

**Analyse und Auswertung
der Entwicklung des
IAEO-Regelwerks sowie
Verfolgung des Standes
von Wissenschaft und
Technik**

Analyse und Auswertung der Entwicklung des IAEO-Regelwerks sowie Verfolgung des Standes von Wissenschaft und Technik

Tobias Robbert

September 2025

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Eigenforschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Klimaschutz, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMUKN) unter dem Förderkennzeichen 4723R01401 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 BMUKN übereinstimmen.

Deskriptoren

Consultancy Meeting, IAEA Safety Standards, IAEO, OECD/NEA CSNI, WGEV, WGIAGE, WGRISK

Kurzfassung

Im BMUKN-Vorhaben 4723R01401 mit einer Laufzeit vom 08.09.2023 bis 30.04.2025 führte die GRS die Verfolgung des fortschreitenden Standes von Wissenschaft und Technik sowie dem Erkenntnisgewinn und der Erkenntnisaufbereitung auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit durch die Analyse internationaler Sicherheitsstandards und die Mitarbeit in internationalen Arbeitsgruppen fort.

Die inhaltlichen Schwerpunkte lagen dabei auf der aktiven Verfolgung und Mitgestaltung des Prozesses der Erarbeitung und Änderung von IAEA Safety Standards sowie auf der Teilnahme und aktiven Mitarbeit in ausgewählten Arbeitsgruppen des Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) der OECD/NEA. Das Ziel des Vorhabens bestand in der Aufrechterhaltung, der Weiterentwicklung und dem Vorhalten der Expertise der GRS in einem breiten Spektrum an wissenschaftlich-technischen Themen. Dies sollte sicherstellen, dass die GRS als Expertenorganisation zu verschiedenen Themen kurzfristig aussagefähig ist und das BMUKN unter Berücksichtigung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik beraten kann.

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

Abstract

In the BMUKN project 4723R01401, which was conducted from 08.09.2023 to 30.04.2025, GRS continued to monitor the advancing state of science and technology as well as the acquisition and processing of knowledge in the field of nuclear safety by analysis of international safety standards and participation in international working groups.

The focus of the project was on actively following and contributing to the process of developing and revising IAEA Safety Standards, as well as participating in and actively contributing to selected Working Groups of the OECD/NEA Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI). The aim of the project was to maintain and develop the expertise of GRS in a wide range of scientific and technical topics. This should ensure that GRS, as an expert organization, is able to provide information on various topics at short notice and to advise the BMUKN taking into account the current state of science and technology.

This final report summarizes the results of the two work packages of the project.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung	I
	Abstract.....	III
1	Einleitung.....	1
1.1	Zielsetzung des Vorhabens.....	1
1.2	Arbeitsprogramm.....	1
2	AP 1: Analyse und Auswertung der Entwicklung des IAEO- Regelwerks	3
2.1	Zielsetzung.....	3
2.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	4
2.2.1	Analyse und Auswertung der DPP und Entwürfe von Safety Standards der IAEO	4
2.2.2	Teilnahme an Consultancy Meetings der IAEO	23
2.2.3	Übergreifende Erkenntnisse der Analysen und CM	25
3	AP 2: Verfolgung des Standes von Wissenschaft und Technik	33
3.1	Zielsetzung.....	33
3.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	33
3.2.1	Working Group on External Events (WGEV).....	33
3.2.2	Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures (WGIAGE)	36
3.2.3	Working Group on Risk Assessment (WGRISK).....	45
4	Zusammenfassung	49
	Literaturverzeichnis	53
	Tabellenverzeichnis	55
	Abkürzungsverzeichnis	57

1 Einleitung

1.1 Zielsetzung des Vorhabens

Das Eigenforschungsvorhaben zur „Analyse und Auswertung der Entwicklung des IAEO-Regelwerks sowie Verfolgung des Standes von Wissenschaft und Technik“ (im Folgenden als Vorhaben bezeichnet) diente der Verfolgung des fortschreitenden Standes von Wissenschaft und Technik sowie dem Erkenntnisgewinn und der Erkenntnisaufbereitung auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit durch die Mitarbeit in internationalen Arbeitsgruppen. Hierdurch sollte die GRS ihre Expertise in einem breiten Spektrum an wissenschaftlich-technischen Themen aufrechterhalten, weiter ausbauen und vorhalten. Die Arbeiten sollten damit dazu beitragen, dass die GRS langfristig sicherstellen kann, zu verschiedenen Themen kurzfristig aussagefähig zu sein und das BMUKN unter Berücksichtigung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik beraten zu können. Die Zielsetzung konzentrierte sich dabei auf die beiden folgenden Aspekte:

- Damit die GRS als Expertenorganisation einen permanenten Überblick über den aktuellen Stand des Regelwerks der IAEO (Internationale Atomenergie-Organisation) und dessen struktureller und inhaltlicher Weiterentwicklung behält, sollte der Prozess der Erarbeitung und Änderung von IAEO Safety Standards aktiv verfolgt und mitgestaltet werden.
- Um weiterhin kompetent und aussagefähig zu aktuellen sicherheitstechnischen Entwicklungen und Fragestellungen zu bleiben, sollten die Diskussionen in ausgewählten Arbeitsgruppen des Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) der OECD/NEA aktiv verfolgt werden.

1.2 Arbeitsprogramm

Das Arbeitsprogramm wurde in den folgenden beiden inhaltlichen Arbeitspaketen spezifiziert:

Arbeitspaket 1: Analyse und Auswertung von Entwürfen der IAEO Safety Standard Series im Rahmen des standardisierten Entwicklungsprozesses sowie Teilnahme an Consultancy Meetings zu ausgewählten IAEO Regelwerksentwürfen zur frühzeitigen Identifikation von aktuellen sicherheitsrelevanten Fragestellungen, zur Verfolgung des Standes

von Wissenschaft und Technik, zum Abgleich zwischen dem im Entwurf dargestellten Sicherheitsniveau und der deutschen Sicherheitspraxis und zur Erweiterung des Hintergrundwissens zu den einzelnen Safety Standards.

Arbeitspaket 2: Teilnahme an CSNI-Meetings, Verfolgung des Standes von Wissenschaft und Technik durch die aktive Teilnahme an ausgewählten Arbeitsgruppen des CSNI der OECD/NEA, insbesondere an der WGIAGE (Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures) und ihrer drei Untergruppen Metal, Concrete und Seismic sowie der WGEV (Working Group on External Events) und der WGRISK (Working Group on Risk Assessment), zur Stärkung der wissenschaftlichen Kompetenz in diesen Bereichen.

2 AP 1: Analyse und Auswertung der Entwicklung des IAEO-Regelwerks

2.1 Zielsetzung

Die Safety Standards der IAEO stellen den internationalen Konsens auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit dar und werden von vielen Staaten als Referenz für die eigenen nationalen Regelwerke anerkannt, womit sie die weltweite Harmonisierung der Sicherheitsanforderungen fördern. Sie werden von der IAEA unter Mitwirkung der Mitgliedsstaaten erarbeitet, kontinuierlich aktualisiert und fortgeschrieben. Innerhalb des Erstellungsprozesses veröffentlicht die IAEO im Rahmen der verschiedenen Stufen Entwürfe der Safety Standards. Um einen permanenten Überblick über den aktuellen Stand der strukturellen und inhaltlichen Weiterentwicklungen des internationalen kerntechnischen Regelwerks vorzuhalten, ist es für die GRS als Forschungs- und Sachverständigenorganisation von vitalem Interesse, diesen Prozess aktiv zu verfolgen. Aus diesem Grund setzte sich die GRS in diesem Arbeitspaket intensiv fachlich mit den Entwürfen der IAEO Safety Standards auseinander und wertete diese aus. Die kontinuierliche Befassung über alle Entwicklungsstadien eines IAEO Safety Standards erzeugte ein vertieftes Verständnis für die Struktur und die wesentlichen Inhalte der IAEO Safety Standards.

Die inhaltlichen Positionen und Vorgaben in den IAEO Safety Standards sind im Allgemeinen so verfasst, dass sie einen gewissen Interpretationsspielraum bei der praktischen Anwendung in den Mitgliedsstaaten der IAEO ermöglichen. Da während den Consultancy Meetings im Kreis der Bearbeiter ausführlich hierüber diskutiert wird, war die aktive Teilnahme wichtig, um den Prozess der Konsensfindung hinsichtlich der Auslegung und des Interpretationsspielraumes zu verfolgen, zu verstehen und ein tiefgreifendes Verständnis des gewollten Auslegungsrahmens der Standards zu erlangen.

2.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

2.2.1 Analyse und Auswertung der DPP und Entwürfe von Safety Standards der IAEO

2.2.1.1 Übersicht

In diesem Arbeitspaket wurden Analyse und Auswertung der Entwicklung des Regelwerks der IAEO durchgeführt. Der Schwerpunkt der Arbeit lag dabei auf der Untersuchung der Document Preparation Profiles (DPP) und Entwürfen der Sicherheitsleitfäden der IAEO, die im Rahmen des standardisierten Entwicklungsprozesses der IAEO-Leitfäden (Strategies and Processes for the Establishment of IAEA Safety Standards (SPESS) /IAEO 15/) – vor allem 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 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.

Mit Stand April 2025 gibt es insgesamt 133 veröffentlichte Safety Standards der IAEO /IAEO 25/. Es befinden sich derzeit insgesamt 33 Entwürfe im Entwicklungsprozess, davon sind 23 Revisionen und zehn neue Sicherheitsstandards. Im Rahmen des Vorhabens wurden vor allem jene DPP und Entwürfe im Entwicklungsprozess berücksichtigt, die unter Beteiligung des Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC) entwickelt wurden. Tab. 2.1 listet die im Rahmen des Vorhabens analysierten DPP und Entwürfe auf.

Tab. 2.1 Analysierte DPP und Entwürfe der Safety Standards der IAEO

Kennzeichen	Arbeitstitel	Analysierte DPP und Entwürfe der Steps							Silence Approval
		3	4	7	8	11	12	13	
DS505	„Radiological Monitoring for Protection of the Public and the Environment“			x	x	x	x		

Kennzeichen	Arbeitstitel	Analysierte DPP und Entwürfe der Steps							Silence Approval
		3	4	7	8	11	12	13	
DS508	„Design Extension Conditions and the Concept of Practical Elimination in the Design of NPPs”							x	x
DS513	„Leadership, Management and Culture for Safety”			x	x	x			
DS518a	„Safety of Reprocessing Facilities“					x	x		
DS518b	„Safety of Fuel Cycle Research and Development Facilities“					x	x		
DS524	„Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants“						x		
DS525	„Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants”					x	x		
DS528	„Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”					x	x		
DS529	„Investigation of Site Characteristics and Evaluation of Radiation Risks to the Public and the Environment in Site Evaluation for Nuclear Installations”			x	x	x	x		
DS531	„Geotechnical Aspects in Site Evaluation and Design of Nuclear Installations”			x	x	x	x		
DS532	„Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation”			x					
DS535	„Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants”			x					
DS537	„Safety Demonstration of Innovative Technology in Reactor Designs“			x					x
DS539	„Licensing Process for Nuclear Installations“			x	x				
DS543	„Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 20xx Edition – SSR-6 (Rev. 2)”				x	x			
DS547	„Development and Implementation of an Effective and Efficient Regulatory Experience Feedback Program for Regulatory Bodies“			x	x				

Kennzeichen	Arbeitstitel	Analysierte DPP und Entwürfe der Steps							Silence Approval
		3	4	7	8	11	12	13	
DS548	„Predisposal Management of Radioactive Waste, GSR Part 5 (Rev.1)“	x	x						
DS550	„Storage of Radioactive Waste“	x	x						
DS551	„Decommissioning of Uranium Production Facilities“	x	x						
DS552	„Safety Evaluation of Nuclear Installations for External Events Excluding Earthquakes“	x	x						
DS553	„The Safety Case and Safety Assessment for the Predisposal Management of Radioactive Waste“	x	x						
DS554	„Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (20XX Edition) SSG-26 (Rev. 2)“	x	x						
DS555	Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities“	x	x						
DS557	„Site Evaluation for Nuclear Installations“	x							
DS559	„Site Survey and Site Selection for Nuclear Installations“	x							
DS560	„Development and Application of Level 3 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants“	x							

Im Rahmen des Vorhabens wurden 17 DPP und 35 Entwürfe analysiert, die sich auf 26 sich in Entwicklung befindliche Sicherheitsleitfäden beziehen. Drei davon wurden bereits vor Abschluss des Vorhabens fertiggestellt und als Safety Guides veröffentlicht (DS508 als SSG-88, DS524 als SSG-90 und DS525 als SSG-13 (Rev. 1)). Bei den analysierten 26 Sicherheitsleitfäden handelt es sich um 20 Überarbeitungen (Revisionen) bereits existierender Sicherheitsleitfäden und sechs Neuentwicklungen (DS508, DS537, DS547, DS551, DS552 und DS560). Die hohe Anzahl an Revisionen ist vor allem auf die Überarbeitung verschiedener übergeordneter Safety Requirements in den letzten Jahren zurückzuführen, die Anpassungen vieler Safety Guides erforderlich machte.

Bei zwei Sicherheitsleitfäden wurde ein zusätzlicher Entwurf für einen Silence Approval-Prozess veröffentlicht (DS508, Step 13 und DS537, Step 7), bei dem der Entwurf als von allen angenommen gilt, wenn bis zum Ablauf einer Frist keine Einwände erhoben werden. Dieser Prozess wird dann eingesetzt, wenn sich bei der Auflösung von Kommentaren eines Mitgliedslandes keine direkte Einigung erzielen lässt, ein Voranschreiten des Entwurfes im Erstellungsprozess jedoch allgemein gewünscht wird.

2.2.1.2 Analysierte Sicherheitsleitfäden

Im Folgenden werden die sich in der Entwicklung befindlichen Sicherheitsleitfäden, die im Rahmen des Arbeitspakets untersucht wurden, inhaltlich zusammengefasst und ausgesuchte relevante Aspekte der Prüfung sowie fachlich wichtige Erkenntnisse hervorgehoben.

Der Entwurf **DS505 „Radiological Monitoring for Protection of the Public and the Environment“** wurde analysiert. DS505 ist die Revision von RS-G-1.8 und soll Empfehlungen zu Überwachungsprogrammen von Strahlungsquellen mit dem Ziel des Schutzes der Öffentlichkeit und der Umwelt geben, insbesondere für betriebsbedingte Ableitungen und unfallbedingte Freisetzen von KKW. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter https://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS505. Seit der Veröffentlichung der RS-G-1.8 im Jahr 2005 wurden zahlreiche übergeordnete Sicherheitsleitfäden, die die Grundlage für die Empfehlungen bilden, wie die SF-1 und die GSR Part 1, 3, 4 und 7, neu veröffentlicht. Infolgedessen müssen grundlegende Konzepte, wie z. B. die Notwendigkeit, radiologische Umweltauswirkungen zu berücksichtigen, die drei verschiedenen Arten von Expositionssituationen (geplante, Notfall- und bestehende Expositionssituationen) sowie die Grundsätze der Rechtfertigung, Optimierung und Begrenzung in DS505 überarbeitet werden. Die wichtigsten Erkenntnisse der Analyse des Entwurfes für Step 7 beziehen sich u. a. auf Folgendes:

- Einer Empfehlung zu Studien vor der Inbetriebnahme sollte mehr Bedeutung beigemessen werden, vor allem, um die Nutzung der Studienergebnisse bei der Planung der Stilllegung der Anlagen hervorzuheben.
- Ein Paragraph aus NS-G-2.7 über die Initiierung des vorbetrieblichen Überwachungsprogramms könnte in DS505 übernommen werden.

- Bei einer Freisetzung sind die betrieblichen Kriterien für die Vorbereitung auf den Notfall und die Reaktion darauf von Bedeutung, nicht die Operational Limits and Conditions.
- Die genannte „Subtraktion der Hintergrundstrahlung“ ist für die Subtraktion der Hintergrundstrahlung von den Ergebnissen für der Dosisberechnung in geplanten Expositionssituationen gedacht.

Die Erkenntnisse der Analyse des Entwurfes für Step 8 beziehen sich u. a. auf Folgendes:

- Der Verzehr von Milch wird laut GSR Part 7 als wichtiger Pfad für die Aufnahme von Radionukliden definiert, was in DS505 nicht konsequent berücksichtigt wird.
- Bei den in DS505 gelisteten Faktoren, die bei der Identifizierung der repräsentativen Person beachtet werden sollten, wurden nicht die relevanten Freisetzungspfade und die Nutzung der lokalen Ressourcen berücksichtigt.
- Die in den GSR Part 7 eingeführten „emergency preparedness categories“ zur Einteilung von Anlagen hinsichtlich der möglichen radiologischen Risiken und der sich daraus ergebenden Notwendigkeit für Maßnahmen des Notfallschutzes wurden nicht berücksichtigt.
- Missverständliche Empfehlungen zur Optimierung der Zuweisung von Ressourcen für Monitoring-Programme wurden identifiziert.
- Die physische Form der Freisetzung ist bei der Auslegung des Monitoring-Programms für eine Strahlungsquelle zu berücksichtigen.

Bei der Analyse des Entwurfes für Step 11 wurden vor allem Erkenntnisse in Zusammenhang mit Ableitungen in das Grundwasser gewonnen. So wird das Grundwasser als möglicher Eintragspfad in den Sicherheitsleitfäden der IAEA eigentlich nicht aufgeführt. Ableitungen sollten auf die Atmosphäre für luftgetragene Emissionen und auf Oberflächengewässer für flüssige Abwässer aus Anlagen und Tätigkeiten beschränkt sein.

Der Entwurf **DS508 „Design Extension Conditions and the Concept of Practical Elimination in the Design of NPPs“** für das Silence Approval im Step 13 wurde analysiert. DS508 ist ein neues Dokument, welches als übergreifender Sicherheitsleitfaden für neue Sicherheitsanforderungen an die Auslegung von KKW zu verstehen ist, die sich aus den Änderungen nach dem Unfall in Fukushima Daiichi ergeben haben. Dies

gilt insbesondere für die Umsetzung einiger wichtiger Änderungen in den SSR 2/1, wie z. B. die Aufnahme der sogenannten „Design Extension Conditions (DEC)“ sowie die Notwendigkeit nachzuweisen, dass Ereignisabläufe, die zu großen oder frühzeitigen radioaktiven Freisetzungen führen, praktisch ausgeschlossen werden müssen. Zu den weiteren relevanten Änderungen gehören Anforderungen zur verstärkten Umsetzung des Defence-In-Depth-Konzepts. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter https://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS508. Bei der Analyse des Entwurfs, der kurz vor der Veröffentlichung stand, ergaben sich keine neuen inhaltlichen Anmerkungen. Im Januar 2024 wurde das Dokument als Specific Safety Guide No. SSG-88: „Design Extension Conditions and the Concept of Practical Elimination in the Design of Nuclear Power Plants“ veröffentlicht.

Der Entwurf **DS513 „Leadership, Management and Culture for Safety“** für Step 7 wurde analysiert. DS513 ist die Revision und Kombination von GS-G-3.5 „The Management System for Nuclear Installations“ und GS-G-3.1 „Application of the Management System for Facilities and Activities“, die Empfehlungen zur Einführung, Umsetzung, Bewertung und kontinuierlichen Verbesserung eines Managementsystems in kerntechnischen Anlagen geben. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS513. Ziel der Revision ist es, neben der Kombination der beiden Guides, die Empfehlungen an die in den GSR Part 2 neu definierten Anforderungen an das Managementsystem anzupassen. Weiter stehen bei der Überarbeitung die in einer Gap-Analyse erkannten Lücken zu bestehenden Sicherheitsnormen, die Anwendung eines abgestuften Ansatzes bei Anlagen und Tätigkeiten mit unterschiedlichem Risikoprofil sowie die Einbeziehung von Feedback aus den Mitgliedstaaten, einschließlich der Lehren aus dem Unfall in Fukushima Daiichi im Vordergrund. Die bei der Analyse festgestellten Erkenntnisse umfassen u. a. folgende Punkte:

- Die Formulierung „organizational approach“ ist nicht definiert und irreführend.
- Der Risiko-informierten Entscheidungsfindung (Nutzung probabilistischer Parameter zur Identifizierung von Risiko-Schwerpunkten) wird in der Revision eine deutlich höhere Bedeutung beigemessen.
- Das radiologische Gefahrenpotenzial der Anlage sollte im Vordergrund stehen.

Die Entwürfe **DS518a „Safety of Reprocessing Facilities“** und **DS518b „Safety of Fuel Cycle Research and Development Facilities“** wurden analysiert. DS518 umfasst die Revision von zwei Sicherheitsleitfäden, die Empfehlungen zu Anlagen für den

Kernbrennstoffkreislauf geben, SSG-42 „Safety of Nuclear Fuel Reprocessing Facilities“ und SSG-43 „Safety of Nuclear Fuel Cycle Research and Development Facilities“. Beide Leitfäden wurden vor den SSR-4 veröffentlicht und Anforderungen der SSR-4, die in den genannten Leitfäden nicht vollständig abgedeckt waren, betreffen beispielsweise das Alterungsmanagement sowie die Wartung, periodische Sicherheitsüberprüfung und Inspektion von Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs. Der Entwicklungsverlauf der Unterlagen findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS518. Neue Aspekte, die berücksichtigt werden sollen, betreffen u. a. neue Abschnitte über das Management und die Überprüfung der Sicherheit, Aufnahme von Hilfstätigkeiten wie z. B. Probenahmen in den Anwendungsbereich der Guides und die Einbeziehung von Informationen über Unterstützungssysteme und Analyselabore. Die bei der Analyse der beiden Entwürfe für Step 11 gewonnenen Erkenntnisse bezogen sich u. a. auf Folgendes:

- Bei der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) sind die Überprüfungen der Ableitungen so durchzuführen, dass alle entsprechenden Sicherheitseinrichtungen optimal funktionieren, nicht nur die des anlageninternen Notfallschutzes.
- Es scheint unklar, ob die Auditoren der Kritikalitätssicherheitsanalyse unabhängig sein sollten.
- Auch relevante Kombinationen von Einwirkungen von außen sollten bei der Standortuntersuchung betrachtet werden.
- Die Verwendung von nicht brennbaren Materialien für Filter des Belüftungssystems ist anderen vorzuziehen.

Bei der Analyse der Entwürfe für Step 12 wurden keine inhaltlich relevanten Anmerkungen festgestellt.

Der Entwurf **DS524 „Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants“** für Step 12 wurde analysiert. DS524 ist die Revision des NS-G-1.13, der Empfehlungen für Vorkehrungen gibt, die bei der Auslegung von KKW zum Schutz vor radiologischen Gefahren getroffen werden sollten. Die Empfehlungen 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 Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter dem Link https://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS524. Die wichtigsten bei der Analyse des Entwurfs gewonnenen Erkenntnisse bezogen sich auf Folgendes:

- In der Anlagenauslegung müssen Sicherheitssysteme für Auslegungsstörfälle und Sicherheitseinrichtungen für auslegungsüberschreitende Zustände klar definiert und zu unterscheiden sein.
- Entgegen einer Empfehlung im Entwurf bildet sich Cobalt-60 nicht nur aus Unreinheiten in Stählen, sondern auch in anderen Legierungen.
- Es ist anzumerken, dass bei einer Kontamination eines abzureißenden Gebäudes spezielle Techniken wie das Besprühen mit Wasser und lokale Rückhaltesysteme angewandt werden sollten, um die Exposition der Arbeiter und die Auswirkungen auf die Umwelt zu verringern.
- Eine Empfehlung hinsichtlich der Stilllegung einer Anlage nach einem Unfall entspricht nicht dem Scope des Guides und wirkt missverständlich.
- Die im Entwurf angeführten „primary shield“ und „fuel element debris vault“ entsprechen nicht der üblichen IAEA-Terminologie und müssten näher ausgeführt werden.

Auf Bitte des neuen Technical Officers von DS524, Martin Gajdos, wurden auch die Vorschläge der IAEA zur Auflösung der im Step 12 aufgetretenen Kommentare analysiert, wobei jedoch keine inhaltlich relevanten Abweichungen festgestellt werden konnten. Aus Sicht der GRS konnten sowohl alle deutschen Kommentare als auch die Kommentare anderer Mitgliedsstaaten entweder zufriedenstellend umgesetzt oder mit ausreichender Begründung abgelehnt werden. Der Entwurf wurde im Mai 2024 als Specific Safety Guide No. SSG-90: „Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants“ veröffentlicht.

Der Entwurf **DS525 „Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants“** wurde analysiert. DS525 ist die erste Revision des SSG-13, welcher Empfehlungen zur Wasserchemie für KKW gibt, um die Anforderungen der SSR-2/2 (Rev. 1) zu erfüllen. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter dem Link http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS525. Als Grund für die Revision gelten die länger zurückliegende Veröffentlichung des SSG-13 im Januar 2011 – in der Zwischenzeit konnten in den Mitgliedsstaaten umfangreiche Betriebserfahrungen gesammelt werden – sowie der Reaktorunfall von Fukushima-Daiichi, der zur Identifizierung von neuen

Herausforderungen im Bereich der Anlagenchemie führte. Die wichtigsten bei der Analyse des Entwurfs für den Step 11 gewonnenen Erkenntnisse bezogen sich auf Folgendes:

- Ungenügende Informationen über den Quellterm für eine Freisetzung von radioaktivem Material in die Umwelt, welcher laut SSG-2 (Rev. 1) für Betriebszustände und Unfallbedingungen bewertet werden sollte.
- Es wurde auf die Hartlegierung Stellite™ eingegangen, welche als Markenname zu verstehen ist, nicht jedoch auf kobalthaltige Hartlegierungen anderer Hersteller.
- Der Umfang der chemischen und radiochemischen Überwachungsmaßnahmen wurde nur auf Inbetriebnahme und Betrieb bezogen, nicht jedoch auf Störfälle und die Stilllegung.

Bei der Analyse des Entwurfs für den Step 12 ergaben sich keine neuen inhaltlichen Anmerkungen. Der Entwurf wurde im Dezember 2024 als Specific Safety Guide No. SSG-13 (Rev. 1): „Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants“ veröffentlicht.

Der Entwurf **DS528 „Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants“** wurde analysiert. DS528 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 zu geben. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS528. Der Bedarf einer Überarbeitung ergab sich vor allem aus den Revisionen der GSR Part 4, SSR-2/1 und SSR-2/2, wodurch sich insbesondere die Anforderungen an die Berücksichtigung von schweren Unfällen und Sicherheitsmargen, um extremen Einwirkungen von außen standzuhalten und Cliff Edge-Effekte zu vermeiden, verändert haben. Weiterhin sollen in der Überarbeitung Erkenntnisse aus dem Reaktorunfall von Fukushima-Daiichi berücksichtigt und der Inhalt auf weitere Themen, wie zum Beispiel die Modellierung zusätzlicher Sicherheitsmerkmale für DEC, die Modellierung der Verwendung von temporär installierter Ausrüstung, Überlegungen zu Multi-Unit-Anlagen und das Management schwerer Unfälle, ausgedehnt werden. Die bei der Analyse des Entwurfes für den Step 11 festgestellten Erkenntnisse bezogen sich u. a. auf die Berücksichtigung der Brennstoffschäden bei der Evaluierung der Gruppierung der Anlagenzustände oder den Bezug zu Anlagen des Erzabbaus und der Entsorgung, die nicht in den Anwendungsbereich des Guides fallen.

Bei der Analyse des Entwurfs für Step 12 wurden keine inhaltlich relevanten Anmerkungen festgestellt

Der Entwurf **DS529 „Investigation of Site Characteristics and Evaluation of Radiation Risks to the Public and the Environment in Site Evaluation for Nuclear Installations“** wurde analysiert. DS529 ist die Revision des NS-G-3.2, der im Jahr 2002 veröffentlicht wurde. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter dem Link http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS529. Der Anwendungsbereich des Safety Guides soll sich insbesondere auf die Untersuchung der Standorteigenschaften einschließlich der Bevölkerungsverteilung, der Nutzung von Land und Wasser in der Region, Werte der natürlichen Hintergrundstrahlung sowie meteorologische, hydrologische und hydrogeologische Eigenschaften der Standortregion beziehen, die die Eingabedaten für die Bewertung der Strahlenrisiken für die Bevölkerung und die Umwelt bei kerntechnischen Anlagen liefern. Die Erkenntnisse der Analyse des Entwurfes für den Step 7 beziehen sich u. a. auf Folgendes:

- Der Scope des Dokuments schließt explizit das „Do-Nothing“-Szenario einer Umweltverträglichkeitsprüfung aus, nicht jedoch den Einsatz anderer nuklearer oder nicht-nuklearer Technologien.
- Es wird nicht auf die spezifische Sicherheitsanforderungen der IAEO an die Standortbewertung für Forschungsreaktoren und Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs eingegangen.
- Die direkt auf der Kleidung abgelagerte Aktivität wird nicht berücksichtigt. Es werden nicht alle gängigen indirekten Expositionspfade aufgelistet.
- Empfehlungen für Validierungsmessungen für die Nutzung von bereits an existierenden Anlagen am Standort gesammelten meteorologischen Daten wären sinnvoll.
- Im Zusammenhang mit den Auswirkungen des Klimawandels sind auch andere natürliche Veränderungen wie Bodensenkungen zu berücksichtigen.
- Der im Dokument angeführte Beitrag zum Gesamtrisiko hängt nicht nur von der Eintrittswahrscheinlichkeit, sondern auch vom Ausmaß der möglichen Folgen ab.
- Es wird nicht hervorgehoben, dass für Anlagen, die das Potenzial haben, ein Gebiet über die Grenzen hinaus zu beeinflussen, eine grenzüberschreitende Bewertung durchgeführt werden sollte.

Die Erkenntnisse der Analyse des Entwurfes für den Step 8 beziehen sich u. a. auf Folgendes:

- Die Fragestellung hinsichtlich der Anwendbarkeit von den in DS529 formulierten Empfehlungen auf geologische Endlager wurde untersucht.
- Die Notwendigkeit von Untersuchungen von Freisetzungspfaden in Grundwasser nach IAEO-Regelwerk wurde erörtert.
- Die Formulierung „Accidental Release“ wurde hinsichtlich möglicher Definitionen und deren Auslegung sowie der Verwendung im IAEO-Regelwerk untersucht.

Die Erkenntnisse der Analyse des Entwurfes für den Step 11 beziehen sich u. a. auf Folgendes:

- Die Begriffe „accidental releases“ und „anticipated operational occurrences“ führen zur Frage, wo die Freisetzungen aus vorhersehbaren betrieblichen Ereignissen hingehören – zu den unfallbedingten Freisetzungen oder zu den betriebsbedingten Ableitungen
- In DS529 wird der Eindruck vermittelt, Freisetzungen in das Grundwasser seien zulässig und können als Ableitungen gewertet werden.
- Der „surface runoff“ scheint in DS529 als Ableitung gewertet werden zu können.

Der Entwurf **DS531 „Geotechnical Aspects in Site Evaluation and Design of Nuclear Installations“** wurde analysiert. DS531 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 und für die Erfüllung von Anforderungen der im Jahr 2003 veröffentlichten Safety Requirements NS-R-3 „Site Evaluation for Nuclear Installations“. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS531. Der Grund für die Revision ist insbesondere die Ablösung der NS-R-3 im Jahr 2019 durch die Specific Safety Requirements SSR-1 „Site Evaluation for Nuclear Installations“. Die Erkenntnisse der Analyse des Entwurfes für den Step 7 beziehen sich insbesondere auf folgende Aspekte:

- Eine Überprüfung hinsichtlich der Eignung der gesammelten Daten aus den Standortuntersuchungen für die Bewertung der strukturellen Reaktion sowohl für DBA als auch für BDBA scheint sinnvoll.
- Die empfohlene Standortkategorisierung ist nur als Vorschlag zu verstehen.

- Bei der Behandlung von Auswirkungen auf die Hangstabilität fehlen Bodenbewegungen und das Auftauen des Permafrosts während Tsunamis ist in diesem Zusammenhang zu vernachlässigen.
- Der Einsatz der Safety Factors entspricht nicht gänzlich dem, was laut SSG-25 darunter zu verstehen ist.
- Die Anwendung eines Graded Approach bei der geotechnischen Untersuchung von KKW-Standorten ist zu hinterfragen.
- Eine Fußnote zur Festlegung eines geeigneten geotechnischen Erkundungsprogramms für eine kerntechnische Anlage könnte als eigenständige Empfehlung in den Haupttext übernommen werden.
- Die Verwendung von Suitability Criteria in der Standortbewertung ist nicht ausreichend detailliert erläutert.

Die Erkenntnisse der Analyse des Entwurfes für den Step 8 beziehen sich insbesondere auf folgende Aspekte:

- Es wurden Empfehlungen identifiziert, die sich nicht auf geotechnische Aspekte beziehen und durch einen Verweis auf SSG-35 ersetzt werden könnten. Dabei wurden auch inhaltlich abweichende Listen für charakterisierende Faktoren eines Standortes für einen abgestuften Ansatz festgestellt.
- Bei der Erstellung des Entwurfs scheinen Missverständnisse bei der Unterscheidung von Sicherheitsklassifizierung und der normalen IAEO-Terminologie aufgetreten zu sein.
- Fragestellungen hinsichtlich der Unterscheidung von sicherheitsrelevanten und nicht-sicherheitsrelevanten Systemen, Komponenten und baulichen Strukturen bei der Standortuntersuchung sowie zur Reduzierung von Anforderungen an die Zuverlässigkeit bei Anlagen mit geringem radiologischen Schadenspotenzial wurden untersucht.
- Die Kategorisierung von Anlagen nach den möglichen radiologischen Konsequenzen im IAEO-Regelwerk wurde erörtert, wobei einzig durch Anforderungen des Notfallschutzes Vorgaben gemacht wurden.

Die Erkenntnisse der Analyse des Entwurfes für den Step 11 beziehen sich insbesondere auf folgende Aspekte:

- Die Überwachung und Instandhaltung von Dämmen und Deichen sollte während des Baus und des Betriebs der kerntechnischen Anlage gleichermaßen kontinuierlich durchgeführt werden, um potenzielle Schäden wie die innere Erosion von Dämmen und Deichen zu verhindern und vorherzusagen.
- Es sollte für geologische Untersuchungen in drei oder mehr Kategorien von kerntechnischen Anlagen unterschieden werden, z. B. Anlagen mit hoher, mittlerer und geringer Gefährdung.
- In mehreren Absätzen fehlen Verweise auf die Umsetzung der Gefahrenanalyse während der Stilllegung der Anlage.

Der Entwurf **DS532 „Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation“** wurde analysiert. DS532 ist die zweite Revision der Specific Safety Requirements SSR-2/2, die abgeordnete Sicherheitsanforderungen an den Betrieb und die Inbetriebnahme von KKW enthalten. Grund für die Überarbeitung ist der längere Zeitraum seit der letzten Überarbeitung im Jahr 2016 und die in der Zwischenzeit aktualisierten Safety Requirements mit Schnittstellen zu den SSR-2/2 (insbesondere GSR Part 2, GSR Part 3 und GSR Part 7) sowie zusätzliche Erkenntnisse durch die Entwicklung einschlägiger Safety Guides wie SSG-48, SSG-50 und SSG-54. Weiter wurde festgestellt, dass Bereiche wie Unternehmensführung und -überwachung, unabhängige Aufsicht, Risikomanagement, Wissensmanagement, Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen während des Betriebs, Betriebsverbesserungen, Vorbereitungen auf Pandemie-Situationen, Steuerung der Kernkühlung und Kühlung der Lagerbecken für Brennelemente nicht ausreichend abgedeckt werden. Auch die neuen Performance Objectives der World Association of Nuclear Operators (WANO) sollen berücksichtigt werden. Mit Blick auf die Anwendbarkeit auf SMR sollen die Anforderungen bei der Überarbeitung technologie-neutral formuliert werden. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS532.

Der Entwurf **DS535 „Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants“** wurde analysiert. DS535 ist die Revision des SSG-25, der Empfehlungen zur Durchführung einer PSÜ für ein bestehendes KKW gibt. Grund der Überarbeitung sind die zahlreichen relevanten neuen Safety Requirements und Safety Guides, die seit der Veröffentlichung des SSG-25 im Jahr 2013 entwickelt wurden. Die erwarteten Überarbeitungen betreffen

insbesondere die Abschnitte zum Input aus der PSÜ bei der Bewertung einer Genehmigungsverlängerung und Sicherheitsfaktoren in einer PSÜ. Weiter soll die Schnittstelle zwischen PSÜ und LTO (SSG-48) im Detail behandelt werden, wie auch die Schnittstelle zur Sicherung. Ein neuer Abschnitt soll sich mit spezifischen Überlegungen zur PSÜ für KKW beschäftigen, die permanent abgeschaltet sind oder sich in der Stilllegung befinden. Die Struktur des Dokuments wird zudem überarbeitet, um eine logischere Anordnung der Informationen zu gewährleisten. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS535.

Der Entwurf **DS537 „Safety Demonstration of Innovative Technology in Reactor Designs“** wurde analysiert. DS537 ist ein neues Dokument, das die technischen Aspekte des Sicherheitsnachweises von Reaktorkonzepten mit innovativen Technologien behandelt. Der Sicherheitsleitfaden 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, die Anwendung allgemeiner Ansätze zur Behebung der Wissenslücken und Unsicherheiten. Spezifisch 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 und Degradation, Abfallentsorgung und Außerbetriebsetzung im Kontext von innovativen Technologien thematisiert. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS537. Die bei der Analyse des Entwurfes für Step 7 gewonnenen Erkenntnisse beziehen sich u. a. auf folgende Punkte:

- Es ist der Nachweis von Sicherheitsanforderungen, auf den nach SF-1 und GSR Part 4 der abgestufte Ansatz angewendet werden kann, nicht die Sicherheitsanforderung selbst. Es ist möglich, dass es Anforderungen gibt, die nicht (oder nur teilweise) auf innovative Technologien anwendbar sind, wie in der IAEA Safety Series Report No. 123 erörtert, aber es sollte vermieden werden, den Eindruck zu erwecken, dass die Anforderungen automatisch abgestuft werden sollten.
- In innovativen Reaktorkonzepten kann der praktische Ausschluss bestimmter Anlagenzustände nicht auf Sicherheitsmargen und dem Grundsatz „so sicher wie vernünftigerweise durchführbar“ gestützt werden. Es muss nachgewiesen werden, dass das Auftreten der Zustände physikalisch unmöglich ist oder dass ihr Auftreten mit

einem hohen Maß an Vertrauen als äußerst unwahrscheinlich angesehen werden kann, wie es in den SSR-2/1 gefordert wird.

- Die Empfehlung einer „angemessenen Anzahl“ von Sicherheitsebenen im Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen für innovative Reaktorkonzepte kann als Abschwächung dieses Konzepts angesehen werden.

Der Entwurf **DS539 „Licensing Process for Nuclear Installations“** wurde analysiert. DS539 ist die Revision des SSG-12, der im Jahr 2010 veröffentlicht wurde. Der Sicherheitsleitfaden gibt Empfehlungen für die Entwicklung des Genehmigungsverfahrens für kerntechnische Anlagen, insbesondere für Aufsichtsbehörden. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS539. 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. Weiter sollen bei der Überarbeitung neue Fragestellungen hinsichtlich der Brennstoffbeladung von SMR in der Fabrik und dem Transport zum endgültigen Bestimmungsort in einem anderen Staat behandelt werden, was auch die Auswirkungen auf die Eigentumsverhältnisse und die Verantwortung für Schäden im Falle eines nuklearen Unfalls einschließt. Es soll zudem geprüft werden, ob Änderungen oder Anpassungen des Genehmigungsverfahrens für „First of a kind“-Anlagen erforderlich sind. Die bei der Analyse des Entwurfes für Step 7 gewonnenen Erkenntnisse beziehen sich u. a. auf folgende Punkte:

- Es bedarf einer genauen Definition der beiden oft synonym verwendeten Begriffe „licensing“ und „authorization“, um weitere Missverständnisse zu vermeiden.
- Die im Genehmigungsverfahren zu findenden „hold points“ sollten ebenfalls klar definiert und, wenn möglich, einheitlich festgelegt werden.
- Bei der Anwendung eines abgestuften Ansatzes im Genehmigungsverfahren sollte auch die technologische Reife einer innovativen Technologie berücksichtigt werden.

Der Entwurf **DS543 „Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 20xx Edition – SSR-6 (Rev. 2)“** wurde analysiert. DS543 ist die Revision der SSR-6 (Rev. 1) und damit die zweite Revision der SSR-6, die den Transport von radioaktivem Material auf allen Verkehrsträgern zu Lande, zu Wasser und in der Luft betreffen, was auch alle Vorgänge und Bedingungen umfasst, die mit der Beförderung radioaktiver Stoffe verbunden und an ihr beteiligt sind. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet

sich unter http://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS543. Die bei der Analyse des Entwurfs für den Step 7 gewonnenen Erkenntnisse bezogen sich hauptsächlich auf die Identifizierung einiger Textpassagen, in denen die Funktion von Wasser als Neutronenreflektor missverständlich erläutert wird. Bei der Analyse der Entwürfe für Step 8 und 11 wurden keine inhaltlich relevanten Anmerkungen festgestellt.

Das DPP und der Entwurf für **DS547 „Development and Implementation of an Effective and Efficient Regulatory Experience Feedback Program for Regulatory Bodies“** wurden analysiert. DS547 ist ein neues Dokument, das Empfehlungen zum Erfahrungsmanagement der Aufsichtsbehörden für alle kerntechnischen Anlagen und Tätigkeiten geben soll. Der Sicherheitsleitfaden soll dabei praktische Empfehlungen zur systematischen Sammlung, Analyse, Verbreitung, Pflege und Umsetzung von Kenntnissen und Erfahrungen in Bezug auf Aufsichtsfunktionen und -verfahren beinhalten. Dabei geht es auch um die Identifizierung interner und externer Quellen für Erfahrungen sowie die Einrichtung und Aufrechterhaltung von Mitteln zur Entgegennahme von Informationen und Verfahren zur Prüfung, Analyse und Bewertung der gesammelten Informationen. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter https://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS547. Die Erkenntnisse der Analyse des Entwurfes für Step 7 beziehen sich u. a. auf folgende Punkte:

- Für eine Aufsichtsbehörde sollte auch die Beteiligung an internationalen Aktivitäten, einschlägigen Workshops, auf nationaler und internationaler Ebene, zur kontinuierlichen Verbesserung genutzt werden.
- Die Schnittstelle zwischen kerntechnischer Sicherheit und der Sicherung sollte auf eine integrierte Weise konzipiert sein, so dass die Sicherheitsmaßnahmen die Sicherung nicht beeinträchtigen.
- Die Aufsichtsbehörde sollte Mechanismen entwickeln, mit denen Erkenntnisse identifiziert und verarbeitet werden können.

Das DPP **DS548 „Predisposal Management of Radioactive Waste, GSR Part 5 (Rev.1)“** für Step 4 wurde analysiert. DS548 ist die Revision der GSR Part 5, in welchen die Anforderungen an die Behandlung radioaktiver Abfälle vor der Endlagerung im Hinblick auf den Schutz der Arbeitnehmer, der Öffentlichkeit und der Umwelt formuliert sind. Bei der Überarbeitung sollen die seit 2009 bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle vor der Endlagerung gewonnenen Erfahrungen und die einschlägigen Veröffentlichungen

einfließen, um gegebenenfalls neue Anforderungen zu formulieren. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter https://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS548.

Das DPP **DS550 „Storage of Radioactive Waste“** wurde analysiert. DS550 ist die Revision des 2006 erschienenen WS-G-6.1, der Empfehlungen Bewertung und Gewährleistung der Sicherheit der Lagerung radioaktiver Abfälle. Die Überarbeitung dient der Anpassung an die neusten IAEA Safety Standards, insbesondere der GSR Part 3 – 7. Dabei sollen Empfehlungen zum Alterungsmanagement für die langfristige Lagerung radioaktiver Abfälle und für die verlängerte Lagerung über die Auslegungsliebensdauer hinaus erarbeitet werden, was auch Empfehlungen zu Sicherheitsaspekten der Rückholung von Abfällen einschließt. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter https://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS550.

Das DPP **DS551 „Decommissioning of Uranium Production Facilities“** wurde analysiert. DS551 ist ein neues Dokument, das Empfehlungen zu Anforderungen der GSR Part 6 geben soll. Der Fokus liegt dabei auf der Entwicklung und Überprüfung von Stilllegungsplänen für Urangewinnungsanlagen (was Uranminen aller Abbaumethoden, Aufbereitungsanlagen und Anlagen zur Behandlung der anfallenden Rückstände und Abfälle beinhaltet) sowie auf der Durchführung und behördlichen Aufsicht der Stilllegung. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage findet sich unter dem Link https://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS551.

Das DPP **DS552 „Safety Evaluation of Nuclear Installations for External Events Excluding Earthquakes“** wurde analysiert. DS552 ist ein neues Dokument, welches Empfehlungen zu Methoden für die Sicherheitsbewertung für Einwirkungen von außen, mit Ausnahme von Erdbeben, enthalten soll, was Stürme und Tornados, Überschwemmungen, extreme Temperaturen, vulkanische Aktivitäten und unfallbedingte, von Menschen verursachte Einwirkungen von außen sowie deren relevante Kombinationen und die Auswirkungen des Klimawandels umfasst. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage befindet sich unter https://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS552.

Das DPP **DS553 „The Safety Case and Safety Assessment for the Predisposal Management of Radioactive Waste“** wurde analysiert. DS553 ist die Revision des GSG-3, der Empfehlungen für die Entwicklung und Überprüfung des Safety Case und des Sicherheitsnachweises für Anlagen und Tätigkeiten gibt, die sich mit der Entsorgung radioaktiver Abfälle vor der Endlagerung befassen. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage befindet sich unter https://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS553. Der Grund für die

Revision ist die notwendige Berücksichtigung von Themen wie Graded Approach und Emergency Response. Darüber hinaus soll die Verbindung zum Sicherheitsnachweis von KKW eingearbeitet werden. Die Erkenntnisse der Analyse des DPP für Step 3 beziehen sich insbesondere auf folgende Aspekte:

- Die Beziehung von Safety Assessment und Safety Case ist im DPP nicht ausreichend erläutert.
- Laut Dokument sollte der Safety Case so gestaltet werden, dass er auf Inbetriebnahme und Betrieb einer Anlage ausgelegt ist. Eine Ausweitung auf die Auslegungs- und Stilllegungsphase erscheint sinnvoll.

Das DPP **DS554 „Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (20XX Edition) SSG-26 (Rev. 2)“** wurde analysiert. DS554 ist die Revision des SSG-26 (Rev. 1), der Empfehlungen und Anleitungen zur Erfüllung der Anforderungen der SSR-6 (Rev. 1) enthält, die die Beförderung radioaktiver Stoffe auf allen Verkehrswegen zu Lande, zu Wasser oder in der Luft behandeln. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage befindet sich unter https://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS554. Der Grund für die Revision ist die Revision der SSR-6 (Rev. 1) und die Anpassung an das restliche IAEO-Regelwerk für eine harmonisierte Anwendung. Die Erkenntnisse der Analyse für Step 3 beziehen sich insbesondere auf Folgendes:

- Da SSG-26 (Rev. 1) nicht nur Empfehlungen zur Umsetzung der SSR-6 (Rev. 1) sondern auch viel Hintergrundwissen und Zusatzinformationen enthält, scheint der Hauptgrund für die Revision die Einhaltung der in den SPESS A festgelegten Grundsätze für Safety Guides zu sein.
- Die Gründe für die Notwendigkeit einer zeitnahen Überarbeitung werden im DPP nicht nachvollziehbar erläutert.

Das DPP **DS555 „Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities“** wurde analysiert. DS555 ist die Revision des WS-G-5.2, der Empfehlungen zur Sicherheitsbewertung für alle Phasen der Stilllegung einer kerntechnischen Anlage gibt, insbesondere zur Minimierung der Strahlenexposition nach dem Optimierungsprinzip sowie der Anwendung des abgestuften Ansatzes und des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsebenen. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage befindet sich unter https://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS555. Der Grund für die Revision ist die Anpassung an das restliche IAEO-Regelwerk (insbesondere die GSR Part 6 „Decommissioning of Facilities“, den SSG-47 „Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors, and

Other Nuclear Fuel Cycle Facilities“ und den SSG-49 „Decommissioning of Medical, Industrial, and Research Facilities“) für eine harmonisierte Anwendung.

Das DPP zu **DS557 „Site Evaluation for Nuclear Installations“** wurde analysiert. DS557 ist die Revision der SSR-1, die übergeordnete Anforderungen an die Standortbewertung kerntechnischer Anlagen enthalten. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage befindet sich unter https://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS557. In der Revision sollen die Anforderungen u. a. technologieoffener gestaltet – vor allem hinsichtlich SMR und transportabler NPPs – und die Entwicklung von zu postulierenden extremen Einwirkungen von außen – insbesondere jene, die zu auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen führen – adressiert werden. Hierbei soll auch der Zusammenhang mit dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen geklärt werden. Weiter sollen die hohen Unsicherheiten bei Einwirkungen mit geringer Eintrittswahrscheinlichkeit, neue Techniken zur Standortcharakterisierung und die Auswahl der Eigenschaften von generischen Standorten für Konzeptgenehmigungen behandelt werden. Die Erkenntnisse der Analyse des DPP zu Step 3 bezogen sich u. a. auf folgende Punkte:

- SSG-88 „Design Extension Conditions and the Concept of Practical Elimination in the Design of Nuclear Power Plants“, der Empfehlungen zum Umgang mit auslegungsüberschreitenden Störfallszenarien gibt, sollte bei der Revision berücksichtigt werden.
- Die Bezeichnung „beyond-design-basis scenario“ sollte mit der IAEO-Terminologie in Einklang gebracht werden.
- Auch für die Auswahl von Kombinationen von Einwirkungen sollten Auswahlkriterien festgelegt werden.

Das DPP zu **DS559 „Site Survey and Site Selection for Nuclear Installations“** wurde analysiert. DS559 ist die Revision des SSG-35, der Empfehlungen zur Standortuntersuchung und Standortauswahl für kerntechnische Anlagen gibt. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage befindet sich unter https://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS559. Die Überarbeitung des SSG-35 soll parallel zur Überarbeitung der SSR-1 (DS558) erfolgen, um die Konsistenz zu gewährleisten. Insbesondere sollen Empfehlungen für Veränderungen bei den Verfahren für die Standortauswahl aufgrund neuer Reaktortechnologien, mögliche Alternativen für Brownfield-Projekte (z. B. potenzielle Wiederverwendung stillgelegter kerntechnischer Anlagen oder „coal-to-nuclear“), Auswirkungen des Klimawandels und technologische Entwicklungen der für die Standortuntersuchung verwendeten

Instrumente (z. B. Fernerkundungstechnologien und Anwendungen geografischer Informationssysteme) eingearbeitet werden.

Das DPP zu **DS560 „Development and Application of Level 3 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants“** wurde analysiert. DS560 ist ein neues Dokument, das Empfehlungen zur Entwicklung und Anwendung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) der Stufe 3 geben soll. Der Entwicklungsverlauf der Unterlage befindet sich unter https://regelwerk.grs.de/de/iaeo_safety/DS560. Eine Stufe 3-PSA gibt Abschätzungen zu den gesundheitlichen und sonstigen radiologischen Folgen (z. B. Kontamination von Böden oder Lebensmitteln) durch potenzielle Störfälle eines KKW mit Freisetzung. DS560 soll die bestehenden IAEA-Sicherheitsleitfäden zu PSA der Stufe 1 (SSG-3) und zu PSA der Stufe 2 (SSG-4) ergänzen.

2.2.1.3 Technische Notiz zu Auswirkungen, Diskussionen und Festlegungen für das IAEO-Regelwerk bezüglich Covid-19

Im Rahmen des Arbeitspakets wurde zusätzlich mit der Behandlung von Empfehlungen im IAEO-Regelwerk in Bezug auf die COVID-19-Pandemie eine Thematik untersucht, die sich nicht auf einen einzelnen Entwurf bezog, sondern übergeordnet auf den allgemeinen Entwicklungsprozess der IAEO-Sicherheitsleitfäden. Die bei der Untersuchung gewonnenen Erkenntnisse beziehen sich vor allem auf verschiedene Aspekte der Planung und Umsetzung des zweistufigen Arbeitsplans der Commission on Safety Standards (CSS) der IAEO zur Berücksichtigung der Auswirkungen der Covid-19-Pandemie. Einige der in der ersten Stufe dieses Plans vorgenommenen Änderungen von Entwürfen von Safety Guides wurden von den Mitgliedsstaaten und den Safety Standards Committees kritisiert und verworfen, während andere Safety Guides mit ähnlichen Empfehlungen zur Pandemie ergänzt und anschließend veröffentlicht wurden. Die in der zweiten Stufe geplante ausführliche Analyse führte bei der CSS zur Ansicht, dass keine Dringlichkeit für die Überarbeitung bestimmter Safety Standards bestehe, mit Ausnahme von drei Entwürfen. Bei der Festlegung der Prioritäten für die 10. Amtszeit, beschloss das NUSSC anschließend, die Covid-19 Thematik zu streichen.

2.2.2 Teilnahme an Consultancy Meetings der IAEO

Während der frühen Entwicklungsphase der Safety Standards oder manchmal nach Kommentierungsphasen lädt die IAEO internationale Experten zu sogenannten Consultancy Meetings (CM) ein. Hieran nehmen aufgrund ihrer Expertise oftmals Mitarbeiter

der GRS teil. Die frühzeitige Mitarbeit an den Entwürfen der Standards dient dem Kompetenzerhalt und -ausbau der GRS. Im Rahmen des Projekts wurde an CMs zu verschiedenen Sicherheitsstandards und TECDOCs teilgenommen, die im Folgenden näher erläutert werden:

- Während des vom 19. bis 22.03.2024 in Bootle (UK) bei der Aufsichtsbehörde ONR durchgeführten CM für DS537 „Safety demonstration of innovative technology in power reactor designs“ wurde eine erste Version des Entwurfs erstellt. Diskussionspunkte im Meeting waren Umfang und Ansatz für die Nachweisführung zu innovativen Technologien und die Nutzung eines abgestuften Ansatzes für ein verhältnismäßiges Vorgehen bei Sicherheitsbewertungen innovativer Technologien. Hier werden unterschiedliche Interessenlagen je nach Mitgliedsstaat und Rolle in der Kerntechnik deutlich, die z. T. eine Aufweichung von Anforderungen zur Nachweisführung für innovative Technologien zum Ziel haben.
- Ein weiteres CM für DS537 wurde vom 15. bis 18.10.2024 in Wien durchgeführt. Dabei wurde ein verbesserter Entwurf für Step 7 erstellt. Das Meeting führte zu Erkenntnissen hinsichtlich der Notwendigkeit eines zusätzlichen Abschnitts zur Nutzung von Methoden der Künstlichen Intelligenz in innovativen Technologien, einer allgemeineren Definition eines Unfalls (losgelöst von der Definition eines Unfallzustands durch Auftreten von Kernschmelze wie in den SSR-2/1), des Vorsehens von Barrieren gegen eine Freisetzung unter Unfallbedingungen sowie eines Kriteriums für die Unzulänglichkeit des Wissenstands über eine innovative Technologie für den Sicherheitsnachweis. Außerdem wurde erkannt, dass der Entwurfstext von DS537 eine abgestufte Anwendung der Sicherheitsanforderungen (z. B. aus den SSR-2/1) erlauben würde. Es bestand Einigkeit, dass dies nicht die Intention bei Erstellung des Entwurfs war. Es wurde ein alternativer Text formuliert, der klarstellt, dass die Sicherheitsanforderungen aus den SSR-2/1 gelten.
- Vom 22. bis 25.01.2024 fand in Prag (CZE) bei der Aufsichtsbehörde SUJB ein CM zum TECDOC „Lessons learned from climate-related external events at nuclear installations“ statt, das der Finalisierung des Dokuments diente. Dabei wurden die einzelnen Kapitel von den jeweils zuständigen Bearbeitern vorgestellt, Fragen und Anmerkungen der anderen Teilnehmer fachlich diskutiert, sprachlich angepasst und ein gemeinsames Verständnis hergestellt. Das Dokument gliedert sich in generelle Teile, bei denen übergeordnete Punkte wie z. B. das „Defence in Depth“-Konzept bei Einwirkungen von außen behandelt werden und ereignisspezifische Kapitel zur Betriebserfahrung bei den Einwirkungen Starkwind, Hitzewelle, Überflutung und

Kältewelle. Im Rahmen des CM fand auch ein Besuch der Forschungsreaktoren LVR-15 und LR-0 in Rez statt, der der Klärung des Ereignisablaufs der Überflutungen am dortigen Standort im Jahr 2002 diente.

- An dem vom 15. bis 19.01.2024 in Wien abgehaltenen CM zu DS528 „Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants“ nahmen zwei Mitarbeiter der GRS teil, deren Mitwirken sich auf unterschiedliche Kapitel konzentrierte. Das CM diente der Bearbeitung der insgesamt fast 400 Kommentare der Mitgliedsländer durch die Fachleute. Von den insgesamt 76 deutschen Kommentaren wurden nur sechs (fünf davon die Anhänge betreffend) nicht angenommen. Bei abgelehnten Kommentaren wurde jeweils eine Begründung formuliert. Die deutschen Experten waren mit den Ablehnungen bzw. entsprechenden Modifikationen der Texte im SSG-4 einverstanden.
- Vom 22. bis 25.10.2024 fand in Wien bei der IAEO ein CM zum TECDOC „Innovations, Advances and Developments in the Water Chemistry of Pressurized Water Reactors“ statt, welches die bei der Überarbeitung des SSG-13 aufgetretenen Fragestellungen bezüglich der Wasserchemie von Druckwasserreaktoren behandelt und eine inhaltliche Ergänzung des Safety Guides darstellt. Während der Diskussionen konnten inhaltliche Erkenntnisse zu Auswirkungen des Lastfolgebetriebs auf die Wasserchemie, die Zinkdosierung im Primärkreis zur Verminderung des Aktivitätsaufbaus, das Silikat-Management, die Wasserstoffdosierung im Primärkreis und filmbildende Amine und andere vergleichbare Substanzen gewonnen werden. Es wurde beschlossen, den bisher im TECDOC-Entwurf enthaltenen Anhang zur Wasserchemie in WWER-Anlagen zu entfernen. Der Inhalt soll – entsprechend aktualisiert und erweitert – in einem separaten TECDOC aufgehen.

2.2.3 Übergreifende Erkenntnisse der Analysen und CM

Durch die aktive Verfolgung der Entwicklungsprozesse wurden im Rahmen des Vorhabens auch Schwerpunktthemen bei der Entwicklung des kerntechnischen Regelwerks der IAEO identifiziert, also neuere Aspekte kerntechnischer Sicherheitsanforderungen und Regelwerke, denen besondere internationale Aufmerksamkeit zuteilwurde. Erkenntnisse aus diesem Bereich im Vorhabenszeitraum beziehen sich vor allem auf folgende Aspekte:

- Im Vorhabenszeitraum beendete die IAEA ihre im Safety Series Report No. 123 dokumentierte Untersuchung des Regelwerks hinsichtlich der **Anwendbarkeit auf**

SMR und Gen-IV-Reaktorkonzepte. Als Ergebnis wurde dabei die Notwendigkeit der Überarbeitung für zahlreiche Bereiche identifiziert. Das von der IAEA ausgegebene Ziel, die Safety Standards technologieoffen zu formulieren, wird daher weitreichende Auswirkung auf das Regelwerk haben, insbesondere (aber nicht ausschließlich) auf die in den SSR-2/1 (Rev. 1) festgelegten Sicherheitsanforderungen an die Auslegung von KKW. Einige der dort geforderten grundlegenden Konzepte der Auslegung sind aus verschiedenen Gründen möglicherweise nicht anwendbar, was z. T. auch im neuen Safety Guide zu Sicherheitsbewertung von innovativen Technologien in KKW (DS537) aufgegriffen wurde:

- Das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen sieht auf Ebene 4 normalerweise dedizierte Sicherheitssysteme für Anlagenzustände mit geschmolzenem Kern vor. Mehreren Konzepten von Hochtemperatur-Kugelhaufenreaktoren (HTR) und Flüssigsalzreaktoren (MSR) wird jedoch ein „inhärent sicheres“ Anlagenverhalten nachgesagt, das das Auftreten einer Kernschmelze „unmöglich“ macht. In diesem Zusammenhang werden, abhängig vom jeweiligen Reaktorkonzept, meist stark negative Reaktivitätskoeffizienten, eine hohe thermische Trägheit, ein geringes Nuklidinventar, schwerkraftgetriebene passive Kühlkonzepte sowie alternative Konzepte zur Rückhaltung von Spaltprodukten durch beschichtete Brennstoffpartikel oder durch Ionenbindungen mit dem Kühlmittel angeführt. Basierend auf diesen Eigenschaften wird eine Änderung des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsebenen gefordert: Wo eine Kernschmelze unmöglich sei, brauche es auch keine mitigativen Sicherheitssysteme (wie beispielsweise einen Core-Catcher oder eine gefilterte Druckentlastung des Containments). Diese wurden vermehrt nach dem Reaktorunfall von Fukushima eingeführt und man hat sich international weitgehend auf die grundsätzliche Notwendigkeit der Berücksichtigung in neuen leichtwassergekühlten Reaktorkonzepten geeinigt. Die Anwendbarkeit der Sicherheitsebene 4 auf HTR und MSR ist dadurch ein internationales Diskussionsthema geworden.
- Ähnliches gilt für Ebene 5, die Maßnahmen des Katastrophenschutzes umfasst, und damit vor allem anlagenexterne Freisetzungen betrifft. Werden diese ausgeschlossen, könnte dies zum Wegfall der Erforderlichkeit von Maßnahmen des Katastrophenschutzes außerhalb des Anlagengeländes führen. Eine mögliche Umsetzung dieses Ansatzes ist beispielsweise in der Begrenzung von Notfallplanungszonen auf das Anlagengelände zu sehen, wie es derzeit schon im Genehmigungsverfahren neuerer SMR in den USA praktiziert wird.

- Die im SSG-88 im Vorhabenszeitraum veröffentlichten Empfehlungen der IAEA für den praktischen Ausschluss von Ereignisabläufen sind spezifisch für Leichtwasserreaktoren. Hier besteht weiterhin Bedarf an Empfehlungen für den praktischen Ausschluss von Ereignisabläufen spezifisch für Gen-IV-Reaktoren, die jedoch vor allem aufgrund fehlender Erfahrungswerte nur schwer zu formulieren sein dürften. Mit zunehmender Anzahl von Genehmigungsprozessen für Gen-IV-Reaktoren dürften sich hier zukünftig neue Erfahrungen ergeben.
- Mehrere grundlegende Definitionen müssen überarbeitet werden. So lassen sich Anforderungen an einen Sicherheitsbehälter (das Containment) nicht auf Anlagen mit einem sog. „Functional Containment“, bei dem die Rückhaltung radioaktiver Stoffe über verschiedene alternative Barrieren, wie eine Siliciumcarbid-Beschichtung von Brennstoffpartikeln, realisiert wird, übertragen. Auch für die Definitionen von Brennstoffdegradation/Kernschmelze in einigen Gen-IV-Reaktoren, die von „Integritätsverlust der ersten Barriere“ bis „über die PSA bestimmte Ereignisse“ reichen, muss ein Konsens erzielt werden.
- Im Zusammenhang damit erwartet die IAEA auch **neue Aspekte von SMR und Gen-IV-Reaktorkonzepten**, für die möglicherweise neue Sicherheitsanforderungen und Empfehlungen benötigt werden. DS537 ist hierbei als erster Ansatz zu verstehen, der überwiegend allgemeine Vorgehensweisen zum Umgang mit innovativen Systemen und Reaktoren behandelt. Hier sind in den nächsten Jahren weitere Entwicklungen zu erwarten, sowohl durch neue Dokumente, als auch in der Überarbeitung bestehender. Dennoch hat sich insbesondere bei der Analyse der verschiedenen Entwürfe von DS537 gezeigt, dass auf internationaler Ebene ein Bedarf an Empfehlungen zur Sicherheitsbewertung zahlreicher neuer Aspekte von SMR- und Gen-IV-Reaktorkonzepten besteht, von denen einige der wesentlichen im Folgenden aufgeführt seien:
 - Passive Sicherheitssysteme bieten Vorteile durch erhöhte Robustheit und reduzierte Abhängigkeit von Stromversorgung und Bedienereingriff. Für deren sicherheitstechnischen Nachweis sind jedoch umfassende Demonstrationen der Funktion unter realistischen Betriebs- und Störfallbedingungen erforderlich. Da Systemantworten oft stark von thermodynamischen Randbedingungen abhängen, sind Langzeitverhalten und Auslöseschwellen kritisch zu untersuchen.
 - Neue Brennstoffkonzepte, wie TRISO-Partikel oder metallische Legierungen, zeigen ein abweichendes Verhalten hinsichtlich Spaltproduktfreisetzung und

Nachzerfallswärme. Dies erfordert spezifische Tests und Modellierungen zur Charakterisierung der sicherheitstechnischen Eigenschaften. Da die Betriebserfahrung begrenzt ist, sind Unsicherheiten in Bezug auf Reaktionsverhalten und Integrität zu berücksichtigen.

- Alternative Kühlmittel wie Flüssigmetall, Helium oder Salzschnmelze weisen andere physikalische Eigenschaften auf, wodurch sich Transientenverläufe, Kühlverhalten und Materialbelastungen erheblich verändern. Sicherheitsanalysen müssen daher neue Kühlmittelverluststörfälle und chemische Reaktionen (z. B. Natrium mit Wasser) berücksichtigen. Bestehende Modellierungswerkzeuge sind oft nicht anwendbar und benötigen Validierung durch spezielle Experimente.
- Neue Struktur- oder Brennstoffmaterialien (z. B. hochtemperaturbeständige Legierungen, Graphit, keramische Werkstoffe) haben oft nicht hinreichend erforschte Langzeiteigenschaften. Für den sicherheitstechnischen Nachweis sind umfangreiche Daten zu Alterung, Versprödung und Korrosion erforderlich.
- Der vermehrte Einsatz digitaler Leittechniksysteme mit erhöhter Automatisierung und Datenvernetzung. Der Sicherheitsnachweis muss dafür sowohl die Funktionalität als auch die Cybersicherheit und Fehlertoleranz digitaler Systeme abdecken, z. T. auch unter Störfallbedingungen.
- Innovative Reaktorkonzepte führen teilweise zu stärkerer Automatisierung und abgelegenen Standorten. Dies erfordert neue Konzepte der Arbeitsorganisation, Mitarbeiterqualifizierung und Notfallmaßnahmen.
- Multi-Unit-Standorte mit gemeinsam genutzter Infrastruktur (z. B. Notstromversorgung, Kühlwasserquellen), die auch zu Kaskadeneffekten führen könnte.
- KKW mit Kraftwärmekopplung, die bei Störungen zu sekundärseitigen Rückkopplungen durch abweichende Lastprofile oder neuartige Einwirkungen von außen durch industrienah Standorte führen können.
- Transportierbare Reaktoren (z. B. für Schiffs- oder Containerbetrieb) stellen besondere Anforderungen an mechanische Belastbarkeit, Sicherheit beim Transport und Standortflexibilität. Hier müssen auch Schnittstellen zu anderen nationalen Regelwerken, Notfallschutz und Verantwortlichkeiten geklärt sein.
- Neuartige Betriebsmodi wie z. B. der Lastfolgebetrieb.

- Systeminteraktionen und Rückkopplungen bei im Reaktordruckbehälter integrierten Dampferzeugern bei bestimmten SMR-Konzepten.
 - Stilllegung und Entsorgung neuartiger Materialien und Designs.
- Des Weiteren besteht in mehreren Mitgliedsstaaten der IAEO, insbesondere im angelsächsischen Raum, ein unverkennbarer Trend zur Einführung **risikoinformierter (risk-informed) Vorgehensweisen** bei der Regulierung von KKW. Das Einbeziehen von in probabilistischen Untersuchungen ermittelten Wahrscheinlichkeiten und Konsequenzen bei der risikoinformierten Sicherheitsbewertung soll es ermöglichen, Regulierungsaktivitäten und Ressourcen in den Bereichen zu priorisieren, in denen das Risiko am höchsten ist. Im Vorhabenszeitraum zeigte sich bei der Überarbeitung mehrerer Safety Standards der IAEO die Tendenz, insbesondere von US-amerikanischer Seite, Empfehlungen zu risikoinformierter Vorgehensweise mit einfließen zu lassen, z. B. bei DS513, DS537 und DS528. Risikoinformierte Vorgehensweisen, insbesondere bei innovativen Technologien, zu denen aufgrund der fehlenden Betriebserfahrung nur Ausfallwahrscheinlichkeiten bestimmt werden können, die einer größeren Unsicherheit unterliegen, sind jedoch z. T. kritisch zu hinterfragen, weshalb einige der Empfehlungen kommentiert und abgeändert wurden.
 - Mit den vorgenannten Themen im Zusammenhang steht auch der **Graded Approach**, also die Nutzung eines abgestuften Ansatzes zur Bestimmung von Umfang und Strenge von Sicherheitsanalysen. In den Safety Standards verankert (v. a. in den GSR Part 4) wurde der Graded Approach ursprünglich, um den Sicherheitsnachweis bei anderen kerntechnischen Anlagen als KKW, wie z. B. Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufes, an das geringere radiologische Gefahrenpotenzial anzupassen. Inzwischen wird jedoch angestrebt, den Graded Approach auch für KKW mit geringer Leistung oder geringerem Nuklidinventar, wie z. B. SMR, zu nutzen. Wichtig ist dabei zu verstehen, dass der Graded Approach zwar auf den Umfang der Nachweisführung angewendet werden sollte, nicht jedoch auf die Sicherheitsanforderung selbst, was zu einem Abschwächen der Anforderungen führen würde. Dies war auch im Rahmen von DS537 als Thema aufgekommen, da viele im ersten Entwurf gegebenen Empfehlungen den Eindruck erwecken, man könne durch Anwendung des Graded Approach bestimmte Anforderungen der SSR-2/1 umgehen. Nach entsprechender Kommentierung von deutscher Seite wurden die entsprechenden Textstellen mittlerweile von der IAEO abgeändert.

- Die kürzlich begonnene Revision des SSG-48, DS561, soll auch die Erweiterung des Sicherheitsleitfadens um Empfehlungen zur Bewertung der strukturellen Integrität im Langzeitbetrieb und zum **Alterungsmanagement bei Anlagenlaufzeiten über 60 Jahre hinaus** beinhalten. Obwohl relevante Schadenmechanismen oft zeitabhängig sind, wie die Neutronenversprödung oder bestimmte Korrosionsarten, gingen bisherige Überlegungen auf internationaler Ebene zum Alterungsmanagement für diese Phase des Langzeitbetriebs oft von wenigen notwendigen Anpassungen aus. Möglicherweise werden hier nun neue Betriebserfahrungen aus den USA einfließen, wo bereits zahlreiche Anlagen die Genehmigung für den Betrieb über 60 Jahre erhalten haben und in den letzten Jahren ein entsprechender Sicherheitsleitfaden (NUREG-2191) überarbeitet wurde. Diese Entwicklung auf internationaler Ebene ist für Deutschland vor allem hinsichtlich der grenznahen Anlagen von Interessen, für die bereits Laufzeitverlängerungen bis 80 Jahre angedacht sind.
- Bei Empfehlungen für die Berücksichtigung von Einwirkungen von außen in der Auslegung von oder der Standortbewertung für KKW wurden zuletzt insbesondere zwei Themen mit eingearbeitet. Zum einen die Berücksichtigung der **Auswirkungen des Klimawandels**, zum anderen die Berücksichtigung glaubwürdiger **Kombinationen von Einwirkungen**. Diese Aspekte waren auch bei der Überarbeitung des SSG-18 (DS541) von hoher Bedeutung.
- Mit dem neuen Safety Guide zur Entwicklung und Anwendung einer **PSA der Stufe 3** (DS560) zeigt sich ein verstärktes internationales Interesse an dieser Thematik. Die PSA der Stufe 3 behandelt, aufbauend auf den in der PSA der Stufe 2 ermittelten Eintrittswahrscheinlichkeiten für Freisetzungen und Quelltermen, Auswirkungen der Freisetzung auf Mensch und Umwelt, beispielsweise Expositionspfade. Ergebnis ist dabei oft, wie z. B. in den Niederlanden, die Eintrittswahrscheinlichkeit eines durch die Freisetzung verursachten Todesfalles außerhalb des Anlagengeländes, die sich direkt mit gesetzlichen Vorgaben abgleichen lässt. Die PSA der Stufe 3 wird derzeit jedoch nur in sehr wenigen Ländern praktiziert, daher wird bei der Erstellung des Safety Guides auf eine ausgewogene Berücksichtigung aller Aspekte und Ansichten zu achten sein.
- Die Ideen der IAEO hinsichtlich **Sicherheitsleitfäden für Kernfusionsreaktoren** konkretisierten sich im Vorhabenszeitraum. So wurde 2024 mit dem TECDOC-2076 ein Dokument zu Erfahrungen bei der Sicherheitsbewertung von Fusionsanlagen veröffentlicht. Ein Safety Series Report über die Anwendbarkeit der SF-1 der IAEO und verschiedener GSR auf Fusionsanlagen wird derzeit erstellt und es wurde

beschlossen, dass ein Safety Guide zum Thema entwickelt werden soll. Erschwert wird die Erarbeitung von Empfehlungen vor allem durch die aus den unterschiedlichen Fusionsansätzen resultierenden, sich stark unterscheidenden Anlageneigenschaften (u. a. für Einschlussverfahren, Fusionsbrennstoffe, Fusionsbrennstoffzyklen, Energieumwandlungszyklen, Anlagengröße) sowie durch verschiedene regulatorische Ansätze (Genehmigung unter einem Kernenergiegesetz, wie KKW, oder unter einem Strahlenschutzgesetz, wie Teilchenbeschleuniger).

Unter anderem aufgrund der genannten Diskussionspunkte in Bezug auf die Anwendbarkeit der Safety Standards auf SMR- und Gen IV-Reaktorkonzepte sowie der neuen Aspekte, zu denen Sicherheitsanforderungen und Empfehlungen erarbeitet werden sollen, wurde beschlossen, die übergeordneten Sicherheitsanforderungen für die Standortbewertung kerntechnischer Anlagen (SSR-1), für die Auslegung von KKW (SSR-2/1 (Rev. 1)) und für die Inbetriebnahme und den Betrieb von KKW (SSR-2/2 (Rev. 1)) zu überarbeiten. Vor allem die Revision der SSR-2/1 (Rev. 1) kann zu weitreichenden Änderungen für das gesamte IAEO-Regelwerk führen. Hier gilt es aus deutscher Sicht insbesondere, einem nicht notwendigen „Abschwächen“ der Sicherheitsanforderungen, die nach dem Reaktorunfall in Fukushima Daiichi eingeführt oder verstärkt wurden, entgegenzuwirken.

Diese Erkenntnisse zu Schwerpunktthemen internationaler Diskussionen über die Weiterentwicklung der Sicherheitsanforderungen an kerntechnische Anlagen werden zukünftig für die fachliche Unterstützung des BMUKN bei der Wahrnehmung seiner nationalen und internationalen Aufgaben zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit im Zusammenhang mit ausländischen Kernkraftwerken genutzt.

3 AP 2: Verfolgung des Standes von Wissenschaft und Technik

3.1 Zielsetzung

Das CSNI der OECD/NEA befasst sich mit den wissenschaftlich-technischen Entwicklungen zur Reaktorsicherheit. Es dient als Forum für den Austausch von technischen Informationen und beschäftigt sich in erster Linie mit den Sicherheitsaspekten bestehender und neuer Leistungsreaktoren. Um diesen Aufgaben nachkommen zu können, gibt es Arbeitsgruppen zu verschiedenen sicherheitstechnischen Fragestellungen. Durch die Mitarbeit in ausgewählten Arbeitsgruppen sollten die Sachverständigen der GRS in die Lage versetzt werden, in verschiedenen Gremien den Stand von Wissenschaft und Technik gemessen an führenden Industrienationen zu ermitteln. Da in Deutschland der Stand von Wissenschaft und Technik für das Handeln des BMUKN maßgeblich ist, sollten die Arbeiten des CSNI verfolgt werden, damit die GRS weiterhin kompetent und aussagefähig zu aktuellen sicherheitstechnischen Entwicklungen und Fragestellungen bleibt. Durch die Vertrautheit mit dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik sollte die GRS das BMUKN auch national auf dem höchsten fachlichen Niveau unterstützen können.

3.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

3.2.1 Working Group on External Events (WGEV)

Die Working Group on External Events (WGEV) wurde mit dem Ziel der Verbesserung des Verständnisses und des Umgangs mit Einwirkungen von außen (EVA) gegründet. Einer der Schwerpunkte der Arbeiten der WGEV ist die Ermittlung der Vorgehensweisen in den Mitgliedsländern in Bezug auf die unterschiedlichen EVA. Begonnen hatten diese Arbeiten im Nachgang zu den Reaktorunfällen am japanischen Kernkraftwerkstandort Fukushima-Daiichi mit den Einwirkungen Sturmflut und Tsunami sowie Flusshochwassern. In den folgenden Jahren wurden die Arbeiten 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.

Im Berichtszeitraum bildeten vor allem Einwirkungskombinationen, die Auswirkungen des Klimawandels auf EVA, lokaler Starkregen, Unsicherheiten bei der Standortgefährdungsanalyse und die Eigenschaften zukünftiger SMR-Standorte die inhaltlichen Schwerpunkte. Die Unsicherheiten bei der Standortgefährdungsanalyse wurden dabei in einer von der GRS geleiteten Arbeitsgruppe behandelt. Im Rahmen des Arbeitspakets wurde an folgenden Sitzungen der WGEV teilgenommen:

- Die 17. Sitzung fand vom 14. bis 15.09.2023 in Paris statt.
- Die 18. Sitzung fand vom 28.02. bis 01.03.2024 in Paris statt.
- Die 19. Sitzung fand vom 16. bis 17.09.2024 in Toronto (CAN) statt.
- Die 20. Sitzung fand vom 02. bis 04.04.2025 in Paris statt

Die durch die Teilnahme an den Sitzungen der WGEV erlangten Erkenntnisse beziehen sich vor allem auf die nachfolgend aufgeführten Aktivitäten:

- Im Rahmen der Aktivität „**Identification of Specific External Hazards and Related Siting and Transportation Issues for SMR**“ sollen die für SMR aufgrund der geplanten Einsatzzwecke bzw. Randbedingungen (z. B. transportable Mikroreaktoren) zu berücksichtigenden EVA ermittelt und die spezifischen Herausforderungen beim Schutz von SMR gegen Einwirkungen von außen untersucht werden. Letzteres soll anhand einiger Fallstudien erfolgen. Hierfür wurden die folgenden Szenarien als potentiell relevant identifiziert: SMR in unmittelbarer Nähe zu einer Industrieanlage (z. B. zur Bereitstellung für Prozesswärme), SMR als Ersatz für ein Kohlekraftwerk (brownfield site), SMR an abgelegenen Standort mit extremen meteorologischen Bedingungen (z. B. zur Energieversorgung abgelegener Ortschaften oder von Erzbergwerken), schwimmende SMRs (zur Energieversorgung von Küstenregionen), SMR in einem dicht besiedelten Gebiet (z. B. zur Fernwärmeversorgung) und transportable Mikroreaktoren (unter Berücksichtigung der Transportphase eines mit Brennstoff beladenen Mikroreaktors). In einem ersten Schritt wird nun der Fall eines SMR nahe einer Industrieanlage untersucht, da hier das größte Gefährdungspotential gesehen wird und am ehesten Daten verfügbar sind. Weitere Szenarien werden ggf. später behandelt.

- Während Überflutungen aufgrund von Flusshochwasser oder Sturmfluten eine gut untersuchte Gefährdungsquelle darstellen, sind lokale Starkregenereignisse erst später in den Fokus des internationalen Interesses gerückt. Mittels eines Surveys und eines Workshops wurden im Rahmen der Aktivität „**Characterisation of Local Intense Precipitation**“ die regulatorischen Vorgaben und methodischen Ansätze in den Mitgliedsländern erhoben. Eine typische Vorgehensweise bei der Gefährdungsermittlung stellt die Auswertung der Datenreihen einer für den betrachteten Standort repräsentativen meteorologischen Messstation dar. Hierbei stellt sich jedoch das Problem, dass diese Datenreihen meist sehr beschränkt sind, was bei der Extrapolation zu erheblichen Unsicherheiten führt. Um hier Abhilfe zu schaffen, bestehen mehrere Möglichkeiten, die Datenlage zu verbessern; Beispiele sind die regionale Auswertung von Niederschlagsdaten oder die Konversion von Tagesniederschlagswerten in Niederschlagswerte der benötigten Dauer mittels geeigneter Korrelationsbeziehungen. Eine weitere Herausforderung stellt die Berücksichtigung der Nichtstationarität der Niederschlagsraten aufgrund des Klimawandels dar. Hierfür gibt es keine allgemein etablierte Vorgehensweise. Mögliche Ansätze sind die konservative Abdeckung der zu erwartenden Veränderungen, periodische Neuanalysen der Niederschlagsraten oder die Berücksichtigung regionaler Klimamodelle. Letzteres ist jedoch mit erheblichen Unsicherheiten verbunden.
- In den früher durchgeführten Aktivitäten der WGEV zu unterschiedlichen naturbedingten Einwirkungen hat sich immer wieder gezeigt, dass die entsprechenden Gefährdungsanalysen mit erheblichen Unsicherheiten behaftet sind. Daher wurde die von der GRS geleitete Aktivität „**Uncertainties in the Assessment of Natural Hazards**“ initiiert, um mögliche Quellen von Unsicherheiten und Methoden zum Umgang mit diesen Unsicherheiten zu identifizieren. Die für diese beiden Teilbereiche ursprünglich vorgesehenen separaten Aktivitäten wurden später zu einer gemeinsamen integralen Aktivität zusammengeführt. Bei den Quellen von Unsicherheiten ist zwischen Unsicherheiten, die aus der verfügbaren Datenbasis resultieren, und Unsicherheiten, die mit den Methoden zur Auswertung der Daten verbunden sind, zu unterscheiden. Eine Sonderstellung nehmen hierbei die mit Klimaprojektionen verbundenen Unsicherheiten ein. Im Rahmen des Berichts zu dieser Aktivität, werden sowohl generische Unsicherheitsquellen, die für mehrere naturbedingte Einwirkungen eine Rolle spielen, als auch einwirkungsspezifische Unsicherheiten diskutiert. Soweit etablierte Vorgehensweisen zur Berücksichtigung (oder idealerweise Minimierung) der jeweiligen Unsicherheiten existieren, werden diese ebenfalls dargestellt.

- Die Aktivität „**Combinations of External Hazards**“ wurde von der WGEV in Zusammenarbeit mit der WGRISK durchgeführt. Sie war den unterschiedlichen Arten von Kombinationen von Einwirkungen (Einwirkungen infolge einer anderen Einwirkung, Einwirkungen aufgrund eines gemeinsamen zugrunde liegenden Phänomens und zufällig gleichzeitig auftretende Einwirkungen) gewidmet. Im Rahmen eines Fragebogens wurden die regulatorischen Vorgaben und praktischen Vorgehensweisen zu ihrer Berücksichtigung erhoben und anschließend in einem Workshop vertiefend diskutiert. Hierbei zeigte sich u. a., dass die wissenschaftlichen Methoden zur Behandlung von Einwirkungskombinationen in den letzten Jahren zwar erhebliche Fortschritte gemacht haben, aber nicht alle Methoden für den Einsatz in der regulatorischen Praxis geeignet erscheinen. Zum Beispiel können Lasten aufgrund zweier verschiedener Einwirkungen mathematisch sehr gut durch eine Gefährdungsfläche (zweidimensionale Darstellung der Stärke-Häufigkeitsbeziehungen (Gefährdungskurven) der betrachteten Einwirkungen) dargestellt werden, wie sich hieraus jedoch regulatorische Anforderungen bzw. praktische Vorgehensweisen bei der Auslegung von Anlagen ableiten lassen, ist noch zu klären.

3.2.2 Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures (WGIAGE)

Die Arbeiten der Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures (WGIAGE) umfasst alle Aspekte im Zusammenhang mit der Gewährleistung der Integrität von Komponenten, Systemen und Strukturen von kerntechnischen Anlagen, insbesondere im Zusammenhang mit der Alterung der Anlagen. Da diese Aspekte sehr umfangreich sind, wurden neben der Main Group, die überwiegend koordinierend tätig ist, drei Subgroups gegründet, die sich mit den drei herausragenden Themengebieten Integrität metallischer Komponenten und Strukturen (Metal Subgroup), Alterung von Betonstrukturen (Concrete Subgroup) und Verhalten von Komponenten und Strukturen bei seismischen Einwirkungen (Seismic Engineering Subgroup) befassen.

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). Weiter wurden in den Sitzungen durch die Mitgliedsstaaten der 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 vorgestellt. Der deutsche Beitrag umfasste u. a. eine Übersicht zu den Anlagen im Rückbauprozess und die verschiedenen Schwerpunkte des Forschungsprogramms. Dabei stellte sich heraus, dass die Gelegenheiten zum Harvesting, d. h. der Untersuchung real gealterter Komponenten abgeschalteter Anlagen, beim gegenwärtigen Rückbau von Interesse für die Community wären.

Als wichtigen Beitrag zur Arbeit in den Arbeitsgruppen wurde im Rahmen des Vorhabens am In-Vessel-Melt-Retention Status Report Progress Meeting am 27. teilgenommen, das der Erarbeitung des im Jahr 2019 von der WGIAGE gemeinsam mit der WGAMA initiierten „Status Report on the RPV Integrity Assessment for in-vessel retention“ diene. Ziel dieser WGIAGE-Aktivität war es, den Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Integritätsbewertung von Reaktordruckbehältern (RDB) bei der Anwendung des Konzepts der Schmelzerückhaltung durch Außenkühlung in einem Kernschmelzszenario festzuhalten. Auf der Sitzung brachte die GRS Vorschläge zur Integration von Ergebnissen aus dem IAEA Coordinated Research Project (CRP) Benchmark ein. Insbesondere wurde angeregt, die verschiedenen Möglichkeiten zur Simulation der Wandabschmelzung darzustellen. Dazu gehört neben der Entfernung „geschmolzener“ Elemente aus der Steifigkeitsmatrix auch die Möglichkeit, Werkstoffparameter so zu wählen, dass der geschmolzene Bereich zwar noch in der Simulation verbleibt, jedoch keinen Einfluss mehr auf die Tragfähigkeit ausübt.

3.2.2.1 Metal Subgroup

Die Arbeiten der Metal Subgroup der WGIAGE umfassen die Aspekte der Integrität metallischer Komponenten und Strukturen kerntechnischer Anlagen. Dies beinhaltet Themen wie Bewertungsmethoden für das Leck-vor-Bruch-Verhalten bei Rohrleitungskomponenten, Leckraten-Benchmarkings, Vergleiche probabilistischer Bruchmechanik-Programme, Schmelzerückhaltung im RDB, Einsatz von maschinellem Lernen/künstlicher Intelligenz bei Material- und zerstörungsfreier Prüfung, zu Einflüssen der Prozessparameter auf die Qualität von Komponenten aus additiver Fertigung, Befunde in der Nähe von Schweißnähten in den austenitischen Rohrleitungen der Sicherheitseinspeisesysteme französischer Anlagen, Vergleichsberechnungen zu Ereignissen aus der Betriebserfahrung zum Thema Spannungsrisskorrosion, Wissenslücken bezüglich des Langzeitbetriebs über 60 Jahre sowie Bedeutung des Effekts der Warmvorbelastung (WPS) bei der RDB-Integritätsbewertung.

Im Rahmen des Arbeitspakets wurde an folgenden Sitzungen der Metal Subgroup teilgenommen:

- Die 27. Sitzung fand vom 25. bis 26.09.2023 als Videokonferenz statt.
- Die 28. Sitzung fand vom 19. bis 21.03.2024 in Paris statt.
- Die 29. Sitzung fand vom 01. bis 02.10.2024 als Videokonferenz statt.
- Die 30. Sitzung fand vom 11. bis 13.03.2025 in Paris statt.

Die durch die Teilnahme an den Sitzungen der Metal Subgroup der WGIAGE erlangten Erkenntnisse beziehen sich vor allem auf die nachfolgend aufgeführten Aktivitäten:

- Im Rahmen der Aktivität „**Status Report on Long Term Operation (LTO) Beyond 60 Years**“, koordiniert durch die niederländische NRG, wurde ein umfassender Überblick über den aktuellen Wissensstand und bestehende Forschungslücken hinsichtlich eines sicheren Weiterbetriebs von Kernkraftwerken über 60 Jahre hinaus erarbeitet. Besondere Relevanz hatten Forschungsvorhaben wie STRUMAT-LTO, NOMAD, TeaM Cables oder ZIRP, welche als Fundament für den Statusbericht dienten. Ziel war eine tiefgehende Auseinandersetzung mit den technischen, sicherheitstechnischen und regulatorischen Herausforderungen, die im Zuge der Langzeitbetriebsstrategien identifiziert wurden. Im Mittelpunkt standen die alterungsbedingten Degradationsmechanismen sicherheitsrelevanter Systeme, Strukturen und Komponenten, insbesondere solcher, die als nur schwer zu ersetzen gelten. Dies betrifft u. a. RDB, Dampferzeuger, sicherheitsklassifizierte Rohrleitungen, Sicherheitsbehälter, elektrische Kabelsysteme sowie analoge Leittechnik. Die Erkenntnisse der durchgeführten Umfrage belegen, dass insbesondere bei der Quantifizierung von Alterungseffekten und der Genauigkeit zerstörungsfreier Prüfmethoden weiterhin erheblicher Forschungs- und Entwicklungsbedarf besteht. Darüber hinaus wurde deutlich, dass in vielen Fällen die ursprüngliche Entwurfsdokumentation nicht vollständig verfügbar ist oder nicht dem heutigen sicherheitstechnischen Kenntnisstand entspricht. Ebenso bestehen Lücken bei der Übertragung und Anwendung moderner Werkstoffmodelle, Lebensdauervorhersagen und erweiterten Überwachungsmethoden. Der Bericht zur Aktivität befindet sich noch in Bearbeitung.
- Die von der U.S. NRC und dem Ukrainischen IPP koordinierte Aktivität „**Benchmark Evaluation of Warm Prestress (WPS) Models in RPV Structural Integrity Codes**“ ermöglichte eine tiefgehende Analyse der Rolle thermomechanischer Effekte bei der

strukturellen Bewertung von RDB im Kontext betriebsbedingter Transienten. Im Zentrum stand das Phänomen des Warmvorbeanspruchungseffekts (WPS), welcher in bestimmten thermischen Belastungsszenarien – insbesondere bei einem Thermoschock – das Sprödbruch-Verhalten bestrahlter Werkstoffe positiv beeinflussen kann. Ziel der Aktivität war es, durch einen internationalen Benchmarkvergleich verschiedene WPS-Modelle zu evaluieren, ihre Auswirkungen auf die Sicherheitsmargen gegenüber Sprödbruch zu quantifizieren sowie die Modellunsicherheiten und deren Einflüsse auf regulatorisch relevante Bewertungen systematisch zu erfassen. Die Aktivität baute methodisch auf den Ergebnissen des EU-Horizon-2020-Projekts APAL („Advanced Pressurized Thermal Shock Analysis for LTO“) auf, insbesondere hinsichtlich der Auswahl relevanter Belastungsfälle und der Modellvalidierung. Durch Benchmarkrechnungen an vereinbarten Transienten – darunter hypothetische sowie experimentell fundierte Szenarien – wurden die Vorhersagen unterschiedlicher WPS-Modelle miteinander verglichen. Dabei wurden wesentliche Unterschiede in der Modellanwendung, Annahmen zur Materialzähigkeit sowie zur Rissinitialisierung festgestellt. Der Benchmark zeigt den Bedarf an weiterer Validierung unter realitätsnahen Bedingungen auf. Der Abschlussbericht wird Best-Practice-Empfehlungen zur Implementierung von WPS-Effekten enthalten.

- Die von der GRS geleitete Aktivität „**Stress corrosion cracking: Benchmark of crack growth and leak flow rates models and comparison with operating experience**“ besteht aus einer Benchmark-Studie zur Bewertung von Modellen zur Rissausbreitung bei Spannungsrisskorrosion. Ziel ist der systematische Abgleich von Modellvorhersagen mit real beobachteten Ereignissen aus dem Betrieb, um sowohl die Validität als auch die Unsicherheiten bestehender Bewertungsmethoden zu analysieren. Dafür untersuchte zunächst eine Gruppe ausgewählte Betriebsereignisse und erstellt valide, anonymisierte Fallbeschreibungen auf Grundlage dokumentierter Schadensverläufe. Die zweite Gruppe nutzt diese dann als Eingangsgrößen für rechnergestützte Integritätsanalysen, um Vorhersagen zur Rissentwicklung sowie zu Leckmengen zu treffen. Fokus liegt dabei auf durch Spannungsrisskorrosion verursachte Defekte und deren Wechselwirkung mit Schweißnaht-Eigenspannungen – ein kritisches Thema für sicherheitsrelevante Rohrleitungssysteme. Die methodische Einbindung realer Ereignisdaten soll gegenüber rein rechnerischen oder experimentellen Benchmarks einen entscheidenden Fortschritt darstellen. Ein zentrales Ergebnis der Benchmarkstudie wird ein Abschlussbericht sein, der Validierungsbeispiele, Unsicherheitsanalysen und Empfehlungen zur Modellanwendung dokumentiert. Darüber hinaus sollen geeignete Fallstudien bereitgestellt werden.

- Im März 2025 wurde am „**Pipe Integrity Workshop**“ teilgenommen, bei dem internationale Erfahrungen und Ergebnisse aus drei relevanten Benchmark-Projekten („Leak-Before-Break“, „Leak Rate Calculation“ sowie „Probabilistic Fracture Mechanics“) ausgetauscht wurden. Ziel war die systematische Auswertung der bisherigen Erkenntnisse sowie die Ableitung von Schlussfolgerungen für zukünftige Anwendungen, insbesondere im Bereich Sicherheitsanalysen von Rohrleitungssystemen in Generation-II- und -III-Reaktoren. Im Mittelpunkt der zweitägigen Veranstaltung stand die kritische Diskussion der Effektivität und Anwendbarkeit der Leck-vor-Bruch-Methode, welche als alternativer Nachweisansatz zur Reduzierung der Anforderungen an Bruchvermeidung bei hochenergetischen Rohrleitungen dient. Hierbei sind insbesondere Alterungsmechanismen wie Ermüdung und Spannungsrisskorrosion von zentraler Bedeutung, da sie die Rissinitiierung und -ausbreitung sowie die Leckrate maßgeblich beeinflussen. Das abschließende Ergebnis der Aktivität wird ein Workshopbericht sein, der Handlungsempfehlungen zusammenfasst und als Orientierung für den weiteren Umgang mit LBB-Analysen und probabilistischen Methoden in der Integritätsbewertung sicherheitskritischer Rohrleitungssysteme gelten soll.

3.2.2.2 Concrete Subgroup

Die Arbeiten der Concrete Subgroup der WGIAGE umfassen Aspekte der Integrität und der Alterung von baulichen Strukturen kerntechnischer Anlagen. Darunter fielen zuletzt die Untersuchung, Simulation und Bewertung von Themen wie dem Leckageverhalten eines Versuchskörpers für ein Spannbetoncontainment, der Ausbreitung induzierter Erschütterungen in stoßbeanspruchten Stahlbetonstrukturen, der Scherkapazität von Betonstrukturen, dem Alterungsmanagement von Linern von Stahlbetoncontainments und Brennelement-Nasslagerbecken. Neue Themen, die im Berichtszeitraum aufgegriffen wurden, umfassen beispielsweise Lastfälle und entsprechende Akzeptanzkriterien für auslegungsüberschreitende Zustände. Es besteht weiterhin ein Interesse an einem Versuchsprogramm für Scherwände sowie einer Benchmark-Aktivität zur thermischen Ausdehnung von Stahlbetonstrukturen infolge von schweren Störfällen. Im Rahmen des Arbeitspakets wurde an folgenden Sitzungen der Concrete Subgroup teilgenommen:

- Die 27. Sitzung fand vom 16. bis 17.10.2023 als Videokonferenz statt.
- Die 28. Sitzung fand vom 19. bis 20.03.2024 in Paris statt.

- Die 29. Sitzung fand am 26.09.2024 als Videokonferenz statt.
- Die 30. Sitzung fand vom 11. bis 12.03.2025 in Paris statt.

Die durch die Teilnahme an den Sitzungen der Concrete Subgroup der WGIAGE erlangten Erkenntnisse beziehen sich vor allem auf die nachfolgend aufgeführten Aktivitäten:

- Die Aktivität „**Shear capacity of typical concrete elements which are critical in nuclear facilities**“ befasste sich mit der Schubtragfähigkeit typischer Stahlbetonbauteile, die in sicherheitsrelevanten Bereichen kerntechnischer Anlagen eingesetzt werden. Ziel war es, ein verbessertes Verständnis für die Bemessungs- und Sicherheitsmargen solcher Bauteile zu erlangen, insbesondere unter kombinierten Normalkraft- und Schubeinwirkungen, wie sie etwa infolge von Erdbeben auftreten können. Im Mittelpunkt stehen unter anderem Schubwände, Deckenplatten und Träger, die typischerweise bei seismischen oder impulsartigen Lasten kritische Beanspruchungen erfahren. Auch Einwirkungen aus auslegungsüberschreitenden Lastfällen wurden betrachtet. Die Arbeitsgruppe sammelt derzeit praxisnahe Fallbeispiele aus verschiedenen Mitgliedsstaaten und wertet vorhandene Versuche – insbesondere aus den früheren CSNI-Projekten CASH und ASCET – systematisch aus. Ziel ist es, Wissenslücken zu identifizieren, die Konservativität bestehender Bemessungsverfahren zu bewerten und künftige Forschungsbedarfe abzuleiten. Zudem werden Alterungseffekte, wie etwa lokale Rissbildung, in Hinblick auf ihre Auswirkungen auf die Schubtragfähigkeit untersucht. Die Ergebnisse dieser Aktivität werden in einem CSNI-Bericht dokumentiert, der eine systematische Übersicht zu Bemessungsansätzen, Versuchsergebnissen, Duktilitätsverhalten sowie zu Unterschieden zwischen nationalen Regelwerken liefern soll. Die Aktivität ist mit der Seismic Subgroup abgestimmt, insbesondere in Bezug auf die Bewertung der Schubtragfähigkeit unter seismischen Extremereignissen.
- Im Rahmen der Aktivität „**Design Extension Loading Cases and Corresponding Acceptance Criteria**“ wird der aktuelle Stand zur Berücksichtigung auslegungsüberschreitender Lastfälle (Design Extension Loading Cases, DELC) sowie der zugehörigen strukturellen Akzeptanzkriterien in den Mitgliedsstaaten systematisch untersucht. Die Bewertung von Sicherheitsreserven unter außergewöhnlichen Lasten ist ein zentrales Anliegen sowohl beim Weiterbetrieb bestehender Anlagen als auch im Entwurf neuer kerntechnischer Anlagen. Das zentrale Ziel ist die Einhaltung der Schutzziele – auch unter Lastbedingungen jenseits der ursprünglichen Auslegung. Dafür wird bereits in der Aulegung die systematische Bewertung

sogenannter „Cliff-Edge-Effekte“ sowie die Anpassung des Designs bei unzureichender Auslegung gefordert. Im Rahmen der Aktivität werden:

- der Stand der Design Extension Lastfälle und Akzeptanzkriterien in den Mitgliedsstaaten analysiert,
- die Korrelation von Akzeptanzkriterien mit der strukturellen Leistungsfähigkeit (z. B. Erhaltung der Integrität und Dichtheit des Containments) vorgenommen und
- Empfehlungen zur Definition und Anwendung akzeptabler Grenzwerte abgeleitet.

Diese Arbeit soll ein gemeinsames Verständnis über strukturmechanische Akzeptanzkriterien für auslegungsüberschreitende Belastungen fördern.

- Die Aktivität **„Ageing Management of Typical Steel Liners for Containments and Spent Fuel Water Pools“** befasst sich mit der Alterungsbewertung von Stahl-Auskleidungen in Sicherheitsbehältern und Abklingbecken. Diese Stahlkomponenten dienen als primäre Barriere zur Vermeidung radioaktiver Freisetzungen und erfüllen damit eine sicherheitstechnisch zentrale Funktion. Ziel ist es, einen Überblick über die Entwurfs-, Inspektions- und Instandhaltungspraktiken in den Mitgliedsstaaten zu erlangen, Wissenslücken im Alterungsmanagement zu identifizieren und Handlungsempfehlungen zu erarbeiten. Untersucht werden der gesamte Lebenszyklus – von der Auslegung über Konstruktion und Prüfung bis zur wiederkehrenden Überwachung – sowie auftretende Abweichungen von ursprünglichen technischen Spezifikationen. Dabei werden internationale Normen und Regelwerke (z. B. ASME, KTA, RCC-CW, EN) hinsichtlich ihrer Anforderungen an Auslegung und Alterungsmanagement verglichen. Die Ergebnisse fließen in einen CSNI-Bericht ein, der technische Grundlagen, praktische Beispiele, identifizierte Nichtkonformitäten sowie Empfehlungen für Design- und Prüfkonzepte enthält. Die Zusammenarbeit mit der Metal Subgroup erfolgt insbesondere bei metallischen Detailfragen. Auf der Sitzung im März 2025 wurde unerwartet gefolgert, dass Liner der BE-Lagerbecken von großer sicherheitstechnischer Bedeutung seien, d. h. bedeutsamer als Containment-Liner. Aus den deutschen Antworten auf den Questionnaire ist dies nicht völlig nachvollziehbar.

3.2.2.3 Seismic Engineering Subgroup

Die Arbeiten der Seismic Engineering Subgroup der WGIAGE umfassen das gesamte Spektrum des Schutzes von KKW gegen Erdbebeneinwirkungen, von der Ermittlung der

Standortgefährdung bis hin zu den technischen Auswirkungen auf Bauwerke und Komponenten.

Im Berichtszeitraum bildeten vor allem kerntechnische Anlagen, die von einem Erdbeben betroffen waren, der SMATCH Benchmark zur Erfassung des Verhaltens eines KKW auf einer seismischen Isolierung, das External Event Notification System (EENS) und mehrere weitere spezifische Aktivitäten die inhaltlichen Schwerpunkte. Im Rahmen des Arbeitspakets wurde an folgenden Sitzungen der Seismic Engineering Subgroup teilgenommen:

- Die 27. Sitzung fand vom 04. bis 05.10.2023 als Videokonferenz statt.
- Die 28. Sitzung fand vom 18. bis 19.03.2024 in Paris statt.
- Die 29. Sitzung fand vom 24. bis 25.09.2024 als Videokonferenz statt.
- Die 30. Sitzung fand vom 10. bis 11.03.2025 in Paris statt.

Die durch die Teilnahme an den Sitzungen der Seismic Engineering Subgroup der WGIAGE erlangten Erkenntnisse beziehen sich vor allem auf die nachfolgend aufgeführten Aktivitäten:

- Bei Aktivität „**SMATCH Benchmark**“ handelt es sich um einen Benchmark zur rechnerischen Erfassung des Verhaltens eines Kernkraftwerks auf einer seismischen Isolierung bei Anregung durch ein Erdbeben. Als Grundlage dienen die Messdaten der französischen Anlage Cruas, die im Jahr 2019 vom Le Teil-Erdbeben betroffen war. Der Benchmark ist von besonderem Interesse, weil für viele zukünftige Small Modular Reactors (SMRs) seismische Isolierungen in der Diskussion sind, bisher jedoch kaum Erfahrungen mit solchen Isolationssystemen vorliegen. Neben der Reaktion eines auf einer seismischen Isolierung befindlichen Kernkraftwerks wurden in diesem Benchmark auch die Vorhersagemöglichkeiten für die Bodenbewegung aufgrund eines sehr flach gelegenen Erdbebenherds untersucht. Hierbei zeigte sich, dass die reale Bodenbewegung von den Modellen im Wesentlichen gut reproduziert werden konnte. Einige Besonderheiten aufgrund des flach gelegenen Erdbebenherds wurden jedoch von einzelnen Modellen nur näherungsweise erfasst. Die inzwischen durchgeführte Auswertung der Blindrechnungen für das Anlagenverhalten deutet darauf hin, dass sowohl stochastische als auch Physik-basierte Verfahren die Beobachtungsdaten insbesondere im niederfrequenten Bereich nicht gut wiedergeben. Aber auch Hybride Verfahren scheinen nur eine unwesentlich bessere

Übereinstimmung zu erreichen. Weiter Auswertungen sind noch durchzuführen. Die vollständigen Ergebnisse sollen auf einem Workshop im Frühjahr 2026 präsentiert werden.

- Ursprünglich hatten die Seismic Engineering Sub-Group und die Concrete Sub-Group separat ähnlich ausgerichtete Aktivitäten zum Themenfeld auslegungsüberschreitende Einwirkungen/Ereignisse initiiert. Da sich im Laufe der Bearbeitung der Aktivitäten herausstellte, dass es einige Überschneidungen gab, wurde später beschlossen, die Aktivitäten unter dem Titel „**Engineering practices for Beyond Design Basis/Design Extension Earthquakes**“ zusammenzuführen und einen gemeinsamen Bericht zu erstellen. Insbesondere im Hinblick auf Erdbebeneinwirkungen wird ein Konsens dahingehend gesehen, dass neben der Auslegung gegen Bemessungsereignisse auch auslegungsüberschreitende Erdbebeneinwirkungen betrachtet werden sollten. Hierfür sollten Best-Estimate-Methoden zur Anwendung kommen. Da der internationale Sprachgebrauch in Bezug auf auslegungsüberschreitende Erdbeben derzeit sehr uneinheitlich ist, sollte diesbezüglich eine Harmonisierung angestrebt werden. Der Bericht befindet sich derzeit in der Endredaktion.
- Die Praxis hat gezeigt, dass künstliche Zeitverläufe, die auf Basis von Antwortspektren erzeugt wurden, den Energieinhalt von Erdbeben schlecht wiedergeben und daher zu großen Unsicherheiten in der Berechnungskette von Erdbebennachweisen führen. Dies wird von einigen Fachleuten als Argument dafür gesehen, das Konzept der Antwortspektren generell aufzugeben und stattdessen die Power Spectral Density (PSD) zu verwenden – oder zumindest bei der Erzeugung künstlicher Erdbebenzeitverläufe einen Abgleich mit der PSD durchzuführen. Um die derzeitige Praxis in den Mitgliedsländern zu ermitteln und fachliche Meinungen zu diesem Thema auszutauschen, soll der „**Workshop on Seismic Input Motion Development (SIMD) for Analysis and Design of Nuclear installations**“ zu diesem Thema veranstaltet werden. Für diesen Workshop wurde im Berichtszeitraum ein CAPS erarbeitet und mit der Organisation des Workshops begonnen. Hauptthemen des Workshops werden Power Spectral Density (PSD) Checks und die Kombination derselben mit Response Spectrum (RS) Matching sein. Der Workshop soll vom 11. bis 13. Mai 2026 im Headquarter der U.S. NRC stattfinden.
- Ein wesentlicher Bestandteil der halbjährlichen Meetings der Seismic Engineering Sub-Group sind die „**Nuclear Facilities that have Experienced an Earthquake**“ Berichte aus den Mitgliedsländern zu dort aufgetretenen Erdbeben mit Auswirkungen auf kerntechnische Anlagen. Die meisten dieser Berichte kommen aus Japan. Das

bedeutendste Ereignis im Berichtszeitraum war das Noto-Erdbeben am 1. Januar 2024. Das Erdbeben hatte eine Magnitude von 7,6 und der Erdbebenherd lag in einer Tiefe von 15 km. Durch das Erdbeben wurde der Boden im Bereich der Noto-Halbinsel um bis zu 3 m nach Westen versetzt und um bis zu 4 m angehoben. Der durch das Erdbeben ausgelöste Tsunami erreichte eine maximale Höhe von 5,8 m. Am Kernkraftwerkstandort Shika (beide Blöcke waren zur Zeit des Erdbebens abgeschaltet) wurde auf der Fundamentplatte des Blocks 1 eine maximale horizontale Beschleunigung von knapp 4 m/s^2 gemessen. Im Frequenzbereich von ca. 2 Hz wurde das Bemessungsspektrum der Anlage erreicht bzw. knapp überschritten. Durch das Erdbeben kam es dennoch zu keinen Schäden an sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen. Es wurde jedoch eine (sicherheitstechnisch nicht wichtige) Tsunamischutzwand um einige Zentimeter (über die gesamte Höhe der Wand von mehreren Metern) schräggestellt. Und in den Brennelementlagerbecken der Blöcke 1 und 2 kam es durch Schwappen des Wassers zu einem Wasseraustrag von 95 l (Block 1) bzw. 326 l (Block 2). Außerdem ereigneten sich an einigen Transformatoren im Außenbereich der Anlage Ölleckagen.

- Im Zusammenhang mit der Auswertung aufgetretener Erdbebenereignisse an Kernkraftwerkstandorten wurde auch in Zusammenarbeit mit der IAEO an der Etablierung des seismische Einwirkungen betreffenden Teils des **External Event Notification System (EENS)** mitgewirkt. Dieses besteht neben einem automatisierten Informationssystem zu aufgetretenen Naturereignissen (Erdbeben, tropische Stürme, Vegetationsbrände und Vulkanausbrüche) mit potenziell sicherheitstechnischen Auswirkungen auf Kernkraftwerke aus einem Satz von Fragebögen, mit deren Hilfe nach einem Ereignis weitere Informationen über dessen Auswirkungen erhoben werden. Die Entwürfe der Fragebögen wurden von der Seismic Engineering Sub-Group einem Review unterzogen und nach kleineren Änderungen für geeignet befunden. Außerdem wurde beschlossen, dass die Mitglieder der Arbeitsgruppe der IAEA im Falle eines Erdbebenereignisses im jeweiligen Land als Ansprechpartner zur Verfügung stehen.

3.2.3 Working Group on Risk Assessment (WGRISK)

Die Working Group on Risk Assessment (WGRISK) unterstützt den verbesserten Einsatz der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) und befasst sich hauptsächlich mit PSA-Methoden, -Werkzeugen und -Daten. Das Hauptziel der WGRISK besteht darin, das Verständnis der PSA voranzutreiben und ihre Nutzung zur Verbesserung der

Sicherheit kerntechnischer Anlagen, sowohl im Betrieb als auch der Auslegung, zu intensivieren. Im Rahmen des Arbeitspakets wurde an folgenden Sitzungen der WGRISK teilgenommen:

- Die 25. Sitzung fand vom 26.02. bis zum 01.03.2024 in Paris statt.
- Die 26. Sitzung fand vom 26.03. bis zum 28.03.2025 in Paris statt.

Die durch die Teilnahme an den Sitzungen der WGRISK erlangten Erkenntnisse beziehen sich vor allem auf die nachfolgend aufgeführten Aktivitäten:

- In Zusammenarbeit mit den OECD/NEA-Datenbankprojekten ICDE, FIRE und CODAP soll ein gemeinsamer „**Workshop on Applicability and Applications of Operating Experience from the OECD/NEA Database Projects to Probabilistic Risk Assessment (PSA)**“ abgehalten werden. Ziel ist dabei die Identifikation und Beschreibung des weiteren Bedarfs in Bezug auf Daten aus der Betriebserfahrung für PSA, die Darstellung des Nutzens der Datenbankprojektprodukte für die PSA – nicht nur für KKW, sondern auch für Standorte mit verschiedenen, ggf. mehreren Radionuklidquellen. Dementsprechend ist ein wesentlicher Aspekt dieser Aktivität, die Zusammenarbeit zwischen WGRISK und den OECD/NEA-Datenbankprojekten fortzusetzen und so zu erweitern, dass ein Austausch von Daten aus der Betriebserfahrung, ebenso wie die sicherheitstechnischen Analysen und die Risikobewertungen kerntechnischer Anlagen weiter verbessert werden. Die GRS leitet diese Aktivität und wird dazu den Workshop im Frühjahr 2026 am GRS-Standort Garching durchführen. Aktuell wird von der Task Group von Experten aus der WGRISK und den drei Datenbankprojekten ein entsprechender Fragebogen zur Vorbereitung des Workshops erstellt.
- Passive Systeme sind mittlerweile bei neu zu errichtenden Kernreaktoren weit verbreitet. Bei den derzeitigen Konstruktionen hat sich gezeigt, dass sie die erforderlichen Sicherheitsfunktionen erfüllen können. In vielen neueren und fortschrittlichen Reaktorkonzepten spielen passive Systeme eine wichtige Rolle im Sicherheitskonzept der Anlagen. Derzeit fehlt jedoch ein Konsens zu den Modellierungs- und Analyseansätzen, Akzeptanzkriterien und eine adäquate Anerkennung der Leistung dieser Systeme. Deshalb wurde ein CAPS für die gemeinsam von WGAMA und WGRISK organisierte Aktivität „**Passive Systems Performance and Reliability**“ vom CSNI gebilligt. Das übergeordnete Ziel der Aktivität besteht daher darin, einen Überblick zum Stand des Wissens über die Leistung und Zuverlässigkeit passiver

Systeme sowie die neuesten Modelle und Methoden zur Behandlung dieser Systeme bei deterministischen und probabilistischen Analysen zu geben. Zu diesem Zweck ist ein gemeinsamer Workshop von Experten seitens WGAMA und WGRISK zur Thematik Leistung und Zuverlässigkeit passiver Systeme bei der OECD/NEA in Paris vorgesehen, der ein Forum für einen interdisziplinären Informationsaustausch zwischen Experimentatoren, Entwicklern und Anwendern (deterministischer) thermohydraulischer Codes und Fachleuten für probabilistische Sicherheits-/Risikobewertungen bietet. Eine Teilnahme der GRS am für das Frühjahr 2027 geplanten Workshop, bei dem auch GRS-eigene Ergebnisse in Bezug auf passive Systeme vorgestellt werden sollen, ist vorgesehen.

- Bei der Durchführung von PSA für Reaktoren singulärer Bauart gibt es erhebliche Herausforderungen. Dabei ist der Begriff „Reaktoren singulärer Bauart“ weit gefasst und kann Forschungs-, Demonstrations-, Prototyp- und Pilotreaktoren (first-of-a-kind, FOAK) beinhalten. Der im Vorhabenszeitraum veröffentlichte Bericht zur Aktivität **„PSA for Reactors with a Singular Design“** enthält die Erkenntnisse des zusammen mit der IAEO beim ONR abgehaltenen Symposiums zu dieser Thematik. Die Zielsetzung bestand dabei u. a. darin, einen Überblick über PSA-Aktivitäten für solche Reaktoranlagen in den Mitgliedsländern mit Schwerpunkt auf den Unterschieden und Herausforderungen im Vergleich zur klassischen PSA für kommerziell betriebene KKW zu erhalten und relevante Betriebserfahrungen, die in direktem Zusammenhang mit dem einzigartigen Charakter solcher Reaktoranlagen stehen, zu ermitteln. Als Erkenntnisse des Symposiums sind vor allem die folgenden identifizierten Herausforderungen zu nennen: Die Definition von Risikomaßen kann komplexer sein und eine PSA der Stufe 3 erfordern. Die Identifikation und Quantifizierung auslösender Ereignisse können mehr Ressourcen erfordern. Die wohl größte Herausforderung stellt die Verfügbarkeit von Zuverlässigkeitskenngrößen für neuartige bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten dar, die in neuen Umgebungen eingesetzt werden. Auf dem Gebiet der passiven Systemzuverlässigkeit, einschließlich der Identifizierung und Bewertung von Fehlermodi, besteht noch erheblicher Forschungsbedarf. Menschliche Zuverlässigkeitsanalysen, die auf bestehenden Methoden beruhen, sind möglicherweise nicht vollständig auf Reaktoren singulärer Bauart anwendbar, insbesondere, wenn digitale oder ferngesteuerte Kontrollräume genutzt werden oder wenn lange Zeitfenster in Anspruch genommen werden.
- Weiter wurde die erste Phase der bereits in Kapitel 3.2.1 beschriebenen, in Zusammenarbeit mit der WGEV bearbeiteten Aktivität **„Combinations of External**

Hazards – Hazard and Impact Assessment and PSA for Nuclear Installations“

beendet. Als wesentliche Erkenntnisse der ersten Phase sind die folgenden zu nennen: In den meisten Ländern fehlen Leitfäden zur PSA bei kombinierten EVA; ein internationaler Bedarf wurde im Workshop bestätigt. In Ländern mit bestehender Modellierung entsprechender Szenarien besteht kein zusätzlicher Methodenbedarf. Häufig analysierte Szenarien sind Strom- und Speisewasserausfall durch Erdbeben, Überflutung, Wind, Schnee oder Eis. PSA-Tools sind grundsätzlich geeignet, weisen jedoch Unsicherheiten bei der Summierung kombinierter Risiken (z. B. doppelte Zählung) auf. Historische Daten und qualitative Einschätzungen sind essenziell, da statistische Grundlagen für seltene Kombinationen oft fehlen. Die Auswahl relevanter Kombinationen erfolgt uneinheitlich; internationale Koordination ist erforderlich. Fortschritte bei Methoden wie „fragility analyses“ sollen in praxisnahe Werkzeuge überführt werden. Es besteht Bedarf an detaillierten PSA-Leitlinien; ein IAEA-TECDOC ist in Arbeit.

- Es wurde zudem eine Reihe von Themenbereichen identifiziert, bei denen die WGRISK zukünftig die internationale PSA-Gemeinschaft unterstützen kann:
 - Organisation einer Folgeaktivität, um die Entwicklungen zu überprüfen und den Austausch von Wissen und Erfahrungen im Zusammenhang mit der Entwicklung und dem Einsatz von PSA für singuläre Reaktorkonzepte fortzusetzen,
 - Verfügbarkeit von Zuverlässigkeitsdaten und Ansätze zur Behebung oder zum Ausgleich der begrenzten Datenverfügbarkeit,
 - Methoden zur Modellierung passiver Systeme in PSA, einschließlich der Identifikation von Ausfallmodi und Best-Estimate-Zuverlässigkeitsdaten,
 - Ansätze zur Behebung von Defiziten bei der Codequalifizierung und -validierung im Rahmen der PSA-Weiterentwicklung,
 - Erfahrung in der Anwendung von HRA-Methoden auf neuartige Situationen,
 - Eignung der gegenwärtig verwendeten Risikomaße für einzigartige, neuartige oder innovative Reaktorkonzepte.

4 Zusammenfassung

Die im Arbeitspaket AP 1 durchgeführte Analyse und Auswertung der Entwicklung des IAEO-Regelwerks beinhaltete die Untersuchung der Document Preparation Profiles (DPP) und Entwürfe der Sicherheitsleitfäden der IAEO, die im Rahmen des standardisierten Entwicklungsprozesses im Zeitraum des Vorhabens veröffentlicht wurden. Zudem nahmen im Rahmen des Arbeitspaktes GRS-Mitarbeiter an Consultancy Meetings zu verschiedenen Sicherheitsstandards und TECDOCs teil. Durch die aktive Verfolgung der Entwicklungsprozesse wurden im Rahmen des Vorhabens neben spezifischen Erkenntnissen zu Aspekten der DPP und Entwürfe auch allgemeine Schwerpunktthemen bei der Entwicklung des kerntechnischen Regelwerks der IAEO identifiziert:

- Die IAEA stellte fest, dass viele bestehende Sicherheitsanforderungen nicht auf SMR- und Gen-IV-Konzepte anwendbar sind. Die Forderung nach technologieoffenen Standards betrifft besonders die Anforderungen an die Auslegung von KKW. Konzepte mit inhärenter Sicherheit, wie HTR und MSR, stellen das bisherige Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen infrage. Die Notwendigkeit anlagenexterner Notfallschutzmaßnahmen wird bei auslegungsbedingt begrenzten Freisetzungen ebenfalls diskutiert. Definitionen zu Containment, Brennstoffdegradation/Kernschmelze müssen an neue Konzepte angepasst werden. Der Safety Guide DS537 liefert erste methodische Ansätze, zeigt jedoch auch weiteren Bedarf an konkreten Empfehlungen.
- Es gibt viele Aspekte von SMR- und Gen-IV-Reaktorkonzepten, für die möglicherweise neue Sicherheitsanforderungen und Empfehlungen benötigt werden: Passive Sicherheitssysteme erfordern funktionssichere Nachweise unter realistischen Bedingungen. Neue Brennstoffe und Kühlmittel bedingen spezifische Tests und angepasste Modellierungen. Innovative Materialien benötigen Daten zu Langzeiteigenschaften wie Versprödung und Korrosion. Die zunehmende Automatisierung und Digitalisierung fordert Nachweise zur Funktionalität und Cybersicherheit auch unter Störfallbedingungen. Neue Betriebskonzepte wie entlegene Standorte, Multi-Unit-Anlagen oder Kraft-Wärme-Kopplung stellen zusätzliche Anforderungen an Organisation und Sicherheit. Transportierbare Reaktoren benötigen spezielle Vorgaben für Sicherheit, Genehmigung und Schnittstellen.
- Die Anwendung risikoinformierter Ansätze wird international diskutiert, ist aber umstritten.

- Der „Graded Approach“ darf nicht zur Absenkung grundlegender Anforderungen führen, was im Entwurf von DS537 teils falsch verstanden wurde.
- Die Überarbeitung der SSR-2/1 (Rev. 1) könnte weitreichende Auswirkungen haben.
- Die PSA Stufe 3 gewinnt international an Bedeutung.
- Alterungsmanagement über 60 Jahre wird im Rahmen von DS561 erstmals vertieft betrachtet.
- Die Folgen des Klimawandels und kombinierter Einwirkungen werden zunehmend in Standort- und Auslegungsanforderungen integriert (z. B. DS541).
- Erste Schritte zur sicherheitstechnischen Regulierung von Fusionsanlagen wurden mit TECDOC-2076 und einem geplanten Safety Guide eingeleitet.

Durch die Mitarbeit in der OECD/NEA im Rahmen des Arbeitspakets 2 des Vorhabens wurden Sachverständige der GRS in die Lage versetzt, in verschiedenen Gremien den Stand von Wissenschaft und Technik gemessen an führenden Industrienationen zu ermitteln und voranzutreiben sowie die Kompetenz auf diesen Themenfeldern auszuweiten. Im Berichtszeitraum wurden dabei in den Arbeitsgruppen WGEV, WGIAGE und deren Subgroups sowie der WGRISK zahlreiche Aktivitäten durchgeführt, die jeweils auf spezifische sicherheitstechnische Fragestellungen fokussiert waren:

- In der **WEGV** wurde in der Aktivität „Identification of Specific External Hazards and Related Siting and Transportation Issues for SMR“ untersucht, welche standort- und transportspezifischen Gefährdungen für SMRs bestehen, z. B. bei Industrienähe oder abgelegenen Standorten. Die Aktivität „Characterisation of Local Intense Precipitation“ analysierte methodische und regulatorische Ansätze zur Bewertung von Starkregenereignissen und zeigte erhebliche Unsicherheiten aufgrund begrenzter Datengrundlagen auf. In „Uncertainties in the Assessment of Natural Hazards“, geleitet von der GRS, wurden systematisch Daten- und Modellunsicherheiten in Gefährdungsanalysen identifiziert und diskutiert. Die Aktivität „Combinations of External Hazards“ befasste sich mit der Klassifikation und methodischen Behandlung kombinierter Einwirkungen, wobei auch regulatorische Herausforderungen hervorgehoben wurden.
- Die **WGIAGE** bearbeitete in ihrer Metal Subgroup die Aktivität „Status Report on LTO Beyond 60 Years“, in der technische und regulatorische Herausforderungen des Langzeitbetriebs identifiziert wurden. Die Benchmarkstudie „Benchmark Evaluation

of Warm Prestress Models“ untersuchte die Modellunsicherheiten beim Einfluss von WPS auf die RDB-Integrität. Mit „Stress Corrosion Cracking: Benchmark of Crack Growth and Leak Flow Rates Models“ wurde die Modellvalidierung durch reale Betriebserfahrungen zur Spannungsrissskorrosion vorangetrieben. Im „Pipe Integrity Workshop“ wurden Erkenntnisse aus drei internationalen Benchmarkprojekten zu Rohrintegrität systematisch ausgewertet.

In der Concrete Subgroup untersuchte „Shear Capacity of Typical Concrete Elements“ die Schubtragfähigkeit sicherheitsrelevanter Bauteile. Die Aktivität „Design Extension Loading Cases and Corresponding Acceptance Criteria“ behandelte strukturelle Kriterien für auslegungsüberschreitende Lastfälle. Mit „Ageing Management of Typical Steel Liners“ wurde das Alterungsverhalten von Containment- und Beckenlinern analysiert.

Die Seismic Subgroup führte u. a. den Benchmark „SMATCH“ zur seismischen Isolierung durch, bereitete den „Workshop on Seismic Input Motion Development (SIMD)“ vor und unterstützte die IAEA beim External Event Notification System (EENS).

- Die **WGRISK** organisierte die Aktivität „Workshop on Applicability and Applications of Operating Experience to PSA“, um Datenbanken in die PSA zu integrieren. Im Rahmen von „Passive Systems Performance and Reliability“ wurde die Bewertung passiver Systeme thematisiert. Die Aktivität „PSA for Reactors with a Singular Design“ analysierte Herausforderungen bei einzigartigen Reaktorkonzepten. Schließlich befasste sich „Combinations of External Hazards – Hazard and Impact Assessment and PSA“ mit der PSA-technischen Bewertung kombinierter Einwirkungen von außen.

Literaturverzeichnis

/IAEO 15/ Internationale Atomenergie-Organisation (IAEO): Strategies and Processes for the Establishment of IAEA Safety Standards (SPESS), Version 2.2, November 2015.

/IAEO 25/ Internationale Atomenergie-Organisation (IAEO): Long Term Structure of the IAEA Safety Standards and Current Status April 2025, Stand 10.04.2025.

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Analysierte DPP und Entwürfe der Safety Standards der IAEAO	4
----------	---	---

Abkürzungsverzeichnis

APAL	Advanced Pressurized Thermal Shock Analysis for LTO
ASME	American Society of Mechanical Engineers
BDBA	Beyond Design Basis Accident
CAPS	CSNI Activity Proposal Scheet
CM	Consultancy Meeting
CRP	Coordinated Research Project
CSNI	Committee on the Safety of Nuclear Installations
CSS	Commission on Safety Standards
DBA	Design Basis Accident
DEC	Design Extension Conditions
DELC	Design Extension Loading Cases
DPP	Document Preparation Profiles
EEER	External Event Effect Report
EENS	External Event Notification System
EESS	External Events Safety Section
EN	Europäische Norm
ENSI	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat
EPR	European Pressurized Reactor
EVA	Einwirkungen von außen
FOAK	First-of-a-kind
IAEO	Internationale Atomenergie-Organisation
ISO	Organisation for Standardization
KKW	Kernkraftwerk
KINS	Korea Institute of Nuclear Safety
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
LBB	Leak Before Break
LTO	Long Term Operation
NRC	US-Nuclear Regulatory Commission
NRG	Nuclear Research and Consultancy Group
NUSSC	Nuclear Safety Standards Committee
ONR	Office for Nuclear Regulation
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSD	Power Spectral Density
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung

RDB	Reaktordruckbehälter
RCC-CW	Rules for design and construction of PWR nuclear civil works
RPV	Reactor Pressure Vessel
RS	Response Spectrum
SIMD	Seismic Input Motion Development
SMR	Small Modular Reactor
SPESS	Strategies and Processes for the Establishment of IAEA Standards
WANO	World Association of Nuclear Operators
WGAMA	Working Group on Analysis and Management of Accidents
WGCS	Working Group on Codes and Standards
WGEV	Working Group on External Events
WGIAGE	Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures
WGRISK	Working Group on Risk Assessment
WPS	Warm Prestress

**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