über einen bestimmten Wert, wird das schwerkraftgetriebene, also passive, Einfallen weiterer Steuerstäbe ausgelöst.

Die Nachwärmeabfuhr wird beim ESFR mithilfe von drei unterschiedlichen Systemen gewährleistet. Es wird dabei viel auf Diversität und natürliche Konvektion gesetzt. Im zweiten Natrium-Kreislauf sind an den Wärmetauschern bzw. Dampferzeugern zwei unterschiedliche Systeme integriert. Diese sind auch im Falle eines Aussetzens des Wasser- bzw. Natrium-Kreislaufs noch in der Lage, die Wärme passiv von Natrium zu Luft abzuführen. Die dritte Vorrichtung befindet sich in der Reaktorgrube und wird aktiv betrieben, wobei sowohl auf Öl als auch Wasser gesetzt wird.

Die hohe Reaktivität von Natrium gegenüber dem Kontakt von Wasser und Luft stellt eine zentrale Herausforderung dar. Eine kritische Stelle dabei sind die Dampferzeuger, da hier Natrium und Wasser nur einige Millimeter voneinander getrennt sind. Beim ESFR wird als Lösungsansatz auf verschiedene Maßnahmen gesetzt. Es werden modulare Dampferzeuger verwendet, sodass sich im Falle eines Unfalls die erzeugten Schäden in

Grenzen halten. Zusätzlich werden Wasserstoffsensoren am Ausgang der Dampferzeuger angebracht, um eventuelle Defekte schnell lokalisieren und beheben zu können.

Die starke Reaktion von Natrium mit Luft bedarf vor allem im Sekundärkreislauf zusätzlicher Schutzmaßnahmen. Die Rohrleitungen müssen so ausgelegt sein, dass die Wahrscheinlichkeit eines Lecks möglichst gering ist. Die Anfälligkeit zur Leckage ist beim ESFR durch eine deutliche Verkleinerung der Anzahl an Krümmungen verbessert, da dort die Wahrscheinlichkeit einer Rissbildung am größten ist.

Allgemein muss bei dem Gebrauch von Natrium auch darauf geachtet werden, dass Stahl bei längerem Kontakt versprödet. Besonders für Bestandteile des Primärkreislaufs ist das wichtig, da hier eine Wartung komplizierter ist als bei den anderen beiden Kreisläufen. Im ESFR wird dieses Problem durch den Einsatz von geeignetem Stahl gelöst, indem z. B. mit Titan versetzter austenitischer Stahl eingesetzt wird, welcher eine höhere Widerstandsfähigkeit gegenüber Natrium besitzt.

Als mitigative Maßnahmen für Defekte der Hüllrohre und auch deren Schmelzen sind ausreichend große Abstandsdrähte und freier Raum für Expansion innerhalb des Kerns vorgesehen, da Blockaden innerhalb eines Brennstabündels nicht einfach zu detektieren sind. Blockaden außerhalb dieser können mit Thermoelementen an den Enden der Brennelemente frühzeitig lokalisiert werden. Bei einer Fehlhandhabung der Steuerstäbe sind als Gegenmaßnahme der Spalt in den Brennstoffpellets und die Drahtabstandshalter so gewählt, dass der Brennstoff auch bei einer Fehlhandhabung der Steuerstäbe nicht zu schmelzen beginnt. Kommt es doch zur (partiellen) Kernschmelze, wird das Corium kontrolliert durch mit Hafnium ausgekleidete Entladeröhren in den Core-Catcher abgeführt. Das aufgenommene Hafnium dient als Neutronenabsorber, um die Reaktivität des Coriums zu verringern. Der Core-Catcher ist mit Molybdän bedeckt, sodass die erzeugte Wärme schnell an das Kühlmittel abgeführt wird, die mechanische Stabilität bei hohen Temperaturen gewährleistet bleibt und es inert gegenüber Natrium und dem Corium ist. Der Entwurf des Core-Catchers soll die natürliche Konvektion unterstützen, um eine effizientere Kühlung zu ermöglichen. Weitere passive Kühlung wird durch den Einsatz von Schornsteinen ermöglicht.

Aktuelle Forschungsschwerpunkte sind Ansätze zur Beherrschung möglicher Reaktionen von Natrium und Wasser, der verwendete Brennstoff, bei dem die Verwendung von Transuranen und Möglichkeiten der Transmutation zur Verringerung der anfallenden hochradioaktiven Abfälle untersucht wird, die Analyse von Unfallsituationen, Methoden

für wiederkehrende Prüfungen und die Verbesserung von Simulationen des Kern-, Brennstoff- und Werkstoffverhaltens.

8.2.11 Mitwirkung am Bericht zur Anwendbarkeit übergeordneter sicherheitstechnischer Anforderungen an LW-SMR (mit dem Physikerbüro Bremen und dem Öko-Institut)

Die Europäische Kommission initiierte unter dem Titel „A roadmap towards the deployment of SMRs in Europe“ Schritte für eine Schaffung von Voraussetzungen, die eine Einführung von SMR-Konzepten in der EU ermöglichen bzw. erleichtern sollen. Mittel für diesbezügliche Studien und Konferenzen sollen mit dem Ziel, „to help regulators identify the most mature SMRs designs to be examined in priority in view of their potential deployment in the early 2030's in the EU“ bereitgestellt werden.

Im Mai 2021 haben europäische Betreiber und Hersteller von Kernkraftwerken im Rahmen der „European Utility Requirements (EUR)“ sogenannte „EUR Key Positions on SMLW - High-Level Requirements on Small Modular Light Water Reactors“ vorgelegt.

Vor diesem Hintergrund es wichtig, die Grundlagen für eine Mitwirkung Deutschlands bei der Aufstellung übergeordneter sicherheitstechnischer Anforderungen für solche Reaktordesigns, deren mögliche Einführung in Europa diskutiert wird, zu legen.

Im Rahmen des AP 7 erfolgten in Zusammenarbeit mit dem Physikerbüro Bremen und dem Öko-Institut die Arbeiten zur Erstellung eines Papiers zur Identifikation und dem Weiterentwicklungsbedarf bestehender übergeordneter Sicherheitsprinzipien (wie z. B. das Konzept gestaffelter Sicherheitsebenen, das Mehrfach-Barrieren-Konzept, das Einzelfehlerkonzept, Auslegungsprinzipien Redundanz und Diversität und darauf basierenden derzeit realisierten Umsetzungen bei den Schutzziele und einzelnen Sicherheitsfunktionen) zur Anwendung auf Leichtwassergekühlte SMR-Designs.

8.3 Teilnahme und Auswertung von Konferenzen zu neuen Reaktoren

Wie bereits einleitend erwähnt, erfolgte in diesem Arbeitspaket die Teilnahme an internationalen Konferenzen, um den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu verfolgen. Die wichtigsten Erkenntnisse aus der Teilnahme an den Veranstaltungen wurden in Reiseberichten ausgewertet, die zusammen mit der verfügbaren Konferenzdokumentation (z. B. Programm, Paper oder Handouts der Vorträge) im Konferenzbereich auf

dem InfoServer zur Verfügung gestellt wurden. Nachfolgend wird eine kurze Übersicht zu den besuchten Veranstaltungen gegeben.

ANS Winter Meeting 2020

Vom 16.10. bis 19.11.2020 erfolgte die Teilnahme am ANS Winter Meeting, das als virtuelle Konferenz von der American Nuclear Society (ANS) ausgerichtet wurde.

Die Konferenz mit mehr als 2.500 Teilnehmern umfasste drei Plenarveranstaltungen, mehr als 35 Podiumsdiskussionen und mehr als 100 technische Sessions. Zudem gab es – auch im virtuellen Format der Veranstaltung – eine Poster-Ausstellung mit 20 Postern.

Der fachliche Schwerpunkt des ANS Winter Meetings lag auf neuen Erkenntnissen und Entwicklungen bezüglich neuer, insbesondere kleiner, Reaktoren sowie des geplanten Forschungsreaktors „Versatile Test Reactor“ und verschiedenen Aspekten aus dem Themengebiet der Brennstoffe (neue Brennstoffe, Brennstoffkreisläufe usw.). Zahlreiche Vorträge gab es auch zu verschiedenen Themen aus der Nuklearwissenschaft (Reaktorphysik, Thermohydraulik, Simulationen und Rechenmodelle). Somit trug die Konferenzteilnahme dazu bei, neue Erkenntnisse zu den aktuellen Entwicklungen in den Bereichen neuer Reaktor- und Brennstoffkonzepte zu erlangen. Diese waren insbesondere:

- Stand der Anwendungsmöglichkeiten von SMR und Mikroreaktoren
- Aktuelle Entwicklungsarbeiten zum Transformational Challenge Reactor
- Schwerpunkt der Session zu Brennstoffen, u. a. TRISO-Brennstoff
- Planung eines Versuchs-Salzschmelzekreislaufs mit Zwangsumlauf in Verbindung mit dem Forschungsreaktor des MIT

TopFuel Konferenz 2021

Die Teilnahme an der Topfuel Konferenz erfolgte vom 25.10. bis 27.10.2021 in virtueller Form. Die Konferenz wurde in Santander (Spanien) als Hybridveranstaltung von der European Nuclear Society ausgerichtet. Insgesamt besuchten 309 Teilnehmer die Konferenz, wovon 183 vor Ort anwesend waren und 126 Gebrauch von dem Angebot der virtuellen Teilnahme machten. Die Konferenzteilnahme diente der weiteren Verfolgung weltweiter Entwicklungen zur Optimierung von Brennstoffen für Leichtwasserreaktoren. Die Vorträge befassten sich inhaltlich unter anderem mit Betriebserfahrung,

Entwicklungen zu unfalltoleranten Brennstoffen und Fortschritten bei Werkstoffen und Herstellungsverfahren. Insgesamt zeigten die Beiträge der TopFuel 2021:

- Forschung und Entwicklung auf dem Gebiet der Brennstoffoptimierung wird weiterhin aktiv vorangetrieben.
- Insbesondere Westinghouse und Framatome arbeiten auf eine zeitnahe Markteinführung ihrer jeweiligen Produkte hin.
- Es ist davon auszugehen, dass in den nächsten Jahren vermehrt ATF-Brennstoff in Kernkraftwerken in den USA und Europa – auch kommerziell – zum Einsatz kommen wird.

IAEA Consultancy Meeting „Review of Applicability of Safety Standards to novel Advanced Reactors“

Im Rahmen dieses AP erfolgte die Teilnahme am IAEA Consultancy Meeting zur Erstellung eines Safety Reports mit dem Titel „Review of Applicability of Safety Standards to novel Advanced Reactors“. Das Meeting wurde als virtuelles Meeting durchgeführt und fand vom 15.03. bis 19.03.2021 statt. In diesem ersten von insgesamt drei angesetzten Consultancy Meetings ging es um die Identifizierung von technologischen Aspekten, in denen sich neue Reaktorkonzepte von bisherigen LWR-Konzepten unterscheiden. Wesentliche fachliche Diskussionspunkte waren:

- Bedeutung der Sicherheitsebene 4 bei Reaktorkonzepten ohne Kernschmelze (wie z. B. MSR, HTR)
- Sicherheitsaspekte von Anlagen mit mehreren Reaktormodulen (multi-modul) und deren Wechselwirkungen
- Nachweisführung und Prüfbarkeit bei passiven Sicherheitseinrichtungen
- Möglichkeit zur Verkleinerung der Notfallplanungszonen
- „Walk away safety“ bei ferngesteuertem Betrieb von Reaktoren in entlegenen Gegenden
- Regulatorische Fragestellungen zum Transport von mit Kernbrennstoff beladenen Reaktormodulen (d. h. Transport in der Betriebsphase „kalt unterkritisch“). Hierzu bestehen derzeit keine internationalen Transportregelungen.
- Geringerer Abstand von SMR zu anderen industriellen Anlagen oder dichter besiedelten Gegenden
- Bewertung des Standorts bei schwimmenden Reaktoren und hiermit verbundenen neuen Einwirkungen von außen (wie z. B. Seegang, Tsunamis, Gezeiten, etc.)

Zudem zeigten die Diskussionen, dass transportable SMR nicht mehr im Einklang mit der bisherigen Logik stehen, dass ein Reaktor an einem Standort errichtet und betrieben wird, sondern dass ihre Errichtung und Erstbeladung mit Brennelementen beim Hersteller erfolgt und sie zum Standort des Betriebes transportiert und dort betrieben werden. Hier wurde deutlich, dass bezüglich der Genehmigung von transportablen SMR im Hinblick auf Standort (Hersteller/Betreiber), Errichtung (Hersteller), Inbetriebnahme (Hersteller/Betreiber), Transport (Reaktor in Betrieb, da „kalt unterkritisch“), Betrieb (Betreiber) und Stilllegung (Betreiber oder Hersteller) bisher ungelöste regulatorische Fragestellungen auftauchen.

International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles 2022

Die GRS nahm an der „International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Sustainable Clean Energy for the Future (FR22)“ im April 2022 in Wien teil. Aus Sicht der IAEO ist die Bedeutung schneller Reaktoren und der zugehörigen Brennstoffkreisläufe für die Gewährleistung der langfristigen Nachhaltigkeit der Kernenergie in der Nukleargemeinschaft seit langem weitgehend anerkannt. Ziel der Veranstaltung war es, ein Forum für den Austausch von Informationen über nationale und internationale Programme und ganz allgemein über neue Entwicklungen und Erfahrungen auf dem Gebiet der schnellen Reaktoren und der damit verbundenen Brennstoff- und Brennstoffkreislauftechnologien zu bieten. Während der Konferenz wurden hauptsächlich Sessions mit Bezug zu Simulationsprogrammen für die Anwendung auf Gen-IV-Reaktorkonzepte besucht. Erkenntnisse daraus waren u. a.:

- Im Rahmen von IAEA Coordinated Research Projects (CPRs) werden Simulationsprogramme anhand vorhandener Testreaktoren, wie z. B. CEFR in China, validiert. Hier sind in Zukunft noch weitere Anstrengungen notwendig.
- Reaktorkonzepte mit schnellen Neutronen erfordern im Vergleich zu LWR eine genauere Modellierung und Berücksichtigung der Wechselwirkungen. Dies ist beim Sicherheitsnachweis zu beachten.
- Hinsichtlich der verwendeten Simulationsprogramme ist weiterhin zu beachten, dass diese hinreichend validiert sind und bei der Anwendung für Gen-IV-Reaktorkonzepte die komplexen Wechselwirkungen verschiedener Phänomene ausreichend berücksichtigt werden.

Die Ergebnisse zu den regulatorischen Erwartungen bei der Entwicklung und Anwendung von Simulationsprogrammen der OECD-WGSAR wurden auf der Konferenz durch den GRS-Mitarbeiter präsentiert. Die Erkenntnisse der Konferenz flossen in den Bericht

zum Thema „Anwendung von Simulationsprogrammen bei der Auslegung und sicherheitstechnischen Nachweisführung von GEN-IV-Reaktorkonzepten“ ein.

TopFuel Konferenz 2022

Die Teilnahme an der von der American Nuclear Society (ANS) sowie deren Pendanten aus Europa (ENS), Japan (AESJ), Korea (KNS) und China (CNS) ausgerichteten TopFuel-Konferenz erfolgte vom 09. Oktober bis 13. Oktober 2022 in Raleigh, North Carolina (USA). Die fachlichen Vorträge aus den Themenbereichen Betriebserfahrung, Entwicklung von Accident Tolerant Fuels (ATFs) und Fortschritte bei Werkstoffen und Herstellungsverfahren wurden dabei in sechs technisch gegliederten Sessions, teilweise parallel in drei Vortragssälen, präsentiert:

- Advances in Designs, Materials, and Manufacturing
- Evolutionary and Innovative Advanced Technology Fuels
- Modeling, Analysis, and Methods
- Operation and Experience
- Transient Fuel Behavior and Safety Related Issues
- Used Fuel Storage, Transportation, and Re-Use

Die Konferenzteilnahme diente der weiteren Verfolgung weltweiter Entwicklungen zur Optimierung von Brennstoffen für Leichtwasserreaktoren.

Die Erkenntnisse der Konferenz beziehen sich insbesondere auf die fortschreitende Entwicklung der ersten Generation von ATFs (chrombeschichtete Zirkonium-Hüllrohre und dotierter Urandioxid-Brennstoff):

- Die Markteinführung ist Mitte der 2020er Jahren, sowohl in den USA als auch in Europa, zu erwarten
- In Belgien, Schweden, der Schweiz, Slowenien und Spanien befinden sich Anlagen, die von Westinghouse mit Brennstoff beliefert werden, in Frankreich befinden sich Anlagen, die von Framatome beliefert werden
- Eine Erhöhung des Uran-235-Anreicherungsgrades und Abbrands wird als wirtschaftlicher Anreizpunkt für die Betreiber angestrebt.

Diese Entwicklungen sind für die Bewertung der Sicherheitsstrategien ausländischer Anlagen von Bedeutung.

IAEA Consultancy Meeting zur Anwendbarkeit der Safety Standards auf innovative Reaktorkonzepte

Des Weiteren erfolgten die Teilnahme an dem zweiten Consultancy Meeting der IAEO zur Anwendbarkeit der Safety Standards auf innovative Reaktorkonzepte. Das Meeting wurde als virtuelles Meeting durchgeführt und fand vom 10. bis 19.05.2021 statt. Der Hauptschwerpunkt der Arbeiten lag unter anderem auf der Prüfung der Anwendbarkeit des SSR2/1 Req. 54-58 und des SSG-53 (Anforderungen an das Containment) auf fortschrittliche Reaktorkonzepte (leichtwassergekühlte SMR, schwimmende KKW, HTGR, LFR, SFR). Wesentliche fachliche Erkenntnisse waren:

- Allgemein gute Anwendbarkeit auf leichtwassergekühlte SMR, Lücken ergeben sich teilweise aus Eigenheiten mancher Konzepte (z. B. Multimodul-Anlagen, geringer Betriebsdruck bei Pool-Type-Reaktoren für Fernwärmeanwendungen, Untergrund-Bauweise).
- Gute Anwendbarkeit auch auf (leichtwassergekühlte) schwimmende KKW, hier jedoch nicht direkt anwendbar bzgl. Auslegung gegen Erdbeben bzw. Erdbebeninstrumentierung; Betonstrukturen sind bei schwimmenden KKW nicht in jedem Fall vorgesehen.
- Für HTGR steht das in den Konzepten vorgesehene Abblasen des Heliumgases in die Umgebung bei Kühlmittelverlust im Gegensatz zu der für LWR nötigen Barrierefunktion des Containments für austretendes Kühlmittel.
- Für LFR und SFR müssen für schwere Unfälle teils andere Risiken berücksichtigt werden als für LWR (z. B. Natriumbrand); aufgrund ihres Betriebs bei Atmosphärendruck ist die Gefahr einer Druckerhöhung im Containment nicht so gegeben wie bei LWR.
- Funktionieren alle Sicherheitssysteme vollständig passiv, ist eine Notstromversorgung nicht erforderlich.
- Bestimmungen zu Wasservorlagen im Containment und Containmentsprühsystemen sind auf Nicht-LWR u. U. nicht anwendbar.
- Ungeklärt ist die Sicherstellung der Containmentfunktion während des Transports von Reaktorbehältern, die in Fabriken beladen werden.

Diese fachlichen Erkenntnisse zeigten sich auch bei den anderen Themenschwerpunkten, die während des zweiten Consultancy Meetings diskutiert wurden. Zusammenfassend wurden folgende fachliche Erkenntnisse gewonnen:

- Interpretation der Bedeutung der verschiedenen Sicherheitsebenen des Defence-in-Depth-Konzeptes (insbesondere des DEC-Bereichs) für innovative Reaktorkonzepte
- Vermeidung der Missdeutung des Konzeptes des praktischen Ausschlusses
- Notwendigkeit der Neu-Definition des Begriffs „Schwerer Störfall“, insbesondere für Reaktorkonzepte, bei denen keine Kernschmelze auftreten kann (z. B. HTGR oder homogene MSR)
- Definition des Schadenszustands der PSA Level 1 („core damage frequency“) für Reaktoren ohne klassische Kernschmelze
- Ergänzung des Safety Guide zu Einwirkungen von innen und außen im Zusammenhang mit innovativen Reaktorkonzepten (z. B. Nähe zu Industrieanlagen, EVI aufgrund alternativer Reaktorkühlmittel (Natrium, Salzschmelze, etc.), usw.)
- Neue Herausforderungen an die Kernmaterialüberwachung (safeguards) insbesondere beim Brennstoffkreislauf, Transport, Betrieb in entlegenen Gegenden, deutlich längere Reaktorzyklen (life-time cores), höhere Anreicherungsgrade der eingesetzten Brennelemente sowie Lieferung von Reaktoren mit unterschiedlichen Verpflichtungen zur Kernmaterialüberwachung
- Aus Sicht der Anlagensicherung (security) werden ebenfalls zusätzliche Anforderungen bezüglich entlegener Standorte sowie Schutz gegen Cyber-Attacken (höherer Automatisierungsgrad, Fernsteuerung der Reaktoren) als notwendig erachtet
- Aktualisierungsbedarf wird beim Safety Guide zur Kernausslegung gesehen, insbesondere vor dem Hintergrund neuer Brennelemente (High-Assay Fuel, Cermet-Brennstoffe, TRISO, homogene Salzschmelze) und dem Einsatz abbrennbarer Neutronengifte anstelle von boriiertem Kühlwasser bei nicht leichtwassergekühlten Reaktorkonzepten
- Bei der Handhabung und Lagerung von Brennelementen wäre zukünftig auch die trockene Lagerung von abgebrannten Brennelementen zu berücksichtigen (z. B. Brennelementkugeln beim HTGR, Kühlung in flüssigem Natrium beim SFR). Weiterer Ergänzungsbedarf wird hinsichtlich der Abbrandmessung und der Beladung des Reaktorkerns im laufenden Betrieb gesehen
- Der Safety Guide zum Containment basiert insbesondere auf typischen Phänomenen, die bei schweren Störfällen in Leichtwasserreaktoren auftreten. Für neue Konzepte ist das Barrierenkonzept zu diskutieren und die letzte Barriere zu berücksichtigen
- Die Safety Standards zum Brennstoffkreislauf sind stark geprägt von LWR-Brennelementen. Hier sind grundsätzliche Neuerungen zu berücksichtigen (z. B.

TRISO-Brennstoffe, Wiederaufbereitung, Brennstoffkreisläufe mit schnellen Reaktoren/ADS, etc.).

9 Zusammenfassung

Im vorliegenden Abschlussbericht sind die Ergebnisse der Arbeiten der GRS und ihrer Partner im BMUV-Eigenforschungsvorhaben 4720R01500 „Internationale Entwicklungen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit“, die im Zeitraum Juli 2020 bis Mai 2023 erzielt wurden, zusammenfassend dargestellt.

Ziel des Vorhabens war das Erarbeiten, Zusammentragen und Aktualisieren von Informationen zur nuklearen Sicherheit im Ausland. Das Fachwissen für die Bewertung sicherheitstechnischer Risiken aus dem Betrieb von ausländischen KKW war zu vertiefen. Dies bedurfte der Durchführung eigener wissenschaftlich-technischer Untersuchungen und der Beteiligung an internationalen Aktivitäten zu Fragen der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit, der Verfolgung und Bewertung existierender Anlagen und der Entwicklung neuer Reaktorkonzepte und deren Realisierung. Im Vorhaben wurden in sieben fachlichen Arbeitspaketen (AP) reaktorbaulinien- oder anlagenspezifische Untersuchungen zu ausländischen KKW, zu neuen Reaktorkonzepten und zu länderspezifischen Rahmenbedingungen durchgeführt. Verfügbare Erkenntnisse wurden dokumentiert und systematisiert. Darüber hinaus wurden auch Untersuchungen zu technologischen Entwicklungen und Sicherheitsstrategien realisiert.

Im AP 1 „*Verfolgung und Aufbereitung landesspezifischer Entwicklungen der nuklearen Sicherheit im Ausland*“ wurden die Arbeiten zur Verfolgung und Analyse landesspezifischer Entwicklungen der nuklearen Sicherheit zu ausgewählten Ländern sowie die Pflege und Neuerstellung von landesspezifischen Detailinformationen als Teil elektronischer Länderdossiers in der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ durchgeführt. Dabei wurden umfangreiche Kenntnisse zu Ländern erarbeitet und dokumentiert. Der Schwerpunkt der durchgeführten Arbeiten lag dabei auf vertiefenden Darstellungen zur Rolle der Kernenergie in dem jeweiligen Land, zu den dort vorhandenen Kernkraftwerken, Forschungsreaktoren und anderen Einrichtungen der kerntechnischen Infrastruktur, zu relevanten Behörden und Institutionen sowie zum Regelwerk.

Das AP 2 „*Verfolgung und Aufarbeitung von Entwicklungen neuer Reaktorkonzepte*“ umfasste eine Vielzahl von Teilaufgaben zur Verfolgung der Entwicklung und Realisierung neuer Reaktorkonzepte im Ausland sowie zur Aufbereitung und Bereitstellung entsprechender Informationen sowohl für russische als auch für westliche Anlagenprojekte der Generationen 3 und 4.

Ein Arbeitspunkt des AP 2 war die Fortführung der Arbeiten zur Weiterentwicklung der Wissensbasis „NuSiA“ bezüglich neuer Reaktorkonzepte. Hierzu wurden die vorhandenen Reaktor-Wissensseiten aktualisiert bzw. neu erstellt. In einem weiteren Arbeitspunkt des AP wurden Neubauvorhaben in Europa und weltweit verfolgt und in Form von Dossiers dokumentiert. Dazu wurden in der Wissensbasis NuSiA ein neuer Bereich „Standorte“ angelegt und die erfassten standortspezifischen Informationen als Standortdossiers dargestellt.

Die Ergebnisse der Arbeiten zur Vertiefung der Kenntnisse zur sicherheitstechnischen Auslegung von neuen Reaktoranlagen russischen Designs wurden unter anderem in einem neu erstellten detaillierten Dossier zur WWER-1200-Anlage (AES-2006) in der WB NuSiA sowie in einer Anlagenbeschreibung für WWER-TOI dokumentiert.

Im Ergebnis der Arbeiten zur Verfolgung der Programme zu speziellen Reaktorkonzepten und SMR wurden Konzeptbeschreibungen für den CAREM-25-Reaktor, den NUWARD-Reaktor und für die Hochtemperatur-SMR sowie Berichte zu Herausforderungen bei MSR-Reaktorkonzepten, zu SMR-Konzepten in Begutachtung durch die US NRC sowie zur Weiterentwicklung des kerntechnischen Regelwerks für evolutionäre und innovative Reaktorkonzepte erstellt.

Darüber hinaus wurde ein Fachbericht zur Auswertung der weltweiten Inbetriebnahme neuer Reaktoren erstellt.

Im AP 3 „*Baulinienspezifische Arbeiten und Baulinienhandbücher*“ wurden die Arbeiten der GRS zur systematischen baulinienspezifischen Erfassung, Analyse und Zusammenfassung von Informationen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen russischen Designs mit Schwerpunkt auf den in Betrieb befindlichen Anlagen in Mittel- und Osteuropa unter einheitlichen fachlichen Gesichtspunkten fortgeführt. Hierzu wurden Recherchen in Fachzeitschriften und weiteren Publikationen, nukleare Informationsdienste, die Informationssammlungen der Kontaktstellen Moskau und Kiew, Pressemeldungen, Mitteilungen und Publikationen der Behörden, Betreiber, Designer und Hersteller auf den entsprechenden Internetseiten und Ähnliches mehr als Informationsquellen verwendet. Die Arbeitskontakte zu Experten in den Betreiberländern der Anlagen wurden genutzt, um Hintergrundinformationen zu aktuellen Fragen zu diskutieren und zusätzliche Informationen zu aktuellen Ereignissen zu erhalten.

Ein weiterer Schwerpunkt der Arbeiten war die Verfolgung des Störungsgeschehens in den Anlagen. Die Arbeiten im Vorhaben auf diesem Gebiet bezogen sich sowohl auf die Analyse und Bewertung der sicherheitstechnischen Relevanz von aktuellen Ereignissen als auch auf die periodische Auswertung der Meldungen im „Incident Reporting System (IRS)“ von IAEQ und NEA zu meldepflichtigen Ereignissen in Kernkraftwerken russischen Designs. Zu dieser Thematik wurde auch ein Erfahrungsaustausch über die Auswertung der Betriebserfahrung der KKW mit Experten der ukrainischen und armenischen Behörden und ihrer TSO organisiert.

Zu ausgewählten aktuellen Themen des sicheren Betriebs der Anlagen wurden Informationsdossiers erstellt, die periodisch bei Vorliegen neuer Informationen fortgeschrieben wurden: Blöcke 1 und 2 des KKW Riwne, Block 1 des KKW Saporishshja, Blöcke 1 und 2 des KKW Südukraine, Blöcke 3 und 4 des KKW Mochovce, KKW Medzamor, Einsatz von Westinghouse-Brennelementen in ukrainischen WWER-Reaktoren, KKW Dukovany und Temelín, KKW Loviisa, Baulinie BN, Blöcke 5 und 6 des KKW Kosloduj.

Darüber hinaus wurden auch die GRS-Baulinien-Handbücher fortgeführt und weiterentwickelt. Der Schwerpunkt der Arbeiten lag dabei in der Sichtung, Aufarbeitung und Einbindung von relevanten Ergebnissen in die Handbücher, die sowohl in diesem Arbeitspaket als auch in anderen Vorhaben erzielt wurden. Darüber hinaus wurden sowohl neue Abschnitte erstellt als auch vorhandene Datenbestände teilweise aktualisiert.

Durch die im Arbeitspaket *AP 4 „Analyse und Auswertung der Entwicklung des IAEQ-Regelwerks“* durchgeführten Forschungsarbeiten konnten aktuelle Entwicklungen sowohl zu sicherheitstechnischen Konzepten als auch deren regulatorischer Umsetzung in Form von Anforderungen auf internationaler Ebene verfolgt werden. Der Schwerpunkt der Arbeiten lag dabei auf der Untersuchung der Document Preparation Profiles (DPP) und Entwürfe der Sicherheitsleitfäden der IAEQ, die im Rahmen des standardisierten Entwicklungsprozesses der IAEQ-Leitfäden (Strategies and Processes for the Establishment of IAEA Safety Standards (SPESS)) in den Steps 3, 4, 7, 8, 11 und 12 im Zeitraum des Vorhabens veröffentlicht wurden. Bei den durchgeführten Prüfungen wurden die DPP und Entwürfe inhaltlich hinsichtlich des Abbildens des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik, dem Abgleich zwischen dem im Entwurf dargestellten Sicherheitsniveau und der deutschen Sicherheitspraxis und der Konsistenz der Terminologie untersucht, um Differenzen und Unstimmigkeiten erkennen zu können.

Ziele und Schwerpunkte der Arbeiten im AP 5 „*Erkenntnisse zu Entwicklungen der nuklearen Sicherheit aus internationalen Arbeitsgruppen*“ waren der Wissenserwerb und der Erfahrungsaustausch zu Fragen der nuklearen Sicherheit durch die Mitarbeit in internationalen Arbeitsgruppen der OECD/NEA, der IAEO und des WWER Regulators Forum.

Durch die Mitarbeit in den OECD/NEA-Gremien und -Gruppen WGIAGE (Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures) und deren Untergruppen Metal, Concrete und Seismic, WGEV (Working Group on External Events) sowie WGRISK (Working Group on Risk Assessment), konnte durch die Sachverständigen der GRS der Stand von Wissenschaft und Technik zu ausgewählten Themen in führenden Industrienationen ermittelt werden.

Während der frühen Entwicklungsphase der Standards oder manchmal nach Kommentierungsphasen lädt die IAEO internationale Experten zu sogenannten „Consultancy Meetings“ ein. Hieran nahmen aufgrund ihrer Expertise oftmals Mitarbeiter der GRS teil. Diese frühzeitige Mitarbeit an den ersten Entwürfen der Standards diente dem Kompetenzerhalt und -ausbau der GRS. Im Rahmen des AP 5 wurde an Consultancy Meetings zu verschiedenen Sicherheitsstandards und TECDOCs teilgenommen.

Die Teilnahme der GRS an den Jahrestagungen des WWER Regulators Forum und die Mitarbeit in ausgewählten Arbeitsgruppen dieses Gremiums bot eine Möglichkeit, direkt von den atomrechtlichen Behörden über Betriebserfahrungen, sicherheitstechnisch bedeutsame Ereignisse und technische Modifikationen an den bestehenden WWER-Anlagen informiert zu werden.

Im Zeitraum des Vorhabens erfolgten im Rahmen des AP 5 die inhaltliche Vorbereitung und Auswertung der GRS-Teilnahme an mehreren im Kapitel 6 beschriebenen Sitzungen der OECD/NEA, der IAEO und des WWER Regulators Forum.

Im Rahmen des Arbeitspakets AP 6 „*Bilaterale Arbeiten und Erfahrungsaustausch zur nuklearen Sicherheit mit europäischen TSO und Regulatoren*“ erfolgte die Koordination der bilateralen Zusammenarbeitsaktivitäten der GRS mit den Behörden in Mittel- und Osteuropa und ihren TSOs mit den Schwerpunkten SEC NRS (Russland) und SSTC NRS (Ukraine) sowie mit den Behörden und deren TSOs in Tschechien und Belarus.

In der Zusammenarbeit mit Belarus wurde zwischen der GRS und der belarussischen Aufsichtsbehörde Gosatomnadzor und deren TSOs eine Vereinbarung zur Organisation der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes im Zeitraum 2022 bis 2025 unterzeichnet. Im Jahr 2022 wurde die Zusammenarbeit der GRS mit Gosatomnadzor und deren TSOs auf unbestimmte Zeit gestoppt.

Die Zusammenarbeit mit SEC NRS in Russland erfolgt auf der Basis von Absichtserklärungen zur wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit einer Laufzeit von drei Jahren, die mit den konkreten Zusammenarbeitsprojekten weiter untersetzt wird. Hier wurde die 2021 ausgelaufene Absichtserklärung zwischen der GRS und der russischen TSO SEC NRS zur wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit 2022 – 2024 ausgearbeitet. Deren Unterzeichnung ist seitens der Geschäftsführung der GRS auf Grund der aktuellen Ereignisse in der Ukraine gestoppt worden.

In der Zusammenarbeit mit der Ukraine wurde im Jahr 2021 die Absichtserklärung zur Zusammenarbeit zwischen BMUV/GRS und SNRIU/SSTC NRS fortgeschrieben, welche den Rahmen für die bilaterale Zusammenarbeit zwischen GRS und SSTC NRS bildet und durch jährliche Zusammenarbeitspläne untersetzt wird. Im Rahmen des AP 6 fand ein Workshop zum Erfahrungsaustausch zur Analyse von Betriebserfahrungen mit der ukrainischen TSO SSTC NRS statt. Im Fokus stand dabei die jeweilige Herangehensweise bei der Bewertung von Ereignissen und die Erstellung von Empfehlungen.

Darüber hinaus wurden mehrere Arbeitstreffen mit den armenischen atomrechtlichen Regulierungsbehörde ANRA und deren TSO, dem NRSC, zum Informations- und Erfahrungsaustausch zum aktuellen Stand der Modernisierungsarbeiten im armenischen Kernkraftwerk hinsichtlich der neu erteilten Betriebsgenehmigung sowie zur Analyse betrieblicher Ereignisse in Deutschland und in Armenien durchgeführt.

Ein weiterer Schwerpunkt der Arbeiten im AP 6 bestand in der Organisation und Durchführung des Erfahrungsaustauschs mit tschechischen Experten zu unterschiedlichen fachlichen Schwerpunkten, wie Modelle und Analyseergebnisse zu Unfallszenarien in KKW mit WWER-1000, deterministische Sicherheitsanalyse für Anlagen mit WWER-1000 und WWER-440 sowie Herangehensweise an die Simulation wesentlicher Phänomene während der Unfallabläufe sowie die Interpretation der Analyseergebnisse.

Im Rahmen des Arbeitspaketes erfolgten Aktivitäten zur Weiterentwicklung des Sachverständigenrates zur Tschernobyl-Thematik, u. a. durch Verfolgung und Auswertung der Situation am Standort Tschernobyl und der Exclusion Zone. Als herausragendes Ereignis, welches die Arbeiten in diesem Arbeitspunkt beeinflusst hat, ist der Beginn und die bis zum heutigen Tag andauernde, russische Invasion in der Ukraine zu nennen. Von dieser Invasion waren auch das KKW Tschernobyl und Teile der 30-km-Zone direkt betroffen. Neben den Einschränkungen, die sich kriegsbedingt bei den ukrainischen Partnern ergeben haben, hatte der Krieg auch weitere Auswirkungen auf die Realisierung der Aufgaben im Zusammenhang mit der Stilllegung des KKW Tschernobyl, mit der Umwandlung des Systems Sarkophag und Neuer Sicherer Einschluss in ein sicheres ökologisches System und dem bestimmungsgemäßen Betrieb der speziellen Anlagen zum Umgang mit bestrahlten Brennelementen und radioaktiven Abfällen am Standort des KKW Tschernobyl und in der 30-km-Zone.

Gemeinsam mit dem SSTC NRS wurden Arbeiten zur Untersuchung der Einflussfaktoren auf die Verteilung von Aktivität in der Luft innerhalb und außerhalb des zerstörten Reaktorblocks durchgeführt.

Die Zusammensetzung dieser Materialien ändert sich in Abhängigkeit von den Umgebungsbedingungen unter dem NSC. Diese Faktoren (z. B. Wasser, chemische Einflüsse) müssen bei der Aufstellung von Empfehlungen zur Überwachung der Materialien im NSC berücksichtigt werden. Die Ergebnisse der gemeinsamen Arbeiten wurden auf zwei Konferenzen und in einem gemeinsamen Beitrag in der Fachzeitschrift des SSTC NRS veröffentlicht. Für die GRS ergaben sich dadurch Möglichkeiten der fundierten Einschätzung von Gefahren, die sich im System Sarkophag/NSC unter den geänderten aktuellen Randbedingungen, z. B. durch die Inbetriebnahme des NSC, ergaben.

Im Arbeitspaket AP 7 „*Untersuchungen zu Sicherheitsstrategien bei neuen Reaktorkonzepten*“ wurden aktuelle internationale Entwicklungen und Diskussionen im Bereich der Sicherheitskonzepte und Auslegungsgrundsätze und die entsprechenden technologischen Entwicklungen bei neuen Reaktorkonzepten untersucht. Ein Schwerpunkt hierbei war die Weiterentwicklung ausgewählter Sicherheitskonzepte und Auslegungsgrundsätze. Im Rahmen dieses Schwerpunktes wurden Themen wie Schadenspotential und Störfallszenarien von neuen Reaktoren sowie Anwendung von EOP/SAMG untersucht.

Einen weiteren Schwerpunkt der Arbeiten in diesem AP bildeten Methoden zur sicherheitstechnischen Nachweisführung. In diesem Rahmen wurden unter anderem

Entwicklungen zur sicherheitstechnischen Bewertung neuer Konzepte, Anwendung des praktischen Ausschlusses sowie von Simulationsprogrammen ausgewertet und analysiert.

Der vorliegende Abschlussbericht zeigt, dass die Arbeiten im Rahmen des Vorhabens 4720R01500 zu vielfältigen Ergebnissen und Erkenntnissen geführt haben. Die zu Beginn des Vorhabens gestellten Einzelzielsetzungen konnten erreicht werden. Die durchgeführten Arbeiten leisten einen wesentlichen Beitrag zum Erhalt sowie zur systematischen Erweiterung und Vertiefung des Wissens und der Kompetenzen der GRS auf dem Gebiet der Bewertung der nuklearen Sicherheit im Ausland. Im Ergebnis der Mitwirkung von GRS-Mitarbeitern in internationalen Arbeitsgruppen der OECD/NEA, der IAEO und des WWER Regulators' Forum sowie der Zusammenarbeit mit ausgewählten Regulatorien und deren Sachverständigenorganisationen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit konnten die fachlichen Beziehungen zu diesen Organisationen und Institutionen gefestigt werden.

Literaturverzeichnis

- /GAV 20/ Gavrilenko-Reiprich, T.: Konzeptbeschreibung WWER-TOI, Technische Notiz, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-12/2021, Dezember 2021.
- /KLE 21/ Klein-Heßling, W.: Überblick und technologische Herausforderungen bei MSR-Reaktorkonzepten, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-06/2021, September 2021.
- /KLE 23/ Klein-Heßling, W.: Anwendung von Simulationsprogrammen bei der Auslegung und sicherheitstechnischen Nachweisführung von GEN-IV Reaktorkonzepten, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-02/2023, Mai 2023.
- /LOE 21/ Löher, T., Robbert, T.: Konzeptbeschreibung CAREM-25, Technische Notiz, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-04/2021, Revision 1, März 2021.
- /LOE 21a/ Löher, T.: Regulatorische Herausforderungen bei transportfähigen SMR, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-07/2021, August 2021.
- /LOE 21b/ Löher, T.: Besonderheiten schwimmender Kernkraftwerke im Hinblick auf Einwirkungen von innen und außen, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-10/2021, November 2021.
- /LOE 22/ Löher, T.: Übersicht über SMR-Konzepte in Begutachtung durch die NRC, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-04/2022, März 2022.
- /LOE 23/ Löher, T.: Inbetriebnahme neuer Reaktoren, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-04/2023, Mai 2023.
- /ROB 20/ Robbert, T.: Konzeptbeschreibung Hochtemperatur-SMR: XE-100, EM², KP-FHR, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-01/2020, August 2020.

- /ROB 21/ Robbert, T.: Untersuchung von verschiedenen Konzepten zum sicheren Einschluss radioaktiver Stoffe bei innovativen Reaktorkonzepten, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-11/2021, November 2021.
- /ROB 22/ Robbert, T.: Anwendung des praktischen Ausschlusses, Technische Notiz, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-02/2022, Februar 2022.
- /SCT 20/ Schmidt, H.: Multi-Unit- und Multi-Modul-Aspekte bei bestehenden und neuen Reaktoren, Technische Notiz, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-06/2020, Dezember 2020.
- /SCT 22/ Schmidt, H.: Konzeptbeschreibung NUWARD, Technische Notiz, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-07/2022, Dezember 2022.
- /SCT 22a/ Schmidt, H.: Schadenspotential von neuen Reaktoren, Technische Notiz, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-08/2022, August 2022.
- /SCT 23/ Schmidt, H.: Auswertung des Berichts „The NEA Small Modular Reactor Dashboard“, Technische Notiz, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-07/2023, Mai 2023.
- /SCT 23a/ Schmidt, H.: Störfallszenarien bei neuen Reaktoren, Technische Notiz, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-06/2023, Mai 2023.
- /STE 23/ Steudel, I.: Anwendung von EOP/SAMG bei neuen Reaktoren, Technische Notiz, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-05/2023, Juni 2023.
- /WEK 22/ Wekking, T.: Neuartige Konzeptionen der Sicherheitslösungen bei GEN-IV Reaktoren am Beispiel des ESFR, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-06/2022, Oktober 2022.

/ZAK 23/ Zakharko, E. Dr.: Weiterentwicklung des kerntechnischen Regelwerks für evolutionäre und innovative Reaktorkonzepte, Bericht zum Vorhaben 4720R01500, GRS-V-4720R01500-03/2023, Mai 2023.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Struktur der Länderdossiers (Länderseiten) in der WB NuSiA.....	6
Abb. 3.1	Reaktorkonzeptseite für den gasgekühlten Hochtemperatur-SMR in der Wissensbasis „NuSi Ausland“	32
Abb. 3.2	Standortdossier zum KKW Belarus in der WB NuSiA	33
Abb. 3.3	Einstiegsseite des detaillierten Dossiers zu AES-2006 in der WB NuSiA	64
Abb. 4.1	Einschläge am 19. November 2022 entsprechend russischen Meldungen an die IAEO.....	84
Abb. 4.2	Einschläge am 20. November 2022 entsprechend russischen Meldungen an die IAEO.....	84

Abkürzungsverzeichnis

ABV-6E	Druckwasser-SMR von OKBM
ABWR	Advanced Boiling Water Reactor
AC ²	GRS-Simulationsprogrammsystem, bestehend aus ATHLET, ATHLET-CD und COCOSYS
ACPR50S / 1000	Chinesisches Reaktorkonzept
ACR-1000	Weiterentwicklung der CANDU-Baureihe vom Hersteller Atomic Energy of Canada Limited
AESJ	Japanische Nukleare Gesellschaft
AF	Auftragsforschung
AGR	Gasgekühlter, graphitmoderierter Reaktor
Akkuyu Nükleer A.Ş	Russisch-türkisches Unternehmen
ALARA-Prinzip	As Low As Reasonably Achievable - Prinzip
AMR	Advanced Modular Reactor
ANRA	Armenische Aufsichts- und Genehmigungsbehörde
ANS	American Nuclear Society
ANSYS CFD	Computerprogramm
ANVS	Autoriteit Nucleaire Veiligheid en Stralingsbescherming
AP	Arbeitspaket
AP1000	Westinghouse Druckwasserreaktor der Generation 3+
APR1400	Koreanisches Reaktorkonzept
ARDP	Advanced Reactor Demonstration Program
ARE	Aircraft Reactor Experiments, US
ASAMPSA_E	EU-Projekt
ASCET	Assessment of Structures Subjected to Concrete Pathologies
ASN	Französische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde
ASTRID	(Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration) schneller natriumgekühlter Reaktor, Frankreich

ATFs	Accident Tolerant Fuels
ATHLET	Thermohydraulik-Systemrechenprogramm (Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten)
ATWS	Anticipated Transient without Scram
AWP	Accelerated Warning Protection
BAERA	atomrechtliche Behörde Bangladeschs
BANDI-60S	Reaktorkonzept / Südkorea
BASE	Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung
BCNRS	TSO in Belarus
BEL-V	TSO in Belgien
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BMUV	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz der Bundesrepublik Deutschland
BMWi	Bundesministerium für Wirtschaft und Energie der Bundesrepublik Deutschland
BN-800, BN-1200	Baulinien russischer natriumgekühlter schneller Reaktoren
BNRA	bulgarische Aufsichtsbehörde
BOO-Model	Build-Own-Operate
BRA	Kraftwerk Bradwell A, UK
BREST-OD-300	Bleigekühlter, innovativer, schneller russischer Reaktor mit inhärenter Sicherheit
BWRX-300	Druckwasser-SMR von GE Hitachi Nuclear Energy
BWRX-300	SMR-Reaktorkonzept von GE Hitachi
CANDU	CANDU-Reaktor (CANada Deuterium Uranium) – kanadischer Schwerwasserreaktor
CAP1400	Reaktorkonzept Chinese Advanced Passive 1400
CAREM-25	SMR-Konzept
CEA	Commissariat à l’Energie Atomique et aux Energies Alternatives, Frankreich
CFD	Computational Fluid Dynamics

CFR	Code of Federal Regulation, US
CFSI	Gefälschte, betrügerische und verdächtige Artikel (Counterfeit, Fraudulent or Suspect Items)
CGN	China General Nuclear Power Group
CM	Consultancy Meeting
CNEA	Argentinische Behörde zur Förderung der Kernenergie (Comisión Nacional de Energía Atómica)
CNNC	China National Nuclear Corporation CNNC
CNP1000	Chinesische Reaktorentwicklung
CNS	Chinesische Nukleare Gesellschaft
CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission
COCOSYS	COntainment COde System – GRS-Rechenprogramm zur Simulation des Stör- und Unfallverhaltens im Sicherheits-einschluss von KKW
CODAP	Gruppe Component Operational Experience, Degradation and Ageing Programme
CP-ESFR	Collaborative Project on European Sodium Fast Reactor
CPR1000	Chinesischer DWR
CRP	Coordinated Research Projects
CSFSF	Central Spent Fuel Storage Facility, Ukraine
CSNI	Committee on the Safety of Nuclear Installations
DBC	Design Basis Conditions
DDSZ	Diversitäre Leittechnik
DEC	Design Extension Condition
DH-SIV	Druckhalter-Sicherheitsventile
DOE	Department of Energy, US
DPP	Document Preparation Profiles
DRASYS	GRS-Code
DS	Draft Safety Standard
DWR	Druckwasserreaktor

EBR	Experimental Breeder Reactor
EBRD	Europäische Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE)
EdF	Électricité de France, französischer Energieversorger
EF	Eigenforschung
EGP-6	Russischer graphitmoderierter Siedewasserreaktor
EIDs	Evolutionäre und Innovative Designs
EM ²	Hochtemperaturreaktor SMR von General Atomics
ENEC	Staatliches Unternehmen Emirates Nuclear Energy Corporation, VAE
ENS	Europäische Nukleare Gesellschaft
ENSREG	European Nuclear Safety Regulators Group
EOPs	Notfallprozeduren
EPR	Baureihe European Pressurized Reactor, Druckwasserreaktor von Framatome
ESFR-SMART	European Sodium Fast Reactor Safety Measures Assessment and Research Tools
EU	Europäische Union
EUAS	Türkisches Stromerzeugungsunternehmen
EUR	European Utility Requirements
EVI	Einwirkung von innen
FA3	Flamanville-3
FANK	Föderalagentur für Nuklearkontrolle, Belgien
FANR	Federal Authority for Nuclear Regulation, VAE
FISA	Euratom Conference on Reactor Safety
FLiBe	Lithium fluoride (LiF) and beryllium fluoride (BeF).
FNPP	schwimmendes Kernkraftwerk (Floating Nuclear Power Plant)
FOAK	Projekt First-of-a-kind
Framatome	Französisches Unternehmen

GFR	Reaktorkonzept
GNSSN	Global Nuclear Safety and Security Network
GOST	Russische Standards
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
GSG-2	Safety Guide
GSR-Part 7	General Safety Requirements
GW	Gigawatt
GWe	Gigawatt elektrisch
GWh	Gigawattstunde
HAEA	Hungarian Atomic Energy Authority, ungarische Aufsichtsbehörde
HALEU	High-Assay Low-Enriched Uranium
HERMES	Demonstrationsanlage von Kairos Power
HKMP	Hauptkühlmittelpumpen
Holtec International	US-amerikanische Firma
HPC	KKW Hinkley Point C, UK
HTGR	High Temperature Gas-cooled Reactor
HTR	Hochtemperaturreaktor
HTR-PM	High Temperature Pebble Bed Reactor (SMR)
HZDR	Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf
I&C	Instrumentation & Control
IAEO	Internationale Atomenergieorganisation
IAEO SEED Mission	Site and External Events Design Review Service
IBBS	Ingenieurbüro Blank & Schulz, Berlin
IBN	Inbetriebnahme
ICAPP	Congress on Advances in Nuclear Power Plants
ICCA	International Chernobyl Cooperation Account

ICSRM	Industrial Complex for Solid Radioactive Waste Management
IEC	International Electrotechnical Commission
IF	Innere Brennstäbe
IGALL	International Generic Ageing Lessons Learned
INES	International Nuclear and Radiological Event Scale
INPPS	Istanbul Nuclear Power Plant Summit
INVAP	Argentinisches Technologieunternehmen (Investigaciones Aplicadas Sociedad del Estado)
IPP (Ukraine)	Institute for Problems of Strength of the National Academy of Sciences of Ukraine
IRIS	Improving Robustness Assessment Methodologies for Structures Impacted by Missiles
IRRS	Integrated Regulatory Review Service
IRS	Incident Reporting System
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, französische TSO
ISF	Interim Storage Facility
ISP NPP	Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants
ITTF	Institute of Engineering Thermophysics
JIPNR	Joint Institute of Power and Nuclear Engineering Sosny, Belarus
JSC	Joint stock company
KEPCO	Südkoreanischer Stromversorger Korean Electric Power Company
KHNP	Korea Hydro and Nuclear Power
KINS	Korea Institute of Nuclear Safety
KKW	Kernkraftwerk
KLT-40S	Russischer SMR
KNS	Koreanische Nukleare Gesellschaft
KP-FHR	Reaktorkonzept Kairos Power

KP-FHR	Hochtemperaturreaktor-SMR von Kairos Power
LeadCold	SMR Entwickler, Schweden
LFR	Reaktorkonzept
LOCA	Leckstörfall
LTE	Lebensdauererlängerung
LTO	Langzeitbetrieb (Long Term Operation)
MDEP	Multinational Design Evaluation Programme
MECOS GE	Metallic Component Margins under High Seismic Loads – Group of Experts
MMR	Gasgekühlter Hochtemperatur-SMR von USNC
MNTK	Internationale wissenschaftlich-technische Konferenz von Rosenergoatom
MoU	Memorandum of Understanding
MPA	Materialprüfungsanstalt Universität Stuttgart
MSR	Flüssigsalz-Reaktor (Molten Salt Reactor)
MSRE	Molten Salt Reactor Experiment
MUPSA	Multi-unit PSA
NAEK Energoatom	Staatlicher Betreiberkonzern, Ukraine
NEIMA	Nuclear Energy Innovation and Modernization Act, US
NERS	Conference on Nuclear Energy
NIC	Nuclear Innovation Conference
NNB GenCo	Nuclear New Build Generation Company, EDF-Tochter in UK
NNF	Nordic Nuclear Forum
NOAK	Projekt Nth-of-a-kind
NOCS	Normal Operation Control System
NOCS/NOS	Betriebsleittechnik
NPP	Nuclear Power Plant
NRC	Nuclear Regulatory Commission, US-Aufsichtsbehörde

NRSC	Nuclear and Radiation Safety Center, Armenien
NSC	New Safe Confinement
NS-G	Nuclear Safety Guideline
NSGC	Nuclear Security Guidance Committee
NuScale Power	US-amerikanische Firma
NUWARD	SMR Konzept von CEA, EDF, Naval Group und Technic-Atom
OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung
OF	äußere Brennstäbe
OFNP	Offshore Floating Nuclear Plant, USA
OKBM	Experimental Design Bureau for Mechanical Engineering
ONR	Britische Regulierungsbehörde für nukleare Sicherheit
OPG	Kanadischer Betreiber Ontario Power Generation (OPG)
ORANO	Französisches Kraftwerkstechnikunternehmen
OSART	Operational Safety Review Team
PALLAS	Forschungsreaktor
PAMS	Post Accident Monitoring System
PCCs	Plant Condition Categories
PEJ	Betreiberorganisation, Polen
PKL	Primärkreislauf
PLEX	Lifetime Extension of Kozloduy NPP Units 5 and 6 Projects
PSA	Probabilistic Safety Assessment
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
RALOC	GRS-Code
RBMK-1000	Graphitmoderierter Druckröhren-Siedewasserreaktor
RDB	Reaktordruckbehälter
RegNet	Informations-Netzwerk der Regulierungsbehörden

RESA	Automatische Reaktorschnellabschaltung
RITM-200 (M)	Druckwasser-SMR von OKBM
ROM	Reaktorleistungsbegrenzungseinrichtung
Rosatom	Russische Staatliche Korporation für Atomenergie
Rosenergoatom	Russische Betreiberorganisation
Rostekhnadzor	Russische Aufsichtsbehörde
RRCs	Risk Reduction Categories
SAMGs	Handlungsanweisungen für schwere Störfälle
SAR	Safety Analysis Report
SAUEZM	State Agency of Ukraine on Exclusion Zone Management
SBO	Langfristiger vollständiger Stromausfall
SCWR	Reaktorkonzept
SE	Slowakischer Konzern Slovenské Elektrárne a.s.
SEC NRS	Russische TSO
SFR	Sodium Fast Reactor
SGs	Safety Guidelines
Shelf-M	Russischer SMR
SiAnf	Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke
SMART SMR	Südkoreanisches SMR-Konzept
SMATCH	Benchmark (Seismic Base Isolated Nuclear Power Plant Shaken By A Real Earthquake)
SMiRT	Structural Mechanics in Reactor Technology
SMR	Small Modular Reactor
SMRRF	SMR Regulatory Forum
SNE	Sociedad Nuclear Española
SNETP	Europäische Plattform für nachhaltige Kernenergietechnologie
SNPDP	State Nuclear Power Demonstration Plant Company, China

SNPTC	State Nuclear Power Technology Corporation, China
SNRIU	Atomrechtliche Regulierungsbehörde, Ukraine
SOCRAT	Benchmark
SPESS	IAEO-Leitfäden (Strategies and Processes for the Establishment of IAEA Safety Standards)
SSG	Specific Safety Guide
SSTC NRS	Ukrainische TSO
STRUMAT	Internationales Forschungsprogramm
STUK	Finnische Aufsichtsbehörde
SÚJB	Tschechische Aufsichtsbehörde
SURO	Tschechische TSO
TECDOC	Technical Documents
TMSR	MSR-Konzept, China
TNPP	Transportfähiges Kernkraftwerk (Transportable Nuclear Power Plant)
TRISO	Mikro-Kernbrennstoffpartikel (englisch: TRistructural-ISO-tropic)
TSO	Expertenorganisation zur technischen Unterstützung der kerntechnischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde (engl.: Technical Support Organisation)
TVA	Tennessee Valley Authority, US
TWEL	Russischer Hersteller von Brennelementen
TVO	Finnischer Betreiber
TVS-W, TVS-WR	Brennstofftyp der Firma Westinghouse
TWh	Terawattstunde
UHS	Ultimate Heat Sink
ÚJD	Slowakische atomrechtliche Regulierungsbehörde Úrad jadrového dozoru
UK-HPR 1000	UK version of the HPR1000
ULCS	Upper Level Control System
UVP	Umweltverträglichkeitsprüfung

VAE	Vereinigte Arabische Emirate
VeRCoRs	Pre-stressed concrete reactor containment behaviour in test condition taking into account ageing effects
VHTGR	Reaktorkonzept
VNIIA	Russischer Hersteller der Leittechnik
VOYGR	Passiv ausgelegter NuScale-SMR
VTT	Technisches Forschungszentrum Finnland
WB NuSiA	Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association
WEZ	Wärmebeeinflusste Zone
WGAM	Working Group on Ageing Management
WGEV	Working Group on External Events
WGIAGE	Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures, OECD/NEA
WGPSA	Working Group on PSA
WGRISK	Working Group on Risk Assessment
WGRP	Working Group on Reactor Physics
WPS	Warm Prestress
WWER	Wasser-Wasser-Energiereaktor (Druckwasserreaktor russischer Bauart mit hexagonalen BE (auch VVER))
WWER-600	Druckwasserreaktor von OKB Gidropress
WWER-S	Druckwasserreaktor mit Spektralregelung
WWER-SKD	Druckwasserreaktor mit überkritischem Druck von Rosatom
WWER-TOI	Weiterentwicklung der russischen Druckwasserreaktor-Baulinie WWER-1200
Xe-100	Hochtemperaturreaktor SMR von X-energy

**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