

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

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

Fachlicher Abschlussbericht

Shanna Eismar

Juni 2025

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Eigenforschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Klimaschutz, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMUKN) unter dem Förderkennzeichen 4723R01410 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

Generische Sicherheitsfragen, Grenznahe Anlagen, Nachrüstungen

Kurzfassung

Im Rahmen des Vorhabens wurden die Nachrüstmaßnahmen sowohl in den grenznahen als auch in weiteren europäischen Anlagen und darüber hinaus erfasst und ausgewertet. Darüber hinaus wurden die im Rahmen dieses Forschungsvorhabens erstellten Konzeptbeschreibungen und Standortseiten weiter ausgebaut und aktuell gehalten. Für fünf ausgewählte, grenznahe Kernkraftwerksstandorte wurde der Betrieb systematisch verfolgt und dargestellt, mit dem Ziel, ein aktuelles Gesamtbild zur Sicherheit dieser Anlagen vorzuhalten. Letztlich wurden die Forschungsarbeiten zur systematischen Verfolgung von generischen Sicherheitsfragen fortgeführt, wobei hier der Schwerpunkt auf deren Relevanz für in Europa betriebene Anlagen lag.

Durch dieses Forschungsvorhaben wurden die bestehenden Kompetenzen der GRS auf dem Gebiet der grenznahen Anlagen und mit diesen im Zusammenhang stehender sicherheitstechnischer Fragestellungen weiter ausgebaut und gestärkt.

Beiträge zu den Fachkapiteln

Das Kapitel 2 wurde auf der Grundlage von Beiträgen folgender Autoren erarbeitet:

Kapitel 2.1: T. Löher, M. Jelinski, T. Gavrilenko-Reiprich, V. Ivenin, A. Berthold

Kapitel 2.2: G. Thuma, C. Strack, S. Eismar

Kapitel 2.3: A. Breest, S. Eismar

Kapitel 2.4: G. Thuma, C. Strack, B. Geyer, T. Schimpfke, S. Eismar

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung.....	I
1	Einleitung	1
2	Durchgeführte Arbeiten.....	3
2.1	Verfolgung der Umsetzung von Nachrüstmaßnahmen in grenznahen Anlagen	3
2.1.1	Anlagenspezifische Verfolgung der Nachrüstmaßnahmen.....	4
2.1.2	Reaktortypspezifische Verfolgung der Nachrüstmaßnahmen.....	10
2.1.3	Konferenzteilnahmen.....	34
2.2	Fortschreibung von Reaktorkonzept- und Erstellung weiterer Standortbeschreibungen.....	36
2.2.1	Konzeptbeschreibungen	36
2.2.2	Standortseiten	37
2.2.3	Erweiterung und Pflege der Darstellung auf dem PNS.....	37
2.3	Systematische anlagenspezifische Verfolgung der Betriebsführung im grenznahen Ausland.....	38
2.4	Untersuchungen zu generischen sicherheitstechnischen Fragestellungen für grenznahe Anlagen	46
2.4.1	Screening zu generischen sicherheitstechnischen Fragestellungen	46
2.4.2	Charakterisierung des Stands von Wissenschaft und Technik zu ausgewählten Fragestellungen.....	47
2.4.3	Untersuchungen zu aktuellen Entwicklungen bei Standortgefährdungsanalysen	50
2.4.4	Konferenzteilnahmen.....	56
3	Zusammenfassung und Ausblick.....	61
	Literaturverzeichnis.....	63
	Abkürzungsverzeichnis.....	65

1 **Einleitung**

Übergeordnete Zielsetzung dieses Eigenforschungsvorhabens war es, den Kenntnisstand der GRS zu den sicherheitsrelevanten Gegebenheiten von grenznahen Kernkraftwerken systematisch zu erweitern und damit die Aussagefähigkeit der GRS für entsprechende sicherheitstechnische Fragestellungen im Ausland weiter zu schärfen. Dazu erfolgte aufbauend auf den Arbeiten im Vorhaben 4720R01510 eine systematische Verfolgung und Analyse der Aktivitäten und Maßnahmen in den grenznahen Anlagen sowie die vertiefte Analyse ausgewählter sicherheitstechnischer Aspekte.

Zu den grenznahen Anlagen wurden hier die derzeit in Belgien, Frankreich, den Niederlanden, der Schweiz, der Slowakei und in Tschechien betriebenen Anlagen gezählt. Zur besseren Einschätzung des aktuellen Sicherheitsniveaus grenznaher Anlagen wurde der Betrachtungsumfang auf weitere Anlagen der gleichen Baureihen in Europa und darüber hinaus ausgeweitet.

Sowohl im europäischen Kontext (z. B. Council Directive 2014/87/EURATOM /EUR 14/, WENRA Reference Level /RHW 14/) als auch im weltweiten Kontext (z. B. Vienna Declaration on Nuclear Safety /CNS 15/) wird die kontinuierliche Verbesserung der Sicherheit der in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke angestrebt. Hierbei spielt die Implementierung geeigneter Maßnahmen eine wesentliche Rolle. Insbesondere nach dem Unfall in Fukushima wurden weltweit umfangreiche Nachrüstmaßnahmen, z. B. im Rahmen der Nationalen Aktionspläne des EU-Stresstests, auf den Weg gebracht. Die Nachrüstungsmaßnahmen führten dazu, dass ursprünglich baugleiche Anlagen heute sehr unterschiedliche Merkmale aufweisen. Zudem sind an den jeweiligen Standorten insbesondere für den Schutz vor äußeren Einwirkungen unterschiedliche Maßnahmen umgesetzt.

Eine Rolle spielt dabei auch die Tatsache, dass in immer mehr Ländern Kernkraftwerke über ihre ursprünglich geplante Lebensdauer hinaus betrieben werden bzw. betrieben werden sollen. Praktisch ist dies bereits in allen Nachbarländern realisiert. Die konkreten Anforderungen an den Langzeitbetrieb werden u. a. im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen formuliert und hängen insbesondere vom jeweiligen Reaktor-konzept und der in den einzelnen Ländern zum Tragen kommenden Sicherheitsphilosophie zur Kernenergienutzung ab. Zur Beherrschung des technologischen und konzeptionellen Veraltens werden entsprechende Nachrüstmaßnahmen entwickelt. Wesentliche Bestandteile der Nachrüstprogramme für die älteren Anlagen sind zudem die Erhöhung der Robustheit gegenüber Einwirkungen von innen und außen sowie die nachträgliche

Einführung mitigativer Maßnahmen zum Umgang mit Kernschmelzunfällen. Wesentliches Ziel dieser Modernisierungen ist es, die Anlagen näher an den Stand der Technik neuerer Anlagenkonzepte heranzubringen. Darüber hinaus kann sich auch für neuere Anlagen der Bedarf für Nachrüstmaßnahmen aus der Betriebserfahrung und der internationalen Zusammenarbeit ergeben.

Im Forschungsvorhaben 4720R01510 wurden die bisherigen Nachrüstmaßnahmen in ausgewählten grenznahen Anlagen erfasst und ausgewertet. Die Umsetzung der entsprechenden Maßnahmen wurde im Rahmen dieses Forschungsvorhabens weiterverfolgt, um zum aktuellen Stand in den Anlagen aussagefähig zu bleiben. Auch über den grenznahen Bereich hinaus wurden Modernisierungsprogramme, z. B. im KKW Armenien, umgesetzt. Um auch diese Entwicklungen besser einschätzen zu können und die unterschiedlichen Maßnahmen in ähnlichen Anlagen zu erfassen, wurde der Betrachtungsumfang dementsprechend erweitert.

Schwerpunkt des Vorhabens war es, die im Rahmen des Forschungsvorhabens 4720R01510 erstellte Wissensbasis zu vervollständigen. Dazu wurden die Nachrüstmaßnahmen sowohl in den grenznahen als auch in weiteren europäischen Anlagen systematisch erfasst und ausgewertet (AP 1). Darüber hinaus wurden die im Forschungsvorhaben 4720R01510 erstellten Konzeptbeschreibungen und Standortseiten weiter ausgebaut und aktuell gehalten (AP 2). Für fünf ausgewählte, grenznahe Kernkraftwerksstandorte wurde der Betrieb systematisch verfolgt und dargestellt, um ein aktuelles Gesamtbild zur Sicherheit dieser Anlagen vorzuhalten (AP 3). Letztlich wurden die Forschungsarbeiten zur systematischen Verfolgung von generischen Sicherheitsfragen fortgeführt, wobei hier der Schwerpunkt auf deren Relevanz für in Europa betriebene Anlagen lag (AP 4).

2 Durchgeführte Arbeiten

Die durchgeführten Arbeiten teilten sich in vier fachliche Arbeitspakete auf.

- Arbeitspaket 1: Verfolgung der Umsetzung von Nachrüstmaßnahmen in grenznahen Anlagen
- Arbeitspaket 2: Fortschreibung der Reaktorkonzeptbeschreibungen und Erstellung weiterer Standortbeschreibungen
- Arbeitspaket 3: Systematische anlagenspezifische Verfolgung der Betriebsführung im grenznahen Ausland
- Arbeitspaket 4: Untersuchung generischer sicherheitstechnischer Fragen

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

2.1 Verfolgung der Umsetzung von Nachrüstmaßnahmen in grenznahen Anlagen

Im ersten Arbeitspaket wurde der im Forschungsvorhaben 4720R01510 erarbeitete Überblick zu den realisierten Nachrüstmaßnahmen in grenznahen Anlagen fortgeschrieben und erweitert. Realisierte und geplante Nachrüstmaßnahmen wurden erfasst und in geeigneter Weise dargestellt. Neben technischen Erläuterungen wurde auch die regulatorische Basis für die jeweilige Maßnahme dargestellt. Im Rahmen der Analysen im AP 1.1 wurden die Kernkraftwerke in den Nachbarländern Belgien, Frankreich, Niederlande und der Schweiz standortspezifisch verfolgt. Für Frankreich wurde die Betrachtung aufgrund der Vielzahl der Anlagen auf Referenzstandorte beschränkt. Darüber hinaus wurden Nachrüstmaßnahmen in weiteren in Europa und darüber hinaus in Betrieb befindlichen Reaktorbaureihen im AP 1.2 reaktortypspezifisch ausgewertet.

Die Darstellung der Ergebnisse erfolgte wie schon im Forschungsvorhaben 4720R01510 auf dem Portal für nukleare Sicherheit (PNS). Die Arbeitsergebnisse wurden für den AP 1.1. weiterhin in tabellarischer Form dokumentiert, wobei für jeden Standort eine Tabelle gepflegt wurde, aus der die Umsetzung der Nachrüstmaßnahmen blockscharf hervorgeht. In den Tabellen wurden die Nachrüstmaßnahmen kategorisiert. Die 13 Kategorien sind Reaktorkern, Abschaltanlagen, Nachwärmeabfuhr, Komponenten,

bauliche Anlagenteile, Sicherheitseinschluss, Leittechnik und Instrumentierung, Warte, konventioneller Teil/Maschinenhaus, elektrische Energieversorgung, Handhabung und Lagerung der Brennelemente, zusätzliche Maßnahmen bei bestimmten Betriebszuständen und Ereignissen sowie Sonstiges. Zu jeder aufgeführten Maßnahme wird angegeben, wann sie in welchem Block einer Anlage umgesetzt wurde, wie die Umsetzung ausgeführt wurde und welche Informationen es zum Hintergrund der Maßnahme gibt. Zudem wurden die Informationsquellen direkt verlinkt und ebenfalls auf dem PNS abgelegt. Die Tabellen enthalten darüber hinaus eine Spalte mit Anmerkungen und offenen Fragen.

Die Erkenntnisse aus den Untersuchungen im AP 1.2 sind ebenfalls in entsprechenden Dokumenten aufbereitet.

Im Folgenden werden die identifizierten Nachrüstmaßnahmen aus den betrachteten Ländern exemplarisch anhand der Arbeitspunkte im Angebot aufgeführt.

2.1.1 Anlagenspezifische Verfolgung der Nachrüstmaßnahmen

KKW Leibstadt (Schweiz)

Am Standort Leibstadt wird von der Kernkraft Leibstadt AG ein Siedewasserreaktor der Baureihe BWR/6-238 der amerikanischen Firma General Electric betrieben. Als Beispiele für im Vorhabenszeitraum durchgeführte Nachrüstungen können Erneuerungen am Hauptkühlwassersystem, Austausch des Steuerstab-Steuer- und Informationssystems, Austausch des Kondensators, Sanierung der Beschichtung der Reaktorkuppel, Erneuerung von Batterien und Ertüchtigung des Blitzschutzes aufgeführt werden.

KKW Beznau 1 und 2 (Schweiz)

Bei Beznau 1 und -2 handelt es sich um 2-Loop-Anlagen von Westinghouse mit einer elektrischen Leistung von je 365 MW_e. Die Anlage wird von Axpo Power AG betrieben. Im Vorhabenszeitraum wurden Informationen zu weiteren im KKW Beznau vorgenommenen Nachrüstmaßnahmen veröffentlicht und in der Übersichtstabelle ergänzt. Im Jahr 2022 wurde ein Durchbruch vom Notstandsgebäude zum Filtergebäude erstellt, um für die gefilterte Druckentlastung einen geschützten Zugang zum Filtergebäude zu ermöglichen. Der Durchgang ist durch eine Luke verschließbar. In Block 2 wurde im Jahr 2021

und in Block 1 im Jahr 2022 die Signalübertragung vom Notstandssystem auf die Steuerstabantrieb-Umformer für die Reaktorschnellabschaltung hinsichtlich der Einzelfehler-sicherheit verbessert. Im Jahr 2023 wurde mit dem Endausbau des Zwischenlagers begonnen. Im gleichen Jahr wurden die Steuergeräte der Frischdampfsicherheitsventile erneuert, da die zuvor verwendeten Steuergeräte bereits seit Betriebsbeginn im Einsatz gewesen waren.

KKW Gösgen (Schweiz)

Bei der Anlage am Standort Gösgen, die von der Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG betrieben wird, handelt es sich um einen KWU-3-Loop-Druckwasserreaktor der Bau-line 2. Bei der Verfolgung der im KKW Gösgen durchgeführten Nachrüstungen ist insbesondere zu erwähnen, dass in Gösgen seit 2020 Testbrennstäbe mit verbessertem störfalltolerantem Brennstoff (ATF) eingesetzt werden. 2024 wurde der Reaktor wieder mit ATF-Test-Brennstäben für einen fünften Betriebszyklus beladen, da die Erwartungen erfüllt wurden und eine hervorragende Leistung bestätigt werden konnte. Im Rahmen des Projektes ERNOS soll in der Anlage Gösgen die Bedienbarkeit der verkürzten Nachkühlkette bis Ende 2030 erweitert werden, bis Ende 2029 der Notstandsreaktorschutz um die Funktion „Automatisches Teilabfahren und 100-K/h-Abfahren“ erweitert werden, bis Ende 2028 das Notstandsgebäude umgebaut und die Lüftungsanlage ersetzt werden. Die Antriebsmotoren der Hauptkühlmittelpumpen wurden präventiv ausgetauscht und 2023 wurde der Rundlaufkran ertüchtigt. 2022 wurde das Labor in der kontrollierten Zone erneuert und 2023 ein neues Bürogebäude in Betrieb genommen. Bis 2027 soll im Rahmen des Teilprojekts ERNOS TP06 ein erweitertes Druckhaltersprühen mittels der Notstandssysteme installiert werden. Im Rahmen des 2024 gestarteten Projekts LETA RX soll die Leitechnik im gesicherten Bereich ersetzt werden. Im Rahmen des Projekts LETA 3 wurde 2022 in der Warte eine neue Reaktorschutztafel eingebaut. 2022 wurden sowohl Batterien als auch der Schaltanlagentransformator und der Eigenbedarfstransformator ersetzt.

KKW Doel 1 und 2 (Belgien)

Bei Doel 1 und 2 handelt es sich um 2-Loop-Anlagen von Westinghouse mit einer elektrischen Leistung von je 445 MW_e. Doel 1 wurde im Februar 2025 außer Betrieb genommen.

Am Standort Doel wurde mit dem Bau des neuen Zwischenlagers SF² für bestrahlte Brennelemente begonnen. Die Inbetriebnahme des Lagers ist für das Jahr 2025 geplant. Für die Durchführung einer Brand- und einer Überflutungs-PSA auf Level 1 wurden Modelle entwickelt. Über neue blockspezifische Nachrüstmaßnahmen für Doel 1 und -2 im Vorhabenszeitraum liegen keine Informationen vor. Ein möglicher Grund dafür sind die endgültige Abschaltung von Doel 1 im Februar 2025 sowie die für Dezember 2025 geplante endgültige Abschaltung von Doel 2.

KKW Doel 4 (Belgien)

Bei Doel 4 handelt es sich um eine 3-Loop-Anlage von Westinghouse mit einer Leistung von 1.038 MW_e, die im Jahr 1985 in Betrieb genommen wurde. Im Jahr 2015 wurde ein neuer RDB-Deckel eingesetzt. Im Brennelementbecken wurden im Jahr 2005 die Lagergestelle ausgetauscht. Bereits im Jahr 1995 erhielt die Warte ein Erkennungssystem für giftige Gase. Für den Einsatz bei extremen Wetterlagen wurden zwischen 2007 und 2009 mobile Klimageräte für Gebäude beschafft. Die Reaktorgrube erhielt ein passives System zur Flutung bei schweren Unfällen. Das Sicherheitseinspeise- und das Containmentsprühsystem wurden ertüchtigt, um die Zuverlässigkeit im längerfristigen Rezirkulationsbetrieb zu verbessern. Am Brennelementbecken wurden die Füllstandsmessung und der Schutz vor Wasserverlust verbessert. Am Standort Doel wurden im Laufe der Zeit ein Abfallbehandlungsgebäude, ein Lagergebäude zur Unterbringung der ausrangierten Dampferzeuger, ein Lagergebäude zur Lagerung der mobilen Notfallausstattung und ein Trockenlager für bestrahlte Brennelemente neu errichtet. Der genehmigte Abbrand wurde auf 55 GWd/t und die durchschnittliche Anreicherung auf 4,35 % U-235 erhöht.

Für den Bearbeitungszeitraum (bis Mitte 2024) konnten auf Basis der zur Verfügung stehenden Informationsquellen keine weiteren Nachrüstmaßnahmen identifiziert werden. Die im Vorgängervorhaben erarbeitete Zusammenstellung wurde jedoch punktuell erweitert und detailliert.

KKW Tihange 1 (Belgien)

Block 1 am Standort Tihange ist ein 3-Loop-Druckwasserreaktor des Herstellers Framatome und wird von ENGIE Electrabel betrieben. Im Rahmen der Maßnahmen zur Laufzeitverlängerung von Tihange-1 bis 2025, wurde mit dem Projekt SYS-11 der Primär-

kühlkreislauf modifiziert und mit dem Projekt SYS-08 das Volumenregel- und Chemikaliensystem. Weiterhin wurden im Zusammenhang mit der Laufzeitverlängerung von Block 1 mehrere Komponenten ausgetauscht, wie Motoren im Containment-Sprühsystem, Pumpen in den stationären Messleitungen zur Radioaktivitätsüberwachung, Mittelspannungs-Pumpenmotoren, Niederspannungsmotoren in Pumpen und Ventilatoren, Überdrehzahlmodule der Turbopumpen des Notspeisewassersystems, Entnahme- und Erregertransformatoren der Notstromdieselaggregate sowie der zugehörigen 1E-Steckverbindungen. Im Rahmen eines Projekts wurden die Verankerungen der Spannstäbe unter dem Dach des nuklearen Hilfsanlagengebäudes ausgetauscht. Weiterhin wurden in Block 1 die Instrumentierung im Reaktorgebäude erneuert und sowohl die Messketten und Messleitungen zur Überwachung der Radioaktivität ausgetauscht als auch die Schalttafeln für die 380-V-Stromversorgung durch sicherheitsqualifizierte Schalttafeln und Gleich- und Wechselstromrichter ersetzt. In der Warte von Block 1 wurden neue akustische Signale implementiert und die Kommunikationswege erneuert. Des Weiteren wurden für die Laufzeitverlängerung von Block 1 verschiedene Komponenten in der elektrischen Versorgung ausgetauscht: 6-kV-Schutzrelays und die angeschlossenen Transformatoren, Leistungsschalter in der 115-V-Stromversorgung, 220-V-Wechselstrom-Schalttafeln, Batterien für die 115- und 220-V-Stromversorgung, Sicherungen in den Schaltschränken. Es wurde ein Reservetransformator für die 150-kV-Stromversorgung angeschafft und die Notstromdieselgruppen modifiziert. Das Brandmeldesystem wurde ausgetauscht und das Löschwassersystem modifiziert.

KKW Tihange 3 (Belgien)

Bei Tihange 3 handelt es sich um eine 3-Loop-Anlage von Westinghouse mit einer Leistung von 1.038 MW_e, die im Jahr 1985 in Betrieb genommen wurde. Das Sicherheitseinspeise- und das Containmentsprühsystem wurden 1995 ertüchtigt, um die Zuverlässigkeit im längerfristigen Rezirkulationsbetrieb zu verbessern. Am Brennelementbecken wurden im Jahr 2016 die Füllstandsmessung und der Schutz vor Wasserverlust verbessert. Am Standort Tihange wird seit 2020 ein Nasslager als Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente neu errichtet. Der Brennstoffzyklus wurde auf 18 Monate verlängert.

Für den Bearbeitungszeitraum (seit Mitte 2024) konnten auf Basis der zur Verfügung stehenden Informationsquellen keine weiteren Nachrüstmaßnahmen identifiziert werden. Die im Vorgängervorhaben erarbeitete Zusammenstellung wurde jedoch punktuell erweitert und detailliert.

KKW Borssele (Niederlande)

Im Vorhabenszeitraum wurden Nachrüstmaßnahmen des KKW Borssele aktualisiert. Dazu wurden hauptsächlich Informationen verwendet, welche durch den Betreiber EPZ und die Aufsichtsbehörde ANVS veröffentlicht wurden. Seit der letzten Aktualisierung konnten dabei in mehreren Bereichen zusätzlich durchgeführte bzw. geplante Nachrüstmaßnahmen festgestellt werden, welche im Rahmen abgeschlossener PSÜ und als Post-Fukushima-Maßnahmen durchgeführt wurden. So sind bis 2019 für Abschaltanlagen und Nachwärmeabfuhr Erweiterungen der Kontroll- und Begrenzungseinrichtungen für die Steuerstäbe und Umrüstungen der Beckenfüllstandsmessung durchgeführt worden. Zusätzlich konnten bis 2017 sowohl weitere Modifikationen zur Kühlung des RDB von außen als auch die Installation eines Isolations- bzw. Durchdringungsabschlusses für das Volumenregelsystem bei der Containmentdurchführung zur Verbesserung des Sicherheitseinschlusses implementiert werden. Die Stromversorgung wurde überarbeitet, indem bis 2017 die Batteriekapazität des Notstromnetzes erhöht und darüber hinaus als weiterer Schutz gegen EVA einige Batterien im Reservesystembunker untergebracht wurden. Ebenfalls im Rahmen erhöhter Sicherheit gegen EVA erhöhte man 2020 die seismische Robustheit des KKW. Die bereits feststehenden geplanten Maßnahmen sind durch den Langzeitbetrieb, der mindestens bis 2033 geplant ist, motiviert. Hierzu zählen der proaktive Austausch einer großen Anzahl von Komponenten und der Austausch der analogen Elektronik durch digitale Leittechnik für das Steuerstabskontroll- und Begrenzungssystem.

Französische Baureihen

Die Umsetzung der im Rahmen des „Hardened Safety Core“ (Noyau Dur) durchzuführenden Maßnahmen in den französischen Anlagen ist im Vorhabenszeitraum weiter vorangeschritten. Der „Noyau Dur“ umfasst materielle und organisatorische Maßnahmen zur Steigerung der Robustheit der Anlagen gegen Extremsituationen und zur Verhinderung eines Unfalls mit Kernschmelze bzw. zur Mitigation der Folgen. An jedem Kernkraftwerksstandort wurde bzw. wird ein Notfallzentrum (Centre Locale de Crise, CCL) errichtet. Das Notfallzentrum befindet sich in einem gebunkerten Gebäude, umfasst alle vom internen Notfallplan (Plan d'Urgence Interne, PUI) geforderten Funktionen und kann 69 Bereitschaftsteammitglieder aufnehmen. Es soll extremen Ereignissen standhalten und schwere Unfälle, bei denen alle Blöcke betroffen sind, bewältigen können. Es soll innerhalb einer Stunde nach Auslösen eines Notfalls einsatzbereit und für drei Tage autonom sein. Nach drei Tagen soll es von der FARN abgelöst werden. An den Standorten

Bugey und Chooz ist das CCL betriebsbereit. Die Fertigstellung des CCL der Anlage Cattenom ist für die zweite Jahreshälfte 2025 vorgesehen. Die Nachrüstungen in den französischen Anlagen wurden exemplarisch mit einer Anlage pro Baureihe verfolgt. Dies sind: Baureihe CP – KKW Bugey, Baureihe P4/P'4 – KKW Cattenom, Baureihe N4 – KKW Chooz.

Baureihe CP – KKW Bugey

Die Reaktorblöcke am Standort Bugey haben jeweils eine elektrische Leistung von 900 MW_e und werden von der Électricité de France (EDF) betrieben. Im Rahmen der dritten periodischen Sicherheitsüberprüfung wurde der Sumpf im Sicherheitsbehälter verstärkt und eine automatische Abschaltung der Hauptkühlmittelpumpen bei Ausfall des Zwischenkühlwassers installiert. Die im Rahmen des „Noyau Dur“ umzusetzenden Maßnahmen wurden fortgeführt. So sind die Vorrichtungen zum Auffangen und Kühlen von Corium auch in Block 3 fertiggestellt (2023). Um die Trockenheit des für das Auffangen von Corium vorgesehenen Bereichs zu gewährleisten, wurde 2023/24 die Silikondichtung im Dichtungsring zwischen RDB-Außenwand und Wand des Flutraums durch eine Graphitdichtung ausgetauscht, da eine Degradierung der Silikondichtung beobachtet worden war. Zudem wurde ein Turbinenläufer in den Niederdruckturbinen ersetzt. Standardmäßig wurden Notstromdiesel präventiv ausgetauscht. Im Zeitraum 2019 – 2021 wurden Grundwasser-Pumpbrunnen als alternative Wärmesenke umgesetzt, die in den Blöcken 2, 4, 5 seit 2021 betriebsbereit sind. Der Grundwasser-Pumpbrunnen für Block 3 wurde 2023 angeschlossen. Bereits seit 2015 wird ein Sicherheitsvorrat an boriiertem Wasser für den Anlagenstillstand bei Wartung und Revision vorgehalten. In den Blöcken 2 und 4 wurden Rohrleitungsabschnitte im System SEC (Système d'eau brute secoure) ausgetauscht und die Messvorrichtung zur Bestimmung der Borkonzentration im Volumenregel- und Chemikaliensystem erneuert. Im Bereich des Reaktorkerns wurden die aus Stift und Kappe bestehenden Halterungen ausgetauscht, mit denen das Steuerelementführungsrohr am oberen Kerngitter befestigt und stabilisiert ist. Ende 2023 wurde ein Demonstrationsprojekt zur Rückgewinnung von Kühlwasser aus dem Kühlturm-Wasserdampf installiert.

Baureihe P4/P'4 – KKW Cattenom

Die Reaktorblöcke am Standort Cattenom haben jeweils eine elektrische Leistung von 1.300 MW_e und werden von der Électricité de France (EDF) betrieben. Seit 2022 befand

sich eine provisorische Lösung für einen ultimativen Wasservorrat (Appoint en Eau Ultime) in Betrieb. Die provisorische Lösung wurde im September 2024 abgelöst. Der sich in einem gegen externe Einwirkungen, wie Starkwind und Erdbeben, ausgelegten Behälter befindende Wasservorrat dient bei komplettem Verlust der Stromversorgung und der Wärmesenke der Versorgung der Dampfzeuger, Brennelementlagerbecken und des Reaktorgebäudes. Die eingeleiteten Maßnahmen im Zusammenhang mit dem Phänomen der Spannungsrisskorrosion wurden von EDF umgesetzt. So wurde der Austausch von Rohrleitungen im Sicherheitseinspeisesystem (RIS) abgeschlossen (Blöcke 1 – 3: 2023, Block 4: 2024 während der Zehnjahresrevision). Die Kontrolle der Spannungsrisskorrosion ist nun Bestandteil der regulären Wartungsarbeiten bei geplanten Abschaltungen. 2022/23 wurden die Heizstäbe im Druckhalter ausgetauscht. In Block 4 wurden Steuerelementantriebe und im Bereich des Reaktorkerns die aus Stift und Kappe bestehenden Halterungen ausgetauscht, mit denen das Steuerelementführungsrohr am oberen Kerngitter befestigt und stabilisiert ist, und in Block 1 sieben der Steuerstabführungsrohre.

Baureihe N4 – KKW Chooz

Die beiden Reaktorblöcke B1 und B2 am Standort Chooz haben jeweils eine elektrische Leistung von 1.450 MW_e und werden von der Électricité de France (EDF) betrieben. Die Maßnahmen aus dem nationalen Aktionsplan, der sich aus dem EU-Stresstest nach dem Reaktorunfall in Fukushima ergeben hat, und die Maßnahmen zur Etablierung des „Noyau Dur“ wurden weiter umgesetzt. Zur Stärkung der Autonomie der Anlage bei einem kompletten Verlust der Wärmesenke und Stromversorgung wurde für jeden Block eine ultimative Wasserquelle errichtet. Bereits 2022 wurde die Robustheit der Anlage gegen Extremhitze erhöht, insbesondere durch Verstärkung der Kühlung des Notstromdieselgebäudes. 2024 wurde in Block B2 der Stator des Generators ausgetauscht.

2.1.2 Reaktortypspezifische Verfolgung der Nachrüstmaßnahmen

WWER-440/W-230

Der Typ des WWER-440/W-230 (im Fall des armenischen Kernkraftwerks W-270) wird der ersten Generation von Kernkraftwerken zugeordnet. Auch bei umfangreichen Nachrüstmaßnahmen gilt dieser Typ innerhalb der EU nicht als genehmigungsfähig. Das liegt vor allem an der unzureichenden Auslegung des Störfallspektrums, den unzureichend vorhandenen Redundanzen des Sicherheitssystems und deren physischen Trennung

und der Vermaschung von betrieblichen und Sicherheitssystemen. Mögliche Sicherheitsverbesserungen sind vor allem durch die baulichen Gegebenheiten beschränkt. Dennoch können Nachrüstarbeiten in einem begrenzten Maß zur Verbesserung der Sicherheit beitragen. Beispiele dafür sind die Erweiterung des Störfallspektrums, Verbesserungen beim Brandschutz und der Sicherheitsleittechnik und Maßnahmen gegen die neutroneninduzierte Versprödung des Reaktordruckgefäßes. Insgesamt sind noch vier Anlagen dieses Typs in Betrieb, davon drei in Russland (einschließlich W-179, Nowoworonesh-4) und eine in Armenien.

KKW Armenien (Armenien)

In Armenien gibt es am Standort Medzamor ein Kernkraftwerk mit zwei Blöcken vom Typ WWER-440/W-270, wobei nur der Block 2 in Betrieb ist. Der Reaktortyp WWER-440/W-270 weist im Vergleich zum WWER-440/W-230 eine seismisch verstärkte Auslegung auf, weil sich das KKW in einer seismisch sehr aktiven Region Eurasiens befindet. Das KKW ist eines der ältesten noch in Betrieb befindlichen KKW der ersten Generation außerhalb Russlands. Die Inbetriebnahme bzw. der Betrieb des Blocks 2 erfolgte in den Jahren 1980 – 1988. Zwischen 1989 und 1995 wurde das KKW nach dem Erdbeben von Spitak temporär außer Betrieb genommen. 1995 erfolgte die Wiederaufnahme des Betriebes lediglich des Blocks 2. Zu diesem Zweck hat die armenische Regierung 1993 ein „Konzept zur Wiederinbetriebnahme der Blöcke im Kernkraftwerk Armenien“, basierend auf dem TECDOC-Dokument der IAEA „Ranking of Safety Issues for WWER-440 model 230 nuclear power plants“/IAE 92/ beschlossen, welches Sicherheitsdefizite mit insgesamt 97 „Issues“ in WWER-440/W-230-Anlagen auflistete. Das beschlossene Konzept beinhaltete 82 Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit des Blocks 2, von denen 19 vordringlich vor der Inbetriebnahme zu realisieren waren, z. B. Bestätigung des Zustandes des Reaktordruckbehälters hinsichtlich der Versprödung, seismische Verstärkung von Systemen und Komponenten sowie Überprüfung der Heizrohre der Dampferzeuger. Zwischen 1996 und 2012 wurden schrittweise weitere sicherheitserhöhende Maßnahmen umgesetzt, u. a. Austausch von Druckhalter-Sicherheitsventilen, Installation eines Diagnosesystems zur Umsetzung des Leck-vor-Bruch-Konzepts, Einführung eines neuen Lüftungssystems, das im Störfall eine Filterung der Wartenluft von Aerosolen und Fremdkörpern gewährleistet.

2014 wurde durch einen Regierungsbeschluss das Programm zur Verlängerung der Lebensdauer von Block 2 mit 97 technischen Maßnahmen beschlossen, welche die Be-

schaffung und Installation neuer Komponenten sowie die Durchführung der erforderlichen Reparaturen bzw. Austauschmaßnahmen vorsehen. Der Betreiber des KKW beabsichtigt, den Leistungsbetrieb der Anlage über das Jahr 2026 hinaus weiterzuführen.

Eine bedeutende und sicherheitsrelevante Maßnahme, die im Rahmen der Modernisierungsarbeiten 2021 durchgeführt wurde, war der erfolgreiche Abschluss des thermischen Glühens im Bereich der kernnahen Schweißnaht Nr. 4 des Reaktordruckbehälters im August 2021. Des Weiteren wurde das Spektrum von Auslegungsstörfällen (DBA) von ursprünglich KMV DN32 (DN100 mit Ausflussbegrenzer auf DN32) bis KMV DN100 und KMV 2F DN209 für die Ausgleichsleitung des DH mit einem kalten Kühlmittelloop erweitert, indem das Kernkühlsystem modernisiert wurde.

Auch zahlreiche Modernisierungen bei den konventionellen nicht sicherheitsrelevanten Ausrüstungen und Komponenten wurden abgeschlossen, u. a.: Modernisierung des Brückenkranes der Turbinenhalle mit einer Tragfähigkeit von 125 t, Austausch des Block-Trafos, Umrüstung des Niederdruckteils der Dampfturbine K-220-44-1, Austausch der Turbinenkondensatoren, Austausch der Turbinengeneratoren und dessen Anregungssystemen. Dies führte zu einer Erhöhung des Wirkungsgrads und schließlich zu einer Steigerung der elektrischen Leistung um etwa 20 MW_e (abhängig von der Umgebungstemperatur).

Ein weiteres wesentliches Sicherheitsprogramm ist der Nationale Aktionsplan (NACp) mit Post-Fukushima-Maßnahmen im Rahmen des durchgeführten EU-Stresstests. Der NACp hat den Status eines freiwilligen Dokuments. Bei der Umsetzung des NACp spielt die internationale Kooperation eine größere Rolle. Beispielsweise wurden im Mai 2024 sechs mobile Dieselgeneratoren im Rahmen eines von der Europäischen Union geförderten Projekts als Post-Fukushima-Maßnahmen offiziell an ANRA übergeben. Die Verbesserung der Dichtheit des Containments bis auf 100 vol%/d wurde bis 2024 implementiert. Der reale Wert wurde bei einem Drucktest nach der Revision 2024 ermittelt und betrug 97 vol.%/d. Des Weiteren befand sich die Installation eines Full-Scale-Simulators für die Schulung des Personals im Sommer 2024 in der Abschlussphase.

In Bezug auf die Wasserstoffproblematik gibt es weiterhin keine endgültige technische Lösung. Das ursprüngliche Anlagendesign enthält weder für Auslegungsstörfälle noch für auslegungsüberschreitende Störfälle spezifische technische Lösungen zur Überwachung und zum Abbau des freigesetzten Wasserstoffes im Druckraumsystem. Die

EU-Kommission hat bereits die Finanzierung eines neuen Unterstützungsprojekts zugesagt, wonach 2025 eine Ausschreibung für die Lieferung von passiven autokatalytischen Wasserstoffrekombinatoren (PAR) geplant ist. 2026 sollten die PARs geliefert und im Druckraum des Blocks 2 installiert werden. Eine Entscheidung über eine mögliche Implementierung der Strategie einer Außenkühlung des Reaktordruckgefäßes bei einem schweren Störfall mit Kernschmelze ist nach wie vor nicht gefallen. Diese Maßnahme soll dazu dienen, die Ex-Vessel-Phase bei einem Unfall mit Kernschmelze zu verhindern.

WWER-440/W-213

Der WWER-440/W-213 ist eine Weiterentwicklung der Baulinie WWER-440/W-230 und gehört zur zweiten Generation der WWER-Anlagen. Die WWER-440/W-213 besitzen zwar ähnliche betriebliche Hauptkomponenten wie der W-230, verfügen aber über eine grundsätzlich andere Sicherheitsphilosophie und bauliche Gestaltung. Die WWER-440/W-213 verfügen über ein durchgängig dreisträngig redundantes Sicherheitssystem. Der Auslegungsstörfall ist ein doppelendiger Bruch der Hauptkühlmittelleitung NW 500. Die Anlagen verfügen im Vergleich zu anderen Druckwasserreaktoren über kein Containment, sondern über ein Druckraumsystem (Confinement) mit einem Nasskondensator. Die Anlagen dieser Baureihe sind somit nur begrenzt gegen äußere Einwirkungen wie einen Flugzeugabsturz ausgelegt. Durch Modernisierungsmaßnahmen lässt sich dieses grundsätzliche Defizit nicht beseitigen. Ein weiteres Problem stellt die Neigung des Reaktordruckbehälters zur neutroneninduzierten Versprödung dar, insbesondere in der kernnahen Schweißnaht. Gründe dafür sind der geringe Abstand der Wandung des Reaktordruckbehälters von den Brennelementen und die verwendeten Werkstoffe. Ein sicherheitstechnischer Vorteil der Baulinie sind die vergleichsweise geringe Energiedichte und die großen Wasservorräte sowohl im Primär- als auch im Sekundärkreislauf. Abläufe in Störfallsituationen sind dadurch langsamer und ermöglichen größere zeitliche Spielräume von Notfallmaßnahmen als bei Reaktoranlagen größerer Leistung.

Die einzelnen Anlagen wurden je nach Standort von verschiedenen Projektanten und Herstellern entwickelt und errichtet, wobei auch zeitliche Entwicklungen die Auslegung beeinflusst haben, so dass ihre technische Ausführung an den einzelnen Standorten nicht identisch war. Die meisten WWER-440/W-213-Anlagen wurden in den achtziger Jahren errichtet. Als bisher letzte Anlage ging der Block 3 des KKW Mochovce im Jahr 2023 ans Netz. Zurzeit befindet sich noch eine weitere Anlage dieser Baulinie am Standort KKW Mochovce (Block 4) in Bau. Es wurden insgesamt 21 dieser Anlagen gebaut.

KKW Loviisa (Finnland)

In Finnland begann die Nutzung der Kernenergie im Februar 1977 mit der Inbetriebnahme des ersten Blocks des Kernkraftwerkes Loviisa. Im November 1980 ging der zweite Block ans Netz. Die beiden in Loviisa betriebenen Blöcke sind modifizierte Anlagen des Typs WWER-440/W-213 und stellen eine Weiterentwicklung der Baulinie WWER-440/W-230 dar. Aufgrund der zahlreichen alternativen Designlösungen der Blöcke des KKW Loviisa, verglichen mit der ursprünglichen Auslegung des Designs WWER-440/W-213, wird speziell für die beiden Blöcke die Typenbezeichnung WWER-440/W-311 verwendet.

Bereits während der Bauphase des KKW erfolgten umfangreiche Anpassungen des baulichen und technologischen Gesamtkonzepts, der Sicherheitssysteme und der Leittechnik. Es sollte das Sicherheitsniveau westeuropäischer Reaktorkonzepte erfüllt und nachgewiesen werden. So wurde zum Beispiel ein doppelschaliges Containment mit Eiskondensator installiert. Der Auslegungsstörfall des Notkühlsystems und des Containments ist der Bruch der Hauptkühlmittelleitung.

Seit der Inbetriebnahme des Kraftwerks wurden zahlreiche sicherheitsverbessernde Modernisierungsmaßnahmen durchgeführt. Im Rahmen der Leistungserhöhung und der Beherrschung von schweren Störfällen wurden wesentliche Nachrüstmaßnahmen durchgeführt. Unter anderem wurden die „Lessons Learned“ schwerer Reaktorunfälle wie Tschernobyl und Fukushima implementiert.

Zu den ersten Änderungen gehörte die Installation eines Wasserstoffmanagementsystems im Containment, das im Jahr 1982 implementiert wurde. Die Umsetzung der Severe Accident Management (SAM)-Strategien umfasste auch Änderungen an der Instrumentierung und den Kontrollsystemen. Im Zeitraum 2005 – 2014 wurde die Sicherheitsleittechnik vollständig ausgewechselt. Zur Vermeidung einer langzeitigen Überdruckentwicklung im Containment wurden ein gefiltertes Druckentlastungssystem (Filtered Venting System) sowie ein äußeres Sprühsystem installiert. Zur Durchführung der Druckentlastung des PKL wurden motorbetriebene Entlastungsventile eingebaut.

Neben den umgesetzten Maßnahmen zu Verbesserungspotenzialen des Ursprungsdesigns wurden auch neuartige Sicherheitseinrichtungen wie die In-Vessel Retention in den Jahren 2000 (Loviisa-1) und 2002 (Loviisa-2) implementiert, die in anderen WWER-

440-Anlagen erst im Rahmen der Modernisierungen als Ergebnis des ENSREG-Stresstests nachgerüstet wurde.

Ursprünglich hatten die beiden Einheiten des KKW Loviisa je 440 MW_e elektrische Bruttoleistung. Durch technische Verbesserungen und Nachrüstungen sowohl im nuklearen als auch im konventionellen Teil konnte die Leistung schrittweise erhöht werden und liegt nun bei 531 MW_e brutto.

Im November 2022 wurde zwischen dem Betreiber Fortum und Westinghouse eine langfristige Partnerschaft zur Entwicklung und Lieferung von WWER-440-Brennstoff für das KKW Loviisa unterzeichnet. Im September 2024 wurde die erste Charge der von Westinghouse gelieferten Brennelemente in Block 2 beladen.

Die beiden in Loviisa betriebenen Blöcke befinden sich bereits im Langzeitbetrieb und verfügen nach einer Verlängerung über Betriebsgenehmigungen bis 2050.

KKW Bohunice (Slowakei)

In der Slowakei werden gegenwärtig fünf Kernkraftwerksblöcke mit WWER-440/W-213-Anlagen betrieben. Am Standort Bohunice sind die Blöcke 3 und 4 und am Standort Mochovce die Blöcke 1 – 3 in Betrieb. Eine weitere Anlage dieser Baulinie befindet sich gegenwärtig am Standort KKW Mochovce (Block 4) noch im Bau.

Die Blöcke 3 und 4 des KKW Jaslovské Bohunice (V2) wurden in den Jahren 1984 und 1985 in Betrieb genommen. Schon in den ersten Betriebsjahren wurden durch den Betreiber kontinuierlich Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit und der Zuverlässigkeit realisiert. Im Jahr 1997 wurde ein großes Nachrüstprogramm, „Upgrading and safety enhancement programme of V2 NPP“, mit der Zielstellung beschlossen, die Sicherheit auf ein international akzeptables Niveau zu erhöhen. Unter anderem wurden die seismische Stabilität, das Kühlsystem und das Steuerungssystem modernisiert. Im Anschluss an die durchgeführten Modernisierungsmaßnahmen, die 2008 abgeschlossen wurden, wurden weitere Arbeiten zur Leistungserhöhung der Blöcke aufbauend auf den Erfahrungen im ungarischen KKW Paks durchgeführt. Sie betrafen folgende Anlagenteile:

- Modernisierung des Kühlwassersystems (Turbinenkondensatoren und Kühltürme);
- Modernisierung des Hochdruckteils und des Niederdruckteils der Turbine (Leit- und Laufschaufeln, Dichtungen);

- Modernisierung des Generators (Läuferwicklung, Kühlung, Ölsystem, Einbau eines Diagnosesystems);
- Modernisierungen im Kernbereich (Einbau eines Systems der automatischen Kalibrierung des Neutronenflusses);
- Maßnahmen in der Leittechnik (verbesserte Messung der Dampf- und Speisewassermengen);
- Modernisierung der Leistungsabführung (Modifizierung der Generator-Leistungs- und Trennschalter, Austausch der Transformatorwicklungen, Transformator Kühlung).

Im Ergebnis konnte die Leistung des Reaktors auf 107 % und die elektrische Blockleistung auf 505 MW_e erhöht werden.

Mit der Durchführung der sicherheitsverbessernden Maßnahmen wurden auch wichtige Voraussetzungen für einen Weiterbetrieb der Anlagen über den ursprünglichen Auslebenszeitraum von 30 Jahren hinaus geschaffen. Ab 2011 wurde ein Programm zur Laufzeitverlängerung beider Blöcke um weitere 30 Jahre umgesetzt. Der Betreiber der Anlagen plant die Blöcke 3 und 4 bis 2045 bzw. 2046 zu betreiben. Grundlage dafür ist die Durchführung der entsprechend erforderlichen Sicherheitsnachweise.

Der nach dem Unfall von Fukushima Daiichi auf der Basis der Ergebnisse des europäischen Stress-Tests entwickelte Nationale Aktionsplan (NAcP) beinhaltet eine Reihe zusätzlicher Maßnahmen, deren Implementierung mit der Genehmigung zum Weiterbetrieb gekoppelt war. Die im Rahmen des NAcP entwickelten zusätzlichen Maßnahmen beinhalteten vor allem die Berücksichtigung extremer Ereignisse und die Beherrschung von Störfällen mit einem langfristigen Stromausfall und Ausfall der Hauptwärmesenke. Zugleich sollen die Folgen schwerer Störfälle abgemildert werden. Dazu gehört unter anderem die sogenannte „In-Vessel Retention“ (IVR), die Rückhaltung einer Kernschmelze innerhalb des Reaktordruckbehälters bei schweren Störfällen mit teilweisem oder vollständigem Schmelzen der Brennelemente und Reaktoreinbauten.

KKW Mochovce (Slowakei)

Im KKW Mochovce wurden die Blöcke 1 und 2 (EMO 1&2) im Jahr 1998 bzw. 2000 und Block 3 im Jahr 2023 nach Beseitigung der Design-Sicherheitsdefizite des sogenannten

IAEA Issue Book /IAE 92/ für die W-213-Reaktoren sowie weiteren sicherheitstechnischen Verbesserungen gegenüber der Standardausführung in Betrieb genommen. An den Anlagen wurde schon im Verlauf der Projektierung eine Reihe von zusätzlichen Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit berücksichtigt. Bei der Fertigstellung des KKW Mochovce-1/2 wurden im Rahmen des „Program for enhancement of nuclear safety of Mochovce 1&2 NPP“ wesentliche Nachrüstmaßnahmen eingeführt. Dabei wurde angestrebt, ein den internationalen Standards entsprechendes Sicherheitsniveau zu erreichen. Nach der Entscheidung über die Fertigstellung der Blöcke 1 und 2 wurde vom Betreiber ein Modernisierungsprogramm aufgestellt, das auch die Probleme, die durch die längere Unterbrechung der Bau- und Montagearbeiten hervorgerufen wurden, berücksichtigt. Für die Blöcke 3 und 4 des KKW Mochovce war von Anfang an die Inbetriebnahme auf dem Sicherheitsniveau der Blöcke 1 und 2 vorgesehen.

Ab dem Jahr 2000 wurde ähnlich wie bei den Blöcken 3 und 4 des KKW Bohunice eine Leistungserhöhung durchgeführt. Dabei wurde die thermische Reaktorleistung um 7 % von 1.375 auf 1.471 MW_{th} erhöht. Gegenwärtig werden beide Reaktorblöcke mit einer elektrischen Leistung von je 470 MW_e betrieben.

Im Ergebnis des durchgeführten Stresstests und weiterer nationaler Projekte wurden zahlreiche weitere sicherheitserhöhende Maßnahmen implementiert, darunter die folgenden:

- Installation von Wasserstoff-Rekombinatoren zur Verhinderung von Knallgas-Explosionen bei schweren Störfällen;
- System zur In-Vessel-Retention zum Lokalisieren einer möglichen Kernschmelze innerhalb des Reaktordruckgefäßes durch Kühlung des RDB von außen;
- Seismische Ertüchtigung der Ausrüstungen und baulichen Strukturen auf eine Grundbeschleunigung von 0,15 g;
- Schutz bei extremen meteorologischen Ereignissen;
- Maßnahmen bei totalem Stromausfall und Ausfall der Hauptwärmesenke, z. B. durch die Anschaffung von mobilen Dieselgeneratoren und die Schaffung neuer unabhängiger Möglichkeiten zur Versorgung mit Kühlwasser;

- Verbesserungen im Brandschutz;
- Durchführung von Analysen für schwere Störfälle und Erstellung von Notfallprozeduren (EOP) und SAMGs.

KKW Dukovany (Tschechien)

In Tschechien sind aktuell vier WWER-440/W-213-Anlagen am Standort Dukovany in Betrieb, welche zwischen 1985 und 1987 in Betrieb gingen. Die installierte Auslegungsleistung pro Block betrug 440 MW_e.

Zwischen 2015 und 2017 hatten die vier Blöcke des KKW ihre ursprünglich projektierte und genehmigte Laufzeit erreicht. In Hinsicht auf die Lebensdauerverlängerung erfolgte die periodische Sicherheitsüberprüfung nach ca. 30 Jahren Betrieb (PSÜ-30) am Standort Dukovany in den Jahren 2013 – 2015. Im September 2015 hat der Betreiber einen Antrag auf die sogenannte Genehmigung zur Laufzeitverlängerung bei der Behörde für den Block 1 und später für die weiteren Blöcke gestellt. In diesem Zusammenhang musste der Betreiber eine Reihe von Ertüchtigungsmaßnahmen durchführen, die durch zwei SALTO-Missionen der IAEO verifiziert wurden. Nach der behördlichen Überprüfung wurden abschließend 2016 und 2017 unbefristete LTO-Genehmigungen für alle vier Blöcke erteilt.

2023 – 2024 wurde der Bericht zur PSÜ-40 erstellt, welcher sich zurzeit in der behördlichen Überprüfung befindet. 2016 wurden das Verfahren und die Kriterien zur PSÜ aktualisiert. Teil der PSÜ sind zudem Ertüchtigungsmaßnahmen, die u. a. die seismische Nachqualifikation von technischen Einrichtungen, Ersatz von Schaltschränken bzw. des Kabelwerkes oder auch die Errichtung von ventilierten Kühltürmen umfasst. Des Weiteren wurde ein Vorhaben zur Minderung beschleunigter Schädigungen von Dampferzeugerheizrohren umgesetzt. Die implementierten Lösungen umfassen die Optimierung der chemischen Regime, Optimierung der Abschlammungen, Anpassung der Inspektionen und Wartungen sowie eine mechanische Reinigung von Korrosionsprodukten in den Heizrohren. Die erste mechanische Reinigung des sechsten DE im Block 2 wurde während der jährlichen Revision im Jahr 2021 durchgeführt. 2023 und 2024 wurden weitere DEs von Block 1 und 3 gereinigt.

Anfang 2025 kündigte ČEZ an, dass im Jahr 2025 Modernisierungsprojekte wichtiger Systeme und Komponenten des KKW Dukovany für den Betrieb der Anlage über das

Jahr 2047 hinaus geplant sind. Beispielsweise wird beim KKW Dukovany ab 2024 die Modernisierung der Sicherheitsleittechnik unter Verwendung der Spline-Plattform von Framatome vorgenommen. In den Jahren 2002 – 2005 erfolgte die Umrüstung der Sicherheitsleittechnik von analogbasierter auf softwarebasierte leittechnische Einrichtungen Spline-3. Das Modernisierungsprojekt für das KKW Dukovany wurde von der Firma DS&S (Rolls-Royce Nuclear) entwickelt. Das neue digitale Reaktorschutzsystem umfasst die Reaktorschnellabschaltung, Schutzfunktionen und Begrenzungen. Das System ist dreifach redundant aufgebaut.

Nach dem Unfall von Fukushima und auf der Basis der Ergebnisse des europäischen Stress-Tests wurde im Jahre 2012 ein Nationaler Aktionsplan (NAP) erstellt, der eine Reihe zusätzlicher Maßnahmen beinhaltet, deren Implementierung u. a. mit der Genehmigung zum Weiterbetrieb gekoppelt ist. Gemäß der letzten Version vom Februar 2022 wurden alle Maßnahmen realisiert, die nicht kontinuierlich umgesetzt werden müssen. Des Weiteren wurde das Gebäude mit der Nasskondensationsanlage (dem System zur Druckbegrenzung in abgeschlossenen Bereichen des Containments sowie anderer ziviler Einrichtungen) hinsichtlich der seismischen Robustheit verbessert. Eine dritte Notspisewasserpumpe wurde als weitere Redundanz installiert. Weiterhin wurden in der Anlage diverse Notstromdieselgeneratoren zur Notstromversorgung, um die Stromversorgung bei Station Blackout zu unterstützen, sowie diverse Feuerlöschpumpen zur Notbespeisung und -kühlung installiert. Die Mess- und Regeltechnik wurde ersetzt. Zudem wurde bis Februar 2024 die Kapazität zur Wasserstoffrekombination nahezu verdoppelt und das Kühlsystem des Brennelementbeckens erhielt eine dritte Redundanz.

Der Schwerpunkt bei den aktuellen Nachrüstungsmaßnahmen im KKW Dukovany liegt auf der Erhöhung der thermischen Leistung des Reaktors sowie auf einer Verlängerung des Brennstoffzyklus. Diese wird durch die Nutzung eines neuen Brennstofftyps und dadurch die Änderung des Wasser-Uran-Verhältnisses im Kern erreicht. Im März 2025 wurde das Projekt zur Leistungssteigerung durch den Abschluss von Modernisierungsarbeiten im letzten Block (Block 4) erfolgreich abgeschlossen. Damit wurde bei allen vier Blöcken die maximale elektrische Leistung von 500 MW_e auf 512 MW_e angehoben.

Darüber hinaus ist seit 2024 eine zusätzliche Maßnahme zur Langzeitwärmeabfuhr aus dem Confinement bei einem Kernschmelzunfall in der Umsetzung. Bei der Maßnahme handelt es sich um ein zusätzliches unabhängiges Sprinklersystem zur Kühlung des

Störfalllokalisierungssystems (sogen. Dampferzeugerbox) für auslegungsüberschreitende Störfallszenarien mit Kernschmelze. Die Implementierung ist block- und schrittweise bis 2026 geplant.

KKW Riwne (Ukraine)

Am Standort Riwne gibt es zwei KKW-Blöcke der Baureihe WWER 440/W-213. Block 1 wurde im Jahr 1980 und Block 2 im Jahr 1981 in Betrieb genommen. Es handelt sich somit um die weltweit ersten Blöcke dieser Baureihe, die in Betrieb gegangen sind.

Das Kraftwerk Riwne galt nach der Unabhängigkeit der Ukraine als Pilotanlage für Projekte zur Unterstützung zur Erhöhung der Sicherheit durch die EU (Technical Assistance to the Commonwealth of Independent States, TACIS-Programm). Sicherheitstechnische Verbesserungen sollten dabei an Pilotanlagen aufgezeigt werden, um diese dann in den anderen Anlagen derselben Baureihe in ähnlicher Weise umzusetzen.

Vom staatlichen ukrainischen Betreiberkonzern aller in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke, NAEK Energoatom, wurde 2008 ein „Komplexprogramm zur Erhöhung der Sicherheit der Kernkraftwerke der Ukraine“ (Complex Consolidated Safety Upgrade Program – CCSUP) erstellt. Dieses Komplexprogramm fasst die Maßnahmen aus 32 Einzelprogrammen und anderen Dokumenten zusammen, die sowohl auf die Erhöhung der Sicherheit gerichtet sind als auch geplante Modernisierungsmaßnahmen zur Erhöhung von Effizienz und Verfügbarkeit beinhalten. Für den Block 1 des KKW Riwne waren mit Stand vom 30. Juni 2024 50 der insgesamt 54 vorgesehenen Maßnahmen und im Block 2 49 der vorgesehenen 53 Maßnahmen vollständig umgesetzt worden. Somit steht die vollständige Realisierung von je 4 Maßnahmen noch aus. Die Umsetzung des Modernisierungsprogramms wurde mehrfach verschoben, u. a. wegen der Kriegsbedingungen. Der Abschluss ist jetzt für das Jahr 2025 geplant. Die Maßnahmen des CCSUP sind sowohl technischer als auch analytischer Art. Im Ergebnis der durchgeführten Stresstests nach dem Reaktorunfall von Fukushima Daiichi wurden weitere Maßnahmen ergänzt und mit den bestehenden kombiniert. Diese umfassten vor allem die Berücksichtigung möglicher seltener äußerer und innerer Ereignisse und die Bedingungen eines langfristigen totalen Stromausfalls bei gleichzeitigem Versagen der Hauptwärmesenke. Ebenso wurden die Blöcke 1 und 2 des KKW Riwne mit passiven Rekombinatoren zur Wasserstoffverbrennung für auslegungsüberschreitende Störfälle ausgestattet. Für die Blöcke 1 und 2 des KKW Riwne wurden Emergency operating procedures (EOP) und Severe Accident Management Guidelines (SAMG) entwickelt. Gegenwärtig werden die

Maßnahmen einer Außenkühlung der Kernschmelze (In Vessel Retention, IVR) bei schweren Störfällen und ein Langzeitwärmeabfuhrsystem nach einer Technologie von Westinghouse, mit dessen Hilfe eine sichere Wärmeabfuhr über einen Zeitraum von sechs Monaten gewährleistet werden soll, in beiden Blöcken umgesetzt.

Die projektierte Laufzeit der Reaktoranlagen beträgt 30 Jahre und wurde in beiden Blöcken bereits überschritten. Voraussetzung für die Genehmigung einer verlängerten Betriebszeit ist die erfolgreiche Erstellung eines Berichts zum Alterungsmanagement sowie die Durchführung einer PSÜ. Dabei muss aufgezeigt werden, dass die Anlage den gegenwärtigen Sicherheitsanforderungen genügt. Dazu ist auch eine weitgehende Umsetzung der geplanten Maßnahmen des CCSUP erforderlich. Die atomrechtliche Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde SNRIU erteilte für die Anlagen die Genehmigung für einen Weiterbetrieb für 20 Jahre, wobei nach einer Betriebszeit von 10 Jahren eine erneute periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) durchgeführt werden muss.

Die Genehmigung für eine Betriebsdauerverlängerung nach 30 Jahren Auslegungsbetrieb wurde im Jahr 2010 erteilt, also noch vor dem Störfall von Fukushima Daiichi. Dazu war die Durchführung zahlreicher sicherheitsverbessernder Maßnahmen erforderlich. Die wichtigsten sind dabei die Einführung eines neuen Systems zur Noteinspeisung der Dampferzeuger, die Modernisierung der Sicherheitsventile der Druckhalter und der Dampferzeuger, die Modernisierung des Hoch- und Niederdruckkühlsystems, die Modernisierung der Filter im Sumpf des Notkühlsystems, Verbesserungen in der betrieblichen Leittechnik und im Brandschutz. Der Reaktordruckbehälter von Block 1 wurde erfolgreich einer thermischen Ausheilung unterzogen, um der entstandenen Neutronenversprödung entgegenzuwirken. Eine wichtige Maßnahme ist auch die kontinuierliche Verbesserung der Dichtheit des Confinements.

KKW Paks (Ungarn)

Am Standort KKW Paks sind vier WWER-440/W-213 in Betrieb, die zwischen 1982 und 1987 ans Netz gingen.

In den Jahren 1991 – 1994 wurde im Auftrag der ungarischen Kernenergiekommission und mit Unterstützung westlicher Fachinstitutionen eine umfangreiche Bewertung der Sicherheit des KKW Paks vorgenommen. Im Rahmen des AGNES-Projektes (Advanced General and New Evaluation of Safety) wurden alle Aspekte der Sicherheit des KKW

betrachtet und die daraus abgeleiteten Empfehlungen und Nachrüstmaßnahmen erarbeitet.

Zwischen 1996 und 2002 wurden u. a. folgende anlagentechnische Maßnahmen realisiert:

- die Ertüchtigung und Neuverlegung der Notspeisewasserversorgung aus dem Maschinenhaus in das Reaktorgebäude;
- der Schutz des Reaktordruckgefäßes gegen kaltes Überdruckversagen;
- die Installation eines Gasrückführungssystems aus dem Primärkreislauf im Fall von Auslegungsstörfällen;
- Installation neuer Dampferzeuger-Sicherheitsventile, die für Wasser-Dampf-Gemisch ausgelegt sind und nach Druckabfall wieder sicher schließen;
- Schutz der Sumpfansaugleitung des Confinements gegen Verstopfung;
- Installation eines Systems zum Wasserstoff Management im Confinement;
- Ertüchtigung der elektrischen Eigenbedarfs- und Notstromversorgung;
- Einführen der primärseitigen Druckentlastung und Wärmeabfuhr durch „Feed and Bleed“ mit Hilfe ertüchtigter Druckhaltersicherheitsventile;
- Modifizierung des Reaktorschutzsystems mit Einführung neuer Schutzfunktionen.

Von großer Bedeutung für die Erhöhung der Sicherheit der Anlagen war der Austausch der Sicherheitsleittechnik durch die moderne digitale Sicherheitsleittechnik Teleperm XS von Siemens. Im Ergebnis des durchgeführten Stresstests wurden zahlreiche weitere sicherheitserhöhende Maßnahmen implementiert.

Darüber hinaus wurden in allen vier Anlagen im Vergleich zur ursprünglichen Auslegung umfangreiche Arbeiten zur Leistungserhöhungen auf 500 MW_e realisiert. Dabei erfolgten u. a. die Arbeiten zur Modernisierung des Hochdruckteils der Turbinen sowie der Austausch der Turbinenkondensatoren.

Alle vier Blöcke hatten ihre projektierte Betriebszeit von 30 Jahren bereits zwischen 2012 und 2017 erreicht. Im Ergebnis der bisher abgeschlossenen Verfahren zur Laufzeitverlängerung hat die Genehmigungsbehörde den Weiterbetrieb der Blöcke 1 – 4 bis 2032,

2034, 2036 resp. 2037 genehmigt. Am 7. Dezember 2022 hat das ungarische Parlament eine weitere 20-jährige Laufzeitverlängerung der vier bestehenden Blöcke gebilligt.

WWER-1000/W-320 (einschließlich Kleinserien W-302/W-338)

Beim WWER-1000/W-320 handelt es sich um eine in der ehemaligen Sowjetunion entwickelte standardisierte Baulinie mit einer elektrischen Leistung von 1.000 MW_e. Als erste Anlage wurde Block 1 des KKW Saporishshja¹ im Dezember 1985 in Betrieb genommen, gefolgt vom Block 1 des russischen KKW Balakowo. Insgesamt sind weltweit gegenwärtig 25 Blöcke dieser Baulinie in Russland, der Ukraine, Tschechien und Bulgarien in Betrieb.

Bei der Baulinie des WWER-1000/W-320 handelt es sich um einen Druckwasserreaktor, der im Unterschied zum WWER-440 als Monoblock mit nur einem Turbosatz mit einer elektrischen Leistung von 1.000 MW_e ausgelegt ist. Die Hauptspeisewasserpumpen haben einen Antrieb über eine Dampfturbine. Der WWER-1000 verfügt über ein vorgespanntes Stahlbeton-Volldruck-Containment mit Stahl liner, sodass die Anlage äußeren Belastungen einschließlich dem Absturz eines Flugzeugs mit einem Gewicht von 10 Tonnen und einer Geschwindigkeit von 750 km/h standhält. Das Abklingbecken befindet sich anders als beim WWER-440 innerhalb des Containments. Projektmäßig ist der WWER-1000/W-320 gegen einen doppelendigen Abriss einer Hauptkühlmittelleitung mit NW 850 ausgelegt. Die Anlagen sind weitgehend konservativ ausgelegt (z. B. durch die horizontalen Dampferzeuger), haben aber im Vergleich zur Baureihe des WWER-440 eine höhere Energiedichte und damit bei Störfällen geringere Reaktionszeiten.

Bei der Auslegung dieses Kernkraftwerkstyps wurde von den Projektanten und Errichtern angestrebt, weitgehend identische Anlagen „in Serie“ zu errichten, die lediglich an die standortspezifischen Besonderheiten angepasst werden müssen. Deshalb stimmen bei diesen Anlagen die Hauptausrüstungen der Blöcke weitgehend überein, anlagentechnische Unterschiede bestehen vor allem in Detaillösungen der Sicherheits-, Hilfs- und Nebenanlagen. Ausgehend von den zum Zeitpunkt der Projektierung der Anlagen in der Sowjetunion geltenden Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke gehören diese Anlagen zur zweiten Generation russischer Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren.

¹ Damalige Bezeichnung: KKW Saporoshje

Im Hinblick auf die Fertigstellung mehrerer Anlagen des Typs WWER-1000/W-320, deren Bau vor längerer Zeit unterbrochen war, wurden von den Betreiberunternehmen anlagenspezifische Nachrüstprogramme ausgearbeitet. Dabei wurden umfangreiche Modernisierungen gegenüber der ursprünglichen Standardausführung eingeführt. Dies betrifft in Russland das KKW Kalinin 3 – 4, KKW Rostow 2 – 4, in der Ukraine die KKW Chmelnyzky 2 und Riwna 4 sowie in Tschechien das KKW Temelín 1 – 2. Auch bei den in Betrieb befindlichen Anlagen wurden zahlreiche sicherheitstechnische Nachrüstmaßnahmen implementiert. Dazu gehört insbesondere die Modernisierung der Leittechnik sowie Verbesserung des Schutzes gegen anlageninterne übergreifende Einwirkungen.

KKW Kosloduj (Bulgarien)

In Bulgarien werden gegenwärtig am Standort Kosloduj zwei WWER-1000/W-320-Anlagen (Blöcke 5 und 6) betrieben, die 1987 bzw. 1991 in Betrieb genommen wurden.

Bei sicherheitstechnischen Bewertungen des WWER-1000/W-320 in den neunziger Jahren wurde eine Reihe von Schwachstellen hinsichtlich des Designs, der Betriebsführung und der durchgeführten Sicherheitsnachweise festgestellt. Im Allgemeinen wurden 134 Sicherheitsprobleme für die KKW-Blöcke mit WWER-1000/W-320 festgestellt, die im IAEA Issue Book „IAEA-EBP-WWER-05“ /IAE 96/ aufgeführt sind. Für das KKW Kosloduj-5/6 wurden 84 der 134 Sicherheitsprobleme festgestellt. In den Jahren 1994 – 1995 wurde ein umfassendes Modernisierungsprogramm für die Blöcke 5 und 6 aufgestellt. Die letzten Maßnahmen des Modernisierungsprogramms für die Blöcke 5 und 6 wurden 2008 abgeschlossen und die vollständige Umsetzung des Programms wurde gemeldet. Mit den durchgeführten Modernisierungsmaßnahmen wurden die Blöcke in Übereinstimmung mit den internationalen Anforderungen an Sicherheit und Zuverlässigkeit gebracht.

Darüber hinaus wurde im Jahr 2012 auf der Basis der Ergebnisse des europäischen Stress-Tests ein Nationaler Aktionsplan erstellt. Dessen Umsetzung ist bereits abgeschlossen. Die letzte von 78 Maßnahmen – die Errichtung eines neuen Off-Site-Notfallzentrums – wurde erfolgreich abgeschlossen. Des Weiteren wurde das System zur Überwachung der Wasserstoffkonzentration im Containment bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen in den beiden Blöcken installiert.

Zu den weiteren kürzlich implementierten sicherheitserhöhenden Maßnahmen zählen u. a.:

- Modernisierung der Leittechnik von Notstromdieselgeneratoren;
- Entwicklung von Software zur Kernmaterialbuchführung;
- Austausch der Erregersysteme der Turbogeneratoren;
- Implementierung des Systems für Cybersecurity;
- Begründen der Sicherheit und erforderlicher Änderungen der Systeme und Komponenten für den Übergang zu einem alternativen Kernbrennstoff;
- Modernisierung der Schaltanlage des Gleichstromsystems, Modernisierung und Umbau der Filter des Ionenaustausch-Rückspülsystems des Kühlmittels.

Die beiden Blöcke haben ihre ursprünglich geplante Laufzeit von 30 Jahren zwischen 2017 und 2021 erreicht. Im November 2017 bzw. im Oktober 2019 hat die bulgarische Aufsichtsbehörde die Betriebsgenehmigung für den Block 5 bzw. Block 6 zunächst um zehn Jahre verlängert.

Die Blöcke 5 und 6 werden seit 2019 bzw. 2018 mit einer erhöhten thermischen Leistung von 104 % ($3.120 \text{ MW}_{\text{th}}$) betrieben. Im Jahr 2020 wurde der Übergang zu einem neuen Kernbrennstoff vom Typ TWSA-12 für Block 6 abgeschlossen. Im Jahr 2024 wurde eine Genehmigung für den Übergang zu dem neuen Kernbrennstofftyp RWFA von Westinghouse für Block 5 erteilt.

KKW Temelín (Tschechien)

Die Blöcke 1 und 2 (modifizierte WWER-1000/W-320) im KKW Temelín wurden in den Jahren 2002 und 2003 mit einer projektierten Laufzeit von 40 Jahren in Betrieb genommen.

Das originale Design der Gesamtanlage wurde während der Bauphase stark abgeändert, um sicherheitstechnische Mängel des WWER-1000/W-320 zu beheben. Dazu gehört u. a. die im Jahr 2000 erfolgte Umstellung des Konzeptes für die Sicherheitstechnik auf die digitale Leittechnik der US-amerikanischen Firma Westinghouse. Für die E-Antriebe, Schaltanlagen und Verteiler der sicherheitsrelevanten E-Technik wurden qualifizierte Komponenten nach westlichen Standards verwendet. Es wurde vor allem auf die

Beseitigung der generischen Schwachstellenliste, die sich aus einer Studie der IAEA ergab, geachtet.

Für das KKW Temelín wurde auf der Grundlage des durchgeführten Stresstests ein Nationaler Aktionsplan mit insgesamt 84 Post-Fukushima-Maßnahmen erarbeitet. In den Anlagen wurden neue Systeme zur Wasserstoffrekombination mit einer höheren Kapazität installiert. Es erfolgte auch ein Wechsel auf Brennstoff mit besseren mechanischen Eigenschaften im Jahr 2018. Zu den Verbesserungsmaßnahmen, die zwischen 2016 und 2018 eingeführt wurden, zählt der Austausch der Gehäuse der Sicherheits- und Abblaseventile des Druckhalters in Zusammenhang mit dem Einbau des neuen Wasserablaufs (zur Entwässerung). Die letzten zwei Post-Fukushima-Maßnahmen, die in beiden Blöcken im Jahr 2024 abgeschlossen wurden, waren die Installation eines Systems zur gefilterten Druckentlastung des Containments von Westinghouse sowie die Implementierung eines alternativen Sprinklersystems zur zusätzlichen Wassereinspeisung in den Reaktordruckbehälter und zur Containmentkühlung.

Zurzeit läuft im KKW Temelín ein Projekt zur Verlängerung des Brennstoffzyklus auf 18 Monate sowie Modernisierung des Anlagensteuerungs- und Informationssystems. Im Hinblick auf den vorgesehenen Langzeitbetrieb sollen die Generatoren zwischen 2028 und 2030 ausgetauscht werden.

Ukrainische WWER-1000-Blöcke

In der Ukraine gibt es insgesamt elf KKW-Blöcke der in der Sowjetunion entwickelten standardisierten Baulinie des WWER-1000/W-320 an den Standorten Saporishshja (sechs Blöcke), Riwne (zwei Blöcke), Chmelnyzky (zwei Blöcke) und Südukraine (ein Block). Im KKW Südukraine gibt es darüber hinaus zwei Blöcke der so genannten „kleinen Serie“ des WWER-1000 (Block 1: WWER-1000/W-302, Block 2: WWER-1000/W-338). Diese beiden Pilotanlagen unterscheiden sich in der Geometrie des Baukörpers und zahlreichen technischen Details von der Standardvariante des WWER-1000. Daher existiert für sie auch ein eigenes Modernisierungsprogramm. Die sechs Blöcke im Kernkraftwerk Saporishshja wurden am 4. März 2022 von der russischen Armee eingenommen und stehen seitdem nicht mehr unter der Kontrolle des ukrainischen Staates und dessen atomrechtlicher Regulierungsbehörde SNRIU. Seit September 2022 ist keiner der Blöcke mehr im Leistungsbetrieb. Alle Reaktoren sind jedoch weiterhin mit Brennelementen beladen.

Vom staatlichen ukrainischen Betreiberkonzern NAEK Energoatom wurde 2008 ein „Komplexprogramm zur Erhöhung der Sicherheit der Kernkraftwerke der Ukraine“ (Complex Consolidated Safety Upgrade Program – CCSUP) erstellt. Dieses Komplexprogramm fasst die Maßnahmen aus 32 Einzelprogrammen und anderen Dokumenten zusammen, die sowohl auf die Erhöhung der Sicherheit gerichtet sind als auch geplante Modernisierungsmaßnahmen zur Erhöhung von Effizienz und Verfügbarkeit beinhalten. Sicherheitsverbessernde Maßnahmen werden mit wenigen Ausnahmen in allen Blöcken der Baureihe in einer ähnlichen Weise durchgeführt. Als Pilotanlage gilt dabei der Block 1 des KKW Saporishshja. Mit Stand vom 30. Juni 2024 wurden die geplanten Maßnahmen mit dem folgenden Erfüllungsstand umgesetzt:

- KKW Saporishshja, Block 1 – 70 von 77 Maßnahmen
- KKW Saporishshja, Block 2 – 70 von 77 Maßnahmen
- KKW Saporishshja, Block 3 – 66 von 76 Maßnahmen
- KKW Saporishshja, Block 4 – 69 von 76 Maßnahmen
- KKW Saporishshja, Block 5 – 67 von 76 Maßnahmen
- KKW Saporishshja, Block 6 – 45 von 77 Maßnahmen
- KKW Riwne, Block 3 – 76 von 67 Maßnahmen
- KKW Riwne, Block 4 – 73 von 79 Maßnahmen
- KKW Chmelnyzky, Block 1 – 75 von 79 Maßnahmen
- KKW Chmelnyzky, Block 2 – 73 von 79 Maßnahmen
- KKW Südukraine, Block 3 – 60 von 77 Maßnahmen

Der Termin der vollständigen Umsetzung des CCSUP wurde zwischenzeitlich auf das Jahr 2025 verschoben. Als Gründe dafür wurden zuerst Verzögerungen bei der Kreditvergabe durch EBWE/Euratom, Schwierigkeiten beim Auswahlverfahren für die Lieferung von Ausrüstungen und Ergänzungen des Programms durch zusätzliche Post-Fukushima-Maßnahmen und später der russische Angriffskrieg gegen die Ukraine angegeben, durch den viele ukrainische Industriebetriebe beschädigt und deshalb viele Lieferketten zusammengebrochen sind. Für die sechs Blöcke des KKW Saporishshja, die derzeit unter russischer Kontrolle stehen, ist die Situation zum Stand der Modernisierungsarbeiten gegenwärtig unübersichtlich.

Die Maßnahmen des CCSUP sind sowohl technischer als auch analytischer Art. Im Ergebnis der durchgeführten Stresstests nach dem Reaktorunfall von Fukushima Daiichi wurden weitere Maßnahmen ergänzt und mit den bestehenden kombiniert. Diese umfassten vor allem die Berücksichtigung möglicher seltener äußerer und innerer Ereignisse und die Bedingungen eines langfristigen totalen Stromausfalls bei gleichzeitigem Versagen der Hauptwärmesenke. Durch geeignete Maßnahmen sollen die Folgen bei auslegungsüberschreitenden Störfällen abgemildert werden.

Diese Maßnahmen beinhalten u. a. die Installation mobiler Notstromgeneratoren und mobiler Pumpen, die Gewährleistung der Bespeisung und Kühlung des Abklingbeckens, der Dampferzeuger und des sicheren Nebenkühlwassers unter den Bedingungen eines langfristigen vollständigen Stromausfalls und die Installation eines Post-Accident Monitoring Systems (PAMS), das auch unter den Bedingungen eines schweren Störfalls zuverlässig sicherheitsrelevante Betriebsdaten ermöglicht und somit eine wichtige Grundlage für die Entscheidungsfindung darstellt. Ebenso wurden alle Blöcke mit passiven Rekombinatoren zur Wasserstoffverbrennung für auslegungsüberschreitende Störfälle ausgestattet. Es wurden Emergency operating procedures (EOP) und Severe Accident Management Guidelines (SAMG) entwickelt. Anlagen der Baulinie WWER-1000/W-320 besitzen keinen Kernfänger (Core Catcher). Die Umsetzung einer Außenkühlung der Kernschmelze (In-Vessel Retention, IVR) bei schweren Störfällen ist beim WWER-1000 anders als beim WWER-440 aufgrund der hohen Energiedichte und der geometrischen Verhältnisse nicht möglich. Es werden daher Maßnahmen zur Verhinderung eines frühzeitigen Durchdringens der Kernschmelze außerhalb des Sicherheitseinschlusses in der Ex-Vessel-Phase umgesetzt. Diese zielen darauf ab, ein Erstarren der Kernschmelze auf einer großen Oberfläche vor einem möglichen Durchdringen der Schmelze in das Erdreich zu ermöglichen. Eine weitere wichtige Post-Fukushima-Maßnahme ist die Einrichtung einer gerichteten gefilterten Druckentlastung, um ein Versagen des Containments mit der Freisetzung von radioaktiven Stoffen in großen Mengen zu verhindern.

Die projektierte Laufzeit der Reaktoranlagen beträgt 30 Jahre und wurde in allen ukrainischen Blöcken der Baureihe des WWER-1000/W-320 mit Ausnahme von Block 6 des KKW Saporishshja, Block 4 des KKW Riwne und Block 2 des KKW Chmelnyzky überschritten. Der Betreiber der Anlagen hat sich erfolgreich um eine Genehmigung zur Verlängerung der Betriebszeit bemüht. Die atomrechtliche Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde SNRIU erteilte für die Anlagen die Genehmigung für einen Weiterbetrieb für jeweils 10 Jahre. Voraussetzung für die Genehmigung einer verlängerten Betriebszeit

ist die erfolgreiche Erstellung eines Berichts zum Alterungsmanagement sowie die Durchführung einer PSÜ. Dabei muss aufgezeigt werden, dass die Anlage den gegenwärtigen Sicherheitsanforderungen genügt. Dazu ist auch eine weitgehende Umsetzung der geplanten Maßnahmen des CCSUP erforderlich.

ABB-Siedewasserreaktoren

Der ABB-SWR ist ein Siedewasserreaktor schwedischer Bauart vom Hersteller ABB Atom. ABB Atom hat insgesamt 11 SWR-Anlagen in Schweden und Finnland errichtet, von denen noch 6 in Betrieb sind. Die Anlagen haben eine elektrische Leistung zwischen 440 und 1.500 MW_e und wurden zwischen 1971 und 1985 in Betrieb genommen.

In Schweden werden vier Siedewasserreaktoren des Herstellers ABB Atom betrieben: Am Standort Forsmark die Blöcke 1, 2 und 3 und am Standort Oskarshamn der Block 3. In Finnland werden die beiden Reaktorblöcke Olkiluoto 1 und 2 der zweiten ABB-Generation betrieben.

KKW Oskarshamn (Schweden)

Die in den schwedischen ABB-SWRs durchgeführten Nachrüstungen dienten der Erhöhung der Anlagensicherheit und der Mitigation von auslegungsüberschreitenden Unfällen. So wurden an beiden Standorten zur Sicherung der Integrität des Containments Ende der 80er Jahre ein gefiltertes Druckentlastungssystem installiert und die Containmentkühlung diversifiziert. Als weitere mitigative Maßnahme wurde im Jahr 2020 das Independent Core Cooling System (ICCS) als eine alternative Möglichkeit zur Kernkühlung bei Ausfall der Kernkühlung installiert.

Die Leistung des Blocks 3 am Standort Oskarshamn wurde durch verschiedenen Maßnahmen erhöht, wie Austausch der Reaktorzirkulationspumpen, der Reaktordruckbehälter-einbauten, der Absperrventile in der Frischdampfleitung, der Hochdruck- und Niederdruckturbinen, des Generators, Hilfsstromtransformatoren und der 400-kV-Transformatoren (2007 – 2009). Die analoge Leittechnik des Reaktorschutzsystems wurde durch eine digitale Leittechnik ausgetauscht. Die Kapazität des Nachwärmeabfuhrsystems und des Nachspeisewassersystems wurde erhöht. Für die Notfallzentrale wurden neue Dieselgeneratoren aufgestellt. Für die Emissionsüberwachung wurde eine neue nuklidspezifische Messeinrichtung im Abgassystem der Turbine installiert.

KKW Forsmark (Schweden)

Das Independent Core Cooling System (ICCS) für die Reaktoren am Standort Forsmark wurde in einem neuen Gebäude mit eigener Wasserquelle untergebracht. Die Messung des Füllstandes im RDB wurde diversifiziert. Die Niederdruckturbinen wurden ausgetauscht (2007 – 2009). Sowohl auf der Primär- als auch auf der Sekundärseite wurde die Leittechnik umfassend erneuert. Weitere Nachrüstmaßnahmen waren der Austausch der Kabel im Sicherheitsbehälter, die Installation einer Schutzeinrichtung für die Notstromdieselaggregate sowie das Aufstellen neuer Dieselgeneratoren. Für das Brennelementlagerbecken wurde eine unabhängige Wasserversorgung installiert. Für die Emissionsüberwachung wurde eine neue nuklidspezifische Messeinrichtung im Abluftkamin installiert.

Es wurde in den Blöcken 1 und 2 ein neues System zur Überwachung der Reaktorleistung eingebaut, die Kerngitter und die Dampf- und Wasserabscheider ausgetauscht, die Hochspannungsschaltanlage (2007 – 2009) und die Leistungstransformatoren (2019 – 2021) ausgetauscht. In Block 2 wurde die Hochdruckturbine ausgetauscht (2009), ebenfalls die elektrische Schaltanlage in der Warte (1995 – 2000).

KKW Olkiluoto (Finnland)

Die beiden Reaktorblöcke Olkiluoto 1 und 2 sind Siedewasserreaktoren der zweiten Generation des Herstellers ABB Atom und werden seit 1978 bzw. 1980 von Teollisuuden Voima (TVO) betrieben. Sie hatten ursprünglich eine elektrische Leistung von 660 MW_e, die zwischen 1982 und 2018 schrittweise auf 890 MW_e erhöht wurde, z. B. durch den Austausch der 8x8-Brennelemente durch 10x10-Brennelemente, der Dampfabscheider, der Ventile an der Hochdruckturbine und der Generatoren (1994 – 1998), der Hochdruckturbine und der Zwischenüberhitzer (2005 – 2006) sowie durch Modifikation des Speisewassersystems und Erhöhung der Kapazität des Nachwärmeabfuhrsystems (1994 – 1998). Motivation für die Nachrüstungen bei den finnischen ABB-SWR-Anlagen waren die Erhöhung der Sicherheit (z. B. durch Austausch der Leittechnik, Ermöglichung einer alternativen Wärmeabfuhr) sowie die Mitigation von auslegungsüberschreitenden Unfällen. Da die Wartung der bisherigen Notstromdiesel aufgrund von verschlechterter Ersatzteilversorgung und schwindender Unterstützung durch die Hersteller schwieriger wurde, wurden sie durch neue Modelle ersetzt (2021 – 2025). Zur Sicherung der Integrität des Containments wurden Ende der 90er Jahre ein gefiltertes Druckentlastungssystem und ein Containment-Überdruckschutzsystem installiert. Darüber hinaus wurden

weitere Maßnahmen zur Mitigation schwerer Unfälle getroffen, wie z. B. die Installation eines passiven Systems zur Flutung der Reaktorgrube. Weitere Maßnahmen wurden in der Folge getroffen, um die Integrität des Reaktorkerns im Falle eines Stromausfalls (Installation eines Hochdruck-Hilfsspeisewassersystems mit einer dampfbetriebenen Turbine) oder eines Ausfalls der ultimativen Wärmesenke sicherzustellen. Zur Gewährleistung der Kühlung von Komponenten mittels demineralisierten Wassers bei einem Ausfall der Kühlung durch die primäre ultimative Wärmesenke (Meerwasser) wurde das Hilfsspeisewassersystem 2020 modifiziert. Für eine alternative Möglichkeit zur Kühlung des Brennelementlagerbeckens durch das Feuerlöschsystem bei Ausfall der ultimativen Wärmesenke wurden entsprechende Rohrleitungen zur Wassereinspeisung installiert (2015 – 2016). Zur Erhöhung der Kapazität für die Zwischenlagerung der abgebrannten Brennelemente wurden die Brennelementlagerbecken 2015 erweitert. Auf Basis der STUK-Verordnung Y71/2016 wurde eine Notfallwarte errichtet (2015 – 2016). 2023 wurde die Turbinenleittechnik erneuert.

Westinghouse 2-Loop-Baureihe

Anlagen der Westinghouse 2-Loop-Baureihe sind in Europa die Blöcke Beznau 1 und 2 in der Schweiz, Doel-1 und -2 in Belgien sowie das KKW Krško mit einem Block in Slowenien. Doel-1 wurde im Februar 2025 dauerhaft abgeschaltet. Die Anlagen wurden zwischen 1969 und 1981 in Betrieb genommen und verfügen über eine thermische Leistung zwischen 1.130 und 1.994 MW_{th}. In allen Anlagen ist ein Austausch der Dampferzeuger erfolgt, wobei bezüglich des Werkstoffs der Heizrohre ein Wechsel von Inconel 600 auf das weniger korrosionsanfällige Inconel 690 TT stattfand. Zur Bespeisung der Dampferzeuger wurde in allen Anlagen mindestens ein Backupsystem hinzugefügt, am Standort Beznau sogar zwei solcher Systeme. Das Not- und Nachkühlsystem erhielt am Standort Beznau ebenso einen dritten Strang wie das Nachkühlsystem des KKW Krško. Zur Verbesserung der Notkühlfunktion wurde in Slowenien ein alternatives System zur Sicherheitseinspeisung ergänzt. Bezüglich der Notstromversorgung waren im KKW Doel anfangs vier Notstromdieselgeneratoren vorhanden (je 50 %), die durch fünf neue Dieselgeneratoren ersetzt wurden. Die Notstromversorgung des KKW Beznau erfolgte zunächst durch das Wasserkraftwerk Beznau sowie überflutungssicher aufgestellte „Flutdiesel“. Beides wurde im Rahmen des Projekts AUTANOVE durch zwei neue Notstromdieselgeneratoren je Block ersetzt. Das KKW Krško verfügte anfangs über zwei Notstromdieselgeneratoren. Hier wurde nachträglich ein dritter Dieselgenerator ergänzt. Zusätzlich stehen für alle Standorte nun auch mobile Dieselgeneratoren zur Verfügung.

An allen drei Standorten wurden die Anlagen mit einer gefilterten Druckentlastungsvorrichtung für das Containment ausgestattet, wobei unterschiedliche Technologien zum Einsatz kommen. Die Maßnahme wurde in der Schweiz bereits in den 1990er Jahren durchgeführt, in Belgien im Rahmen des LTO-Programms im Jahr 2019 und in Slowenien in Folge des Unfalls von Fukushima Daiichi. An den Standorten Beznau und Krško wurden zudem auch die Brennstoffgebäude mit Vorrichtungen zur Druckentlastung ausgerüstet. In allen Anlagen wurden die Möglichkeiten der Wasserversorgung des Brennelementbeckens verbessert. Im KKW Beznau wurden dazu ein alternatives Brennelementlagerbeckenkühlsystem und ein Brennelement-Notstandkühlsystem ergänzt. In Slowenien wurden ein Sprühsystem zum Auffüllen des Beckens und ein alternatives Kühlsystem installiert. Zudem wird dort ein Anhänger mit mobiler Ausstattung zur Kühlung des Beckens vorgehalten.

Es erfolgte eine Diskussion der weltweit in den 2-Loop-Anlagen von Westinghouse durchgeführten Nachrüstmaßnahmen. Im Detail wurde die Umsetzung in den Anlagen in der Schweiz, in Belgien und Slowenien betrachtet.

Westinghouse 3-Loop-Baureihe

Anlagen der 3-Loop-Baureihe von Westinghouse sind in Europa mit den Blöcken Ringhals-3 und -4 in Schweden, Tihange-3 und Doel-4 in Belgien sowie Almaraz-1 und -2, Asco-1 und -2 sowie Vandellós-2 in Spanien in Betrieb. Sie wurden zwischen 1980 und 1987 in Betrieb genommen und verfügen über eine thermische Leistung zwischen 2.941 und 3.300 MW_{th}. Auch in diesen Anlagen ist zumeist ein Austausch der Dampferzeuger erfolgt. Nur für Vandellós wird nicht über eine Erneuerung der Dampferzeuger berichtet. Wegen der Anfälligkeit von Inconel 600 gegenüber primärwasserinduzierter Spannungsrisskorrosion wurden zudem in allen Anlagen die RDB-Deckel ausgetauscht. Zum Schutz der Containmentintegrität bei schweren Unfällen wurden alle Anlagen mit Systemen zur gefilterten Druckentlastung des Containments ausgestattet – Ringhals-3 und -4 bereits im Jahr 1989, die übrigen Anlagen erst nach dem Unfall von Fukushima Daiichi. Zudem wurden passive autokatalytische Wasserstoffrekombinatoren in allen Containments installiert. Die Containments von Ringhals-3 und -4 erhielten zudem ein zusätzliches, unabhängiges Containmentsprühsystem. Auch die Notstromversorgung wurde in allen Anlagen gestärkt. Dazu wurden jeweils mobile Dieselgeneratoren bereitgestellt. Tihange-3 und das KKW Almaraz erhielten zusätzliche fest installierte Dieselgeneratoren. Die Notstromdieselgeneratoren von Ringhals-3 und -4 wurden modernisiert und Generalüberholungen und Leistungserhöhungen unterzogen. An den Sicherheitssystemen

wurden verschiedene Maßnahmen zur Verbesserung ihrer Funktion und Zuverlässigkeit durchgeführt. Beispielsweise können die Containmentsprühpumpen in Tihange-3 und Doel-4 nun auch als Backup der Niederdruckeinspeisepumpen verwendet werden. Am Standort Ringhals wurden Pumpenmotoren in verschiedenen Sicherheitssystemen zwischenzeitlich erneuert, so wie die Wärmetauscher des Nachkühl- und des Containmentsprühsystems im KKW Almaraz. In allen Anlagen wurden Vorkehrungen getroffen, um eine Verstopfung der Sumpfsiebe im Rezirkulationsbetrieb nach Kühlmittelverluststörfällen zu verhindern. Meist wurde im Zuge dessen deren Oberfläche vergrößert. In Tihange-3 und Vandello-2 wurden alternative Wärmesenken eingerichtet: in Belgien in Form eines Grundwasserbrunnens und in der spanischen Anlage in Form eines zweisträngigen Frischwassersystems mit Ventilatorühlturm. Doel-4 erhielt ein passives System zur Flutung der Reaktorgrube bei schweren Unfällen mit Kernschäden. In den beiden schwedischen Blöcken wurde ein zusätzliches, unabhängiges System zur Kernkühlung ergänzt, über das eine Einspeisung in den Primärkreis und in die Dampferzeuger möglich ist. In Doel-4 sowie den KKW Almaraz und Vandello wurden die Lagergestelle für Brennelemente im Lagerbecken ausgetauscht, da die anfangs verwendeten Boraflex-Lagergestelle dazu neigen, unter Einwirkung von Strahlung und Wärme brüchig zu werden. Im KKW Ringhals wurden die Lagergestelle verstärkt, um ihre Erdbebenbeständigkeit zu verbessern. Um die Kühlfunktion für Brennelemente im Lagerbecken zu verbessern, wurden in Doel-4 Anschlusspunkte für mobile Ausstattung eingerichtet, im KKW Almaraz Verbesserungen am vorhandenen Kühlsystem vorgenommen und im KKW Ringhals die Kapazität der Wärmetauscher erhöht. In den belgischen und schwedischen Anlagen wurde zudem die Füllstandsmessung des Brennelementelagerbeckens verbessert.

Es wurden neben den europäischen Anlagen in Belgien, Schweden und Spanien auch außereuropäische Anlagen in Taiwan, Japan und den USA in die Betrachtung einbezogen. Somit erstreckt sich der Betrachtungsumfang auch über die Anlagen Maanshan-1 und -2, Mihama-3, Beaver-Valley-1 und -2, Farley-1 und -2, Harris-1, North Anna-1 und -2, Robinson-2, Summer-1, Surry-1 und -2 sowie Turkey Point-3 und -4. Wie in den europäischen Anlagen wurden auch in Mihama und den amerikanischen Anlagen die Dampferzeuger erneuert, in Mihama, Beaver Valley, Farley, Surry und Robinson auch die RDB-Deckel. In den Anlagen in Mihama, Maanshan und Surry wurden Wasserstoffrekombinatoren unterschiedlicher Technologien nachgerüstet. In Surry handelt es sich um einen elektrischen Rekombinator, Maanshan erhielt passive autokatalytische

Wasserstoffrekombinatoren und in Mihama wurde eine Kombination aus passiven autokatalytischen Rekombinatoren und Wasserstoffzündern installiert. Nach dem Unfall von Fukushima wurde auch in den außereuropäischen Anlagen mobile Notfallausstattung, wie Dieselgeneratoren und Pumpen, bereitgestellt. Anstelle einer mobilen Pumpe wird in Maanshan ein zusätzliches Feuerwehrfahrzeug vorgehalten, das zur Bespeisung der Dampferzeuger eingesetzt werden kann. In den amerikanischen Anlagen Beaver Valley, Farley, North Anna, Robinson und Surry wurden sogenannte FLEX-Domes zur Unterbringung der mobilen Ausstattung errichtet. Das Containment der Anlage in Mihama wurde seismisch ertüchtigt und in Maanshan verschiedene Maßnahmen zur Verbesserung des Hochwasserschutzes ergriffen. In Maanshan und den amerikanischen Anlagen wurde die Oberfläche der Sumpfsiebe vergrößert.

2.1.3 Konferenzteilnahmen

Konferenzen der Société française d'énergie nucléaire (SFEN)

Am 14.11.2023 wurde an der Konferenz „Adapter nos installations aux enjeux de long terme“ der Société française d'énergie nucléaire (SFEN) teilgenommen. Die Konferenzteilnahme diente insbesondere der Verfolgung der Entwicklungen in Frankreich bezüglich der aktuellen Flotte (Laufzeitverlängerungen ≥ 60 Jahre), des EPR2, SMR- und AMR-Projekte sowie der Verfolgung generischer Sicherheitsfragen. Zusammenfassend konnten aus der Konferenzteilnahme die folgenden fachlichen Erkenntnisse gezogen werden:

- Die Kernenergie wird als notwendig für die Dekarbonisierung der Energieproduktion und für das Erreichen der Klimaziele gesehen.
- Die aktuelle Energiepolitik Frankreichs verfolgt den Ausbau der Kernenergie.
- Der Ausbau des französischen Kernenergieprogramms wird konkreter.
- Sowohl die Entwicklung des EPR2 als auch die Auswahl der Standorte für die drei EPR2-Doppelblockanlagen ist bereits weit fortgeschritten.
- Auch das Projekt „Nuward“ schreitet voran.
- Framatomes Projekte zu fortschrittlichen modularen Reaktoren befinden sich noch sehr stark in der Entwicklung.

- Der Lastfolgebetrieb wurde verstärkt berücksichtigt.
- Untersuchungen von zu erwartenden klimatischen Veränderungen fließen sowohl in die Bewertungen zum weiteren Betrieb bestehender Anlagen als auch in die Konzepte neuer Anlagen ein.

Ebenfalls wurden die Unterlagen des **Journée Technique der SFEN am 28. November 2024** zu additiven und fortschrittlichen Fertigungsmethoden gesichtet und ausgewertet. Die additiven und fortschrittlichen Fertigungsverfahren haben sich bereits in konventionellen Industriezweigen wie der Luft- und Raumfahrt oder der Eisenbahnindustrie bewährt. Dort konnten positive Aspekte bei Qualität, Kosten und Fristen, aber auch bei der Gestaltungsfreiheit nachgewiesen werden. Die Methoden werden zunehmend nun auch für Bauteile in Kernkraftwerken erprobt. In Frankreich wird diese Entwicklung angesichts der Laufzeitverlängerungen und Neubauten als großer Vorteil gesehen. Der Fachtag konzentrierte sich auf die Qualifizierung und Industrialisierung dieser Verfahren und stellte die Vorgehensweise der Kernenergiebranche dar. In einem Vortrag von EDF wurden die Definitionen und unterschiedlichen Arten der Technologie vorgestellt. Bei den additiven Verfahren sind dies das pulverbettbasierte Laserstrahlschmelzen (LPBF), das Lichtbogenauftragschweißen (WAAM) und das Laserauftragschweißen (LMD). Als fortschrittliche Technologie wurde das heiß-isostatische Pressen (CIC) genannt. Die Technologien wurden hinsichtlich ihres Funktionsprinzips, der Materialien, Anwendungen, Größe der Bauteile und Vorteile gegenübergestellt. Hier zeigte sich vor allem ein großer Unterschied bei den Anwendungsbereichen. Beispielsweise ist das LPBF vor allem für kleine Hochpräzisionsteile geeignet, das CIC für große Bauteile mit hoher Dichte. EDF hat ein eigenes Projekt DE FACTO zur Industrialisierung der additiven Fertigung in der Nuklearflotte. Ziel ist es, Qualifikationsmethoden für die additive Fertigung zu entwickeln und in den RCC-M Code Ausgabe 2026 zu integrieren. Dazu soll auch eine repräsentative Auswahl an Teilen in Kernkraftwerken eingesetzt werden. Die Auswahl soll auch unterschiedliche Klassifizierungen abdecken (nicht sicherheitsklassifiziert, sicherheitsklassifiziert nach RCCM und ESPN-klassifiziert (druckführend)). Es wurden von EDF Beispiele dargestellt für die Fertigung verschiedener Teile, z. B. Ventilkäfige, Ventilsitze, sogenannter „sphères de tranquillisation“ im Dampferzeuger (ein Hilfsmittel zur Füllstandsmessung). Zudem wurden von Seiten der Industrie mehrere konkrete Anwendungsbeispiele dargestellt, z. B. Pumpenräder und Rohrbögen. Insgesamt wurde aus den 12 Foliensätzen deutlich, dass die Aktivitäten bezüglich additiver Fertigung aktuell sehr umfassend sind und weiterverfolgt werden sollten. Aus diesem Grund wurde das Thema im Rahmen des AP 4 weiter untersucht.

2.2 Fortschreibung von Reaktorkonzept- und Erstellung weiterer Standortbeschreibungen

Es wurden die im Forschungsvorhaben 4720R01510 erarbeiteten Beschreibungen der westlichen Anlagenkonzepte mit dem Ziel der Erhaltung und Erweiterung der Kompetenz der GRS fortgeschrieben. Der Schwerpunkt lag dabei auf in Westeuropa betriebenen Druckwasserreaktoren von Framatome und Westinghouse.

Darüber hinaus wurden die im Forschungsvorhaben 4720R01510 erstellten Standortseiten um weitere sechs Anlagenstandorte in Frankreich erweitert.

2.2.1 Konzeptbeschreibungen

Konzeptbeschreibungen Europäische Westinghouse-Anlagen

Im Vorhabenszeitraum wurde der im Vorgängervorhaben erstellte umfassende Bericht zu den standortspezifischen Auslegungen der 2-Loop- und 3-Loop-Westinghouse-Anlagen in Europa weiter ergänzt und aktualisiert. Den Schwerpunkt dabei bildeten die neueren Entwicklungen bezüglich der Laufzeitverlängerungen in Spanien und Belgien.

Framatome CP-Baureihe

Es wurde die im Vorhaben 4720R01510 erstellte Reaktorkonzeptbeschreibung der französischen CP-Baulinie weiter ergänzt. Dabei wurden neue Erkenntnisse zu den Sicherheitssystemen, beispielsweise zum Sumpfbetrieb und zu Nachrüstungen ergänzt.

Framatome P4/N4-Baureihe

Die im Vorgängervorhaben 4720R01510 erstellte Konzeptbeschreibung der P4/N4-Baureihe von Framatome wurde aktualisiert und erweitert. Dazu wurden aktuelle Ereignisse aus den jeweiligen Anlagen in Kapitel 7 der Konzeptbeschreibung aufgenommen. Berücksichtigt wurden Ereignisse, die während der vergangenen zwei Jahre gemeldet wurden. Je Standort werden 1 – 2 Ereignisse exemplarisch beschrieben. Dabei zeigt sich, dass es insbesondere während oder in Folge von Revisionen mit Tests und Wartungsarbeiten und seltener während des normalen Leistungsbetriebs zu Zwischenfällen kam. In einigen Fällen waren die Ereignisse darauf zurückzuführen, dass es versäumt wurde, zwischenzeitlich erforderliche Änderungen wieder rückgängig zu machen, wie bspw. das

Öffnen oder Schließen von Ventilen, die Änderung von Einstellwerten oder die Umschaltung zwischen manueller und automatischer Steuerung. Teilweise waren auch technische Defekte ursächlich für Fehlfunktionen, wie z. B. defekte Platinen oder ein Kurzschluss.

2.2.2 Standortseiten

Im Rahmen dieser Arbeiten wurden sechs Standortseiten französischer Anlagen erstellt. Diese wurden in die Wissensbasis NuSi – Ausland in der PNS-Umgebung integriert. Die Standortseiten enthalten Informationen zu den Standortgegebenheiten, eine Kurzdarstellung des realisierten Reaktortyps, Informationen zum Projektablauf und Verweise auf weitere relevante Informationsquellen und GRS-Arbeiten.

Zudem werden ausgewählte Ereignisse aufgeführt. Die Seiten enthalten einen Nachrichtenteil, in welchem relevante Meldungen eingefügt werden. Relevante Unterlagen zu den Standorten werden ebenfalls auf den Seiten verlinkt. Einen Schwerpunkt bildete zudem die Darstellung der relevanten naturbedingten und zivilisatorischen Einwirkungen an den Standorten. Dazu wurden insbesondere die topografische Lage sowie auch die Erdbebengefährdung anhand von Karten dargestellt.

Folgende Standortseiten wurden erstellt:

- Standort Cattenom
- Standort Chooz
- Standort Nogent
- Standort Bugey
- Standort Gravelines
- Standort St. Alban

2.2.3 Erweiterung und Pflege der Darstellung auf dem PNS

Es wurden Anpassungen zur Darstellung der Arbeitsergebnisse auf dem Portal für nukleare Sicherheit (PNS) durchgeführt. Die im Vorgängervorhaben erstellte GeSi-Unterseite steht nun auch für die Darstellung der Ergebnisse dieses Vorhabens zur Verfügung.

Zudem wurden innerhalb der News neue Kategorien zur Betriebsführung für die im AP 3 verfolgten grenznahen Anlagen eingeführt. Neben den als „Ereignisse“ identifizierten Meldungen, die in die Datenbank eingetragen werden und als gefilterte Auswahl auf den Standortseiten erscheinen, werden nun die unterschwelligen Meldungen als „News“ geführt und sind über den entsprechenden Link auf den Standortseiten verfügbar.

2.3 Systematische anlagenspezifische Verfolgung der Betriebsführung im grenznahen Ausland

Im Arbeitspaket 3 wurde die Betriebsführung in den grenznahen Kernkraftwerken Tihange, Cattenom, Beznau, Gösgen und Leibstadt kontinuierlich verfolgt. Dazu wurden sowohl Informationen des Betreibers und der Behörde als auch der Netzbetreiber ausgewertet. Zudem wurde auch die jeweilige regionale Presse gesichtet.

Nachfolgend werden auszugsweise wesentliche Meldungen für die einzelnen Anlagen zusammengefasst:

Kernkraftwerk Tihange

- In der belgischen Anlage Tihange-3 wurde im September 2023 vom Netzbetreiber eine kurzzeitige Nichtverfügbarkeit gemeldet.
- Zu Tihange-3 wurde im Oktober 2023 eine Unverfügbarkeit aufgrund von Wartungsarbeiten von knapp drei Tagen gemeldet.
- Am 14. Februar 2024 kam es in der Anlage Tihange-3 zu einer automatischen Schaltung des Reaktors auf Inselbetrieb beim Austausch zweier Pumpen zur Kühlung des Generators.
- Das KKW Tihange-1 ist am 20.01.2025 unerwartet ausgefallen. Zwei Umwälzpumpen waren die Ursache für den Ausfall. Dabei handelte es sich um Pumpen im nicht-nuklearen Teil des Reaktors.
- Das Kernkraftwerk Tihange-1 veröffentlichte am 27.04.2025 ein meldepflichtiges Ereignis bzgl. einer zu langen vorübergehenden Anomalie in der Leistungsverteilung im Reaktorkern. Beim Anfahren des Kernreaktors Tihange-1 wurde eine vorübergehende Anomalie in der Leistungsverteilung im Reaktorkern festgestellt. Die Situation blieb einige Minuten länger als erlaubt außerhalb der normalen Grenzen, konnte

aber schnell unter Kontrolle gebracht werden. Die Anomalie wurde auf der INES-Skala als Stufe 1 eingestuft.

Kernkraftwerk Cattenom

Zu der französischen Anlage Cattenom berichtet der Betreiber EDF auf seiner Website über sämtliche Änderungen der Betriebszustände in den vier Blöcken.

- Im 4. Quartal 2023 wurde von Wartungsarbeiten und einer Turbinenschnellabschaltung (Block 4) berichtet. Im Dezember 2023 wurde Block 1 wegen mangelnder Stromnachfrage heruntergefahren.
- Block 4 wurde am 16. Februar 2024 aufgrund seiner dritten Zehnjahresrevision vom Stromnetz genommen.
- In der Nacht vom 9. auf den 10. April 2024 wurde der Block Nr. 3 abgeschaltet, um die Stromerzeugung von EDF an die geringere Stromnachfrage anzupassen. Diese Abschaltung wurde genutzt, um verschiedene übliche Wartungs- und Kontrollarbeiten durchzuführen. In der Nacht vom 28. zum 29. April 2024 wurde der Block Nr. 3 wieder an das Stromnetz von EDF angeschlossen.
- In der Nacht vom 3. auf den 4. Mai 2024 wurde der Block Nr. 1 heruntergefahren, um durch eine mehrwöchige Abschaltung eine Einsparung der im Reaktor enthaltenen Menge an Brennelementen zu erreichen, und zwar bis zur nächsten im März 2025 vorgesehenen planmäßigen Abschaltung zwecks Wiederbestückung und Wartung.
- Am 19. Mai 2024 wurde der Block Nr. 2 kurzzeitig vom Stromnetz getrennt, um die Produktion von EDF an das Verhältnis von Angebot und Nachfrage anzupassen. Außerdem wurde diese Abschaltung zur Durchführung von Wartungsarbeiten an der Turbine im nicht-nuklearen Bereich der Anlage genutzt. Am selben Tag wurde Block Nr. 2 wieder an das nationale Stromnetz angeschlossen.
- Am 30. Mai 2024 wurde der Block Nr. 3 vom Stromnetz abgekoppelt. Diese Abschaltung wurde geplant, um eine Wartung am Wasserkreislauf außerhalb des nuklearen Bereichs durchzuführen.
- Tests, die zwischen dem 23. Juni 2024 und dem 6. Juli 2024 an den vier Dampfdruckmesssensoren der Turbine durchgeführt wurden, während Reaktor 3 in Betrieb war, ergaben, dass auf einer elektronischen Platine eines Sensors ein Defekt vorlag, der dazu führte, dass er als nicht verfügbar anzusehen war. Dieser Sensor ist aber

vorgeschrieben, wenn der Reaktor in Betrieb ist. Die nachträglich vom Betreiber durchgeführte Analyse ermöglichte die Feststellung, dass die ersten Anzeichen einer Fehlausrichtung dieses Sensors bereits auf den März 2024 zurückgehen, so dass das in den Allgemeinen Betriebsvorschriften vorgesehene Reparaturkriterium von 3 Tagen nicht erfüllt wurde. Da die anderen drei Sensoren verfügbar geblieben seien, habe das Schutzsystem des Reaktors seine Funktion erfüllt. Sobald die Abweichung erkannt wurde, brachte der Bediener den Sensor wieder in Übereinstimmung und leitete eine eingehende Analyse dieses Ereignisses ein.

- Am 4. August 2024 wurde Block 4, der seit dem 16. Februar 2024 für die dritte Zehnjahresrevision abgeschaltet war, wieder ans Stromnetz angeschlossen. Im Revisionszeitraum wurden 17.000 Wartungs- und Instandhaltungsarbeiten sowie 80 Umbauten an den Anlagen im Hinblick auf den Weiterbetrieb des Reaktors für weitere zehn Jahre durchgeführt.
- Der Block 3 wurde am 24. Oktober 2024 vom Netz getrennt, nachdem sich die Turbine, die sich im sekundären Teil der Anlage befindet, abgeschaltet hatte. Diese Abschaltung erfolgte aufgrund eines aufgetretenen Fehlers an einem zur Kühlung des Sekundärkreislaufs (nicht nuklearer Bereich der Anlage) erforderlichen Bauteil. Im Anschluss an die notwendigen Kontrollen und Reparaturarbeiten wurde der Reaktorblock am 25. Oktober 2024 wieder ans Netz geschaltet.
- Am 29. Oktober 2024 stellte der Betreiber EDF im Rahmen des Wiederauffahrens des Reaktors von Cattenom 2 fest, dass eine Fehlfunktion des Dampfentlassventils der Turbopumpe, die einige Stunden zuvor aufgetreten war, dazu geführt hatte, dass das Dampfventil nicht verfügbar war, obwohl dies von den Allgemeinen Betriebsvorschriften gefordert wird. Sobald die Abweichung festgestellt wurde, begann der Bediener mit der Wiedereinbetriebnahme des Ventils und leitete eine eingehende Analyse dieses Ereignisses ein. Dieses Ereignis hatte keine Auswirkungen auf das Personal oder die Umgebung der Anlage. Es beeinträchtigte jedoch die Sicherheitsfunktion, indem es die Inbetriebnahmezeit der Turbopumpe verzögerte.
- Am 03.03.2025 wurde der Block 1 des KKW Cattenom vom nationalen Stromnetz getrennt, nachdem die Schutzmechanismen der Turbine im nicht-nuklearen Teil der Anlage ausgelöst hatten. Diese Auslösung erfolgte während der Durchführung einer regelmäßig stattfindenden Untersuchung. Die Blöcke 2, 3 und 4 waren währenddessen in Betrieb und an das nationale Stromnetz angeschlossen. Am 04.03.2025 wurde der Block 1 des KKW Cattenom wieder an das Stromnetz angeschlossen.

- Am 02.04.2025 wurde Block 4 abgeschaltet, um die Brennelementausnutzung angesichts der geringen Stromnachfrage zu optimieren. Die Blöcke Nr. 2 und 3 blieben in Betrieb und versorgten das nationale Stromnetz. Block Nr. 1 war seit dem 15. März 2025 zur „Teilrevision“ abgeschaltet, während derer ein Teil der Brennelemente erneuert und zahlreiche Kontroll- bzw. Wartungsarbeiten durchgeführt wurden. Block Nr. 2 wurde am 15.05.2025 vom nationalen Stromnetz getrennt, um ebenfalls angesichts der geringen Stromnachfrage die Brennelementausnutzung zu optimieren, und am 16.05.2025 wieder an das nationale Stromnetz angeschlossen. Am 24.05.2025 wurde Block 2 erneut aufgrund einer geringen Stromnachfrage vom nationalen Stromnetz getrennt und am 01.06.2025 wieder an das nationale Stromnetz angeschlossen.

Kernkraftwerk Beznau

- Am 12. August 2024 kam es im Block 1 des Kernkraftwerks Beznau (KKB) zu einer Schnellabschaltung aufgrund einer Fehlfunktion im nicht-nuklearen Teil der Anlage (Niveauregelung in einem von zwei Dampferzeugern). Das KKB 1 wurde vom Netz getrennt und befand sich in einem sicheren Zustand. Es bestand keine Gefahr für Mensch und Umwelt. Nach dem Beheben der Ursache für die Schnellabschaltung wurde die Anlage in Absprache mit der Aufsichtsbehörde ENSI am 13. August 2024 wieder ans Netz gebracht.
- Block 2 des KKB wurde am 06. August 2024 planmäßig für den Brennelementwechsel vom Netz getrennt. Während der rund zweiwöchigen Abstellung wurden 20 der insgesamt 121 Brennelemente im Reaktorkern ersetzt. Darüber hinaus wurden wiederkehrende Prüfarbeiten und Systemtests durchgeführt.
- Am 28. September 2024 nahm der Betreiber Axpo Block 1 für Reparaturarbeiten an einem Stromkabel vom Netz. Diese Arbeiten verliefen planmäßig. Dennoch verzögerte sich das Anfahren aufgrund neu vorliegender Resultate einer Überprüfung der Speisewasserbehälter im nicht-nuklearen Teil der Anlage. Nach Abschluss der Abklärungen bezüglich der Speisewasserbehälter ging Block 1 Ende Oktober 2024 wieder ans Netz.
- Nach umfangreichen Prüfungsarbeiten hat Axpo am 4. Dezember 2024 entschieden, den Betrieb des KKW Beznau bis 2033 zu sichern und dafür 350 Millionen CHF zu investieren. Nach umfangreichen Abklärungen und Untersuchungen unter Einbeziehung externer Spezialisten und Lieferanten sowie Gesprächen mit der Aufsichtsbehörde ENSI hat Axpo entschieden, dass Block 2 des Kernkraftwerks noch bis

2032 und Block 1 noch bis 2033 am Netz bleiben werden. Danach werden sie außer Betrieb genommen und stillgelegt.

- Bei einer Routineprüfung am 10.02.2025 wurde unbeabsichtigt eine Schnellabschaltung des KKB 2 ausgelöst. Die Anlage reagierte gemäß Auslegung und befand sich zu jeder Zeit in sicherem Zustand. Die Aufsichtsbehörde ENSI sowie weitere Behörden wurden vorschriftsgemäß informiert. Das KKB brachte die Anlage nach Abstimmung mit dem ENSI wieder ans Netz. Während des Wiederauffahrens war über dem Maschinenhaus der Anlage (nicht-nuklearer Teil) Wasserdampf sichtbar. Für die Bevölkerung und die Umwelt bestand keine Gefahr.
- Am 23.03.2025 kam es im KKW Beznau 2 erneut zu einer Reaktorschnellabschaltung. Auslöser war eine ausgefallene Verbindung zum 220-kV-Netz. Die Anlage reagierte wie in solchen Fällen vorgesehen und befand sich zu jeder Zeit in sicherem Zustand. Die Reparaturen für das Wiederauffahren von KKB 2 wurden abgeschlossen. Betroffen waren elektrische Komponenten im nicht-nuklearen Teil der Anlage. Nachdem die Störung behoben war, wurde KKB 2 wieder ans Netz gebracht. Die Aufsichtsbehörde ENSI hatte vorab ihre Freigabe zum Wiederauffahren erteilt.
- Das Kernkraftwerk Beznau 1 (KKB 1) wurde am 08.04.2025 planmäßig für den Brennelementwechsel vom Netz getrennt. Während der rund zwei-wöchigen Abstellung wurden 16 der insgesamt 121 Brennelemente im Reaktorkern ersetzt. Darüber hinaus wurden wiederkehrende Prüfarbeiten und Systemtests durchgeführt. Nach erfolgreichem Brennelementwechsel hat der Betreiber Axpo den Block 1 des Kernkraftwerks Beznau am 24.04.2025 wieder ans Netz gebracht. Nach der Freigabe des ENSI hat das KKB 1 den Leistungsbetrieb schrittweise wiederaufgenommen.

Kernkraftwerk Gösgen

- Im vierten Quartal 2023 wurde von einer Leistungsreduktion im KKW Gösgen berichtet.
- Das Kernkraftwerk Gösgen (KKG) wurde am 25. Mai 2024 zur Jahresrevision abgeschaltet, bei der 36 der insgesamt 177 Brennelemente ersetzt wurden. Zusätzlich zum Brennelementwechsel fanden wiederkehrende Prüfungen an bau-, maschinen-, elektro- und leittechnischen Systemen und Komponenten statt. Daneben waren umfangreiche Instandhaltungs- und Inspektionsarbeiten geplant, u. a. das Überprüfen des Reaktordruckbehälterdeckels und eines Dampferzeugers. Im Maschinen-

haus wurde ein Wasserabscheider umfassend überholt und im Schaltanlagegebäude wurde der Austausch der Batterien abgeschlossen. Am 17. Juni 2024 wurde bekannt gegeben, dass sich die Jahresrevision 2024 des KKW Gösgen von vier Wochen auf 4,5 Wochen verlängern werde. Grund dafür war die umfassende Überholung eines Wasserabscheider-Zwischenüberhitzers, der sich im Maschinenhaus, einem nicht-nuklearen Teil der Anlage, befindet. Im Verlauf der Überholung hatte sich gezeigt, dass bei Ersatzkomponenten Arbeiten nötig sind, die mehr Zeit beanspruchen. Am 26. Juni 2024 wurde die Stromproduktion wieder aufgenommen.

- Im Oktober 2024 wurde ein interner Transport mit 12 abgebrannten Brennelementen ins externe Nasslager durchgeführt.
- Das KKG hat aufgezeigt, dass es seinen Reaktor bei bzw. nach einem sehr schweren Erdbeben in einen sicheren und stabilen Zustand überführen kann. Die Prüfung durch ENSI der vom KKW Gösgen hierzu eingereichten Unterlagen hat ergeben, dass sowohl die Kernkühlung als auch die Kühlung der Brennelementlagerbecken des KKW Gösgen bei sehr schweren Erdbeben der Störfallkategorie 3, wie sie alle 10.000 Jahre zu erwarten sind, gewährleistet sind. Dies gilt auch für die Kombination von Erdbeben und erdbebenbedingtem Hochwasser. Der maximal zulässige Dosiswert von 100 Millisievert würde bei einem solchen Störfall nicht überschritten. Für den punktuell festgestellten Verbesserungsbedarf bei den Nachweisen der Störfallkategorie 3 erhebt das ENSI in seiner Stellungnahme Forderungen, welche die Gesamtergebnisse der Prüfung jedoch nicht grundsätzlich in Frage stellen und im Rahmen der laufenden Aufsicht weiterverfolgt werden.
- Im Februar und im April 2025 wurde vom KKG ein interner Transport mit jeweils 12 abgebrannten Brennelementen ins externe Nasslager durchgeführt.
- Am 24.05.2025 wurde das Kernkraftwerk Gösgen (KKG) wie geplant für die jährliche Jahresrevision, die etwa einen Monat dauert, abgeschaltet. Während dieser Zeit werden 36 von 177 Brennelementen durch solche, die neues Uran enthalten, ersetzt. Zusätzlich erfolgen umfassende Kontrollen und Instandhaltungsarbeiten an verschiedenen technischen Anlagen – sowohl im nuklearen als auch im konventionellen nicht-nuklearen Bereich. Ein wichtiger Punkt ist dabei die Inspektion des Reaktordruckbehälters und die Dichtigkeitsprüfung des Containments. Im nicht-nuklearen Teil wird zudem ein Wasserabscheider-Zwischenüberhitzer im Maschinenhaus komplett überholt. Am 25.06.2025 meldete der Betreiber, dass sich die Jahresrevision 2025 des KKG verlängert. Grund dafür ist die Erstellung und Überprüfung von

Nachweisen, die mit neuen Berechnungsmethoden für das Speisewassersystem erstellt wurden. Im Rahmen der technischen Modernisierung hat das KKG den Austausch von Rückschlagklappen im Speisewassersystem vorgesehen. Dabei wurden neue Berechnungsmethoden eingesetzt. Diese zeigten, dass im Lastfall eines Rohrbruchs in einzelnen Bereichen des Speisewasser-Rohrleitungssystems im nicht-nuklearen Teil der Anlage Überlastungen bzw. Druckspitzen auftreten können. Aufgrund von Berechnungen und des aktuellen Zustandes der Rohrleitungen kann ein solcher Rohrbruch für die kommenden Jahrzehnte nahezu ausgeschlossen werden. Das KKG meldete diesen Befund dem ENSI und erarbeitete umfassende Nachweise zum sicheren Anlagenbetrieb. Nach deren Prüfung und Freigabe durch das ENSI erfolgt das Wiederanfahren der Anlage.

Kernkraftwerk Leibstadt

- Die jährliche Revisionsabstellung für den Brennelementwechsel in Leibstadt fand vom 29. April bis 31. Mai 2024 statt.
- Im Rahmen der Revisionsabstellung hat das Kernkraftwerk Leibstadt (KKL) seinen jährlichen Brennstoffwechsel und zahlreiche Inspektionen vorgenommen sowie Instandhaltungs- und Modernisierungsarbeiten umgesetzt. Während der einmonatigen Produktionspause tauschte das KKL insgesamt 124 Brennelemente aus. Zudem wurden ein Steuerstab und 15 Steuerstabantriebe ersetzt. Ein Fokus der Revision lag auf der Erneuerung redundanter Sicherheits- und Hilfssysteme in der Leittechnik. Am 31. Mai 2024 ging das KKW Leibstadt wieder ans Netz.
- ENSI meldete am 23. September 2024 ein Ereignis aus dem KKL. Danach befand sich KKL im Abfahrprogramm zur Jahreshauptrevision, als sich am 29. April 2024 ein Vorkommnis ereignete. Während die sogenannten Einlassregelventile der Turbinen geschlossen wurden, um danach den Generator vom Netz zu trennen, öffnete sich zusätzlich zum geplanten Öffnen des Generatorschalters unerwartet der Blockleistungsschalter. Er öffnete sich in diesem Fall, weil der Generatorschutz fehlerhaft ausgelöst wurde. Die Anlage stand zu diesem Zeitpunkt bei einer Reaktorleistung von 15 Prozent. Mit dem unerwarteten Öffnen des Blockleistungsschalters wurde die Anlage vom externen 400-kV-Netz getrennt. Dies zog den Ausfall einer Reihe von Komponenten nach sich, unter anderem waren die Pumpen fürs Speise- und Hauptkühlwasser betroffen, sodass das Reaktorschutzsystem die automatische Reaktorschnellabschaltung auslöste. Die Stromversorgung der benötigten Komponenten zur Stabilisierung und zum Abfahren der Anlage erfolgte über das Reservenetz. Die

Anlage reagierte damit auslegungsgemäß. Der Reaktor wurde stabilisiert und die Anlage anschließend weiter für die Jahreshauptrevision abgefahren.

- Das KKL stellte im Rahmen seiner Jahreshauptrevision am 28.04.2025 die Stromproduktion für vier Wochen ein. Während der Revisionsdauer setzte das KKL 132 neue Brennelemente ein, was rund einem Fünftel des insgesamt 648 Brennelemente umfassenden Reaktorkerns entspricht. Parallel dazu wurden vier Steuerstäbe, zwölf Steuerstabantriebe und drei Neutronenflusslanzen getauscht. Nach erfolgreicher Digitalisierung der Leittechnik im Bereich der Notstromversorgung eines Sicherheitsstrangs im Vorjahr wurde die Leittechnik nun an weiteren redundanten Sicherheitssystemen erneuert und digitalisiert. Andere Schwerpunkte der Revision bildeten wiederkehrende Instandhaltungs- und Inspektionsarbeiten sowie Prüfungen an Systemen und Komponenten. Am 28.05.2025 konnte das KKL nach erfolgreicher Jahreshauptrevision wieder mit dem Stromnetz verbunden werden. Im Rahmen des Wiederanfahrprozesses kam es bei einem Funktionstest in der Nacht vom 29. auf den 30. Mai 2025 unbeabsichtigt zu einer Reaktorschnellabschaltung. Die Anlage funktionierte auslegungsgemäß. Die Sicherheit von Mensch und Umwelt war zu jedem Zeitpunkt gewährleistet. Nach Freigabe durch das ENSI konnte die Anlage bereits im Laufe der Nacht auf Freitag wieder angefahren werden.

Die Meldungen wurden an unterschiedlichen Stellen entsprechend hinterlegt:

Ereignisse wurden in der Datenbank zu Betriebsereignissen eingepflegt. Dazu wurde die bereits vorhandene Datenbank zu Betriebsereignissen in Kernkraftwerken russischer Bauart entsprechend erweitert und gefilterte Listen mit den Ereignissen auf die Standortseiten des KKW Cattenom, KKW Beznau, KKW Gösgen, KKW Leibstadt und KKW Tihange verlinkt.

Es wurden zudem „Unterschwellige Ereignisse“ und Meldungen in einer neuen Kategorie „Betriebsführung“ auf den jeweiligen Standortseiten auf der WB NuSi dargestellt. Zusätzlich wurden alle relevanten Meldungen als „News“ auf die WB NuSi gesetzt.

Insgesamt trug die Verfolgung dazu bei, das Gesamtbild zu den Anlagen zu vervollständigen. Die Informationslage ist jedoch unterschiedlich, so dass eine Vergleichbarkeit der Betriebsführung auf Basis der Meldungen nicht möglich ist. Es konnte beobachtet werden, dass in Frankreich auch Ereignisse und Meldungen unter INES 1 öffentlich sowohl

vom Betreiber EDF als auch von der Behörde ASNR bekannt gegeben werden. Hingegen werden in den anderen verfolgten Ländern nur wenige Informationen zum Betrieb veröffentlicht. Grundsätzlich ist die Verfolgung jedoch insbesondere für die Vorbereitung der bilateralen Treffen hilfreich, da so im Vorfeld schon Trends erkannt werden können und Diskussionspunkte und konkrete Fragen vorbereitet werden können.

2.4 Untersuchungen zu generischen sicherheitstechnischen Fragestellungen für grenznahe Anlagen

In diesem Arbeitspaket wurden mit dem Fokus auf grenznahe Anlagen aktuelle Entwicklungen zu generischen sicherheitstechnischen Fragestellungen untersucht. Dies beinhaltete ein Screening zu den aktuellen Entwicklungen bei generischen sicherheitstechnischen Fragestellungen, eine Charakterisierung des Standes von Wissenschaft und Technik zu ausgewählten Fragestellungen sowie Untersuchungen zu aktuellen Entwicklungen bei Standortgefährdungsanalysen.

Die Arbeiten bauten auf den Arbeiten der GRS zu generischen Sicherheitsfragen und der Wissensbasis GeSi auf, die im Vorhaben 4720R01510 und den Vorgängervorhaben bearbeitet wurden.

2.4.1 Screening zu generischen sicherheitstechnischen Fragestellungen

In Fortsetzung der Aktivitäten aus dem Forschungsvorhaben 4720R01510 wurde ein Screening zu den Entwicklungen bei generischen sicherheitstechnischen Fragestellungen durchgeführt. Dabei werden sowohl relevante aktuelle Entwicklungen bei den bereits in der GeSi-Datenbank erfassten Fragestellungen als auch neue sicherheitstechnische Fragestellungen identifiziert und ausgewertet. Das Screening erfolgte unter Berücksichtigung der weltweiten Entwicklungen. Der Fokus der Auswertung lag jedoch auf Fragestellungen, die für die in den Nachbarländern betriebenen Kernkraftwerke relevant sind.

Für das jährliche Screening wurden verschiedene Informationsquellen ausgewertet. Dazu gehörten insbesondere Konferenzbeiträge, Publikationen der Regulierungsbehörden und TSOs sowie auch die Informationen aus bilateraler und internationaler Zusammenarbeit. Dazu wurde ein Living Document mit Prioritäten geführt. Neben der vertieften Betrachtung der im AP 3 gesammelten Meldungen zur Betriebsführung wurden auch weitere in Frankreich aufgetretene Ereignisse gescreent. Es wurden die Unterlagen der

jährlichen Regulatory Information Conference der USNRC gescreent und generische Fragestellungen identifiziert. Vor allem aus der LTO-Session ergaben sich neue Informationen.

Die nachfolgende Liste stellt einen exemplarischen Auszug dar:

- Eigenschaften neuer Brennstoffe und Materialien
- Optimierungsmöglichkeiten für Kühlsysteme
- Dampferzeugerschäden (Japan)
- Thermische Versprödung (bei Rohrbögen in F)
- Strahlungsinduzierte Spannungsrisskorrosion an Steuerstäben (Westinghouse)
- Neubewertung der Lebensdauer von Komponenten (Steuerstabfingerhalter ukrainische Anlagen)
- Lagerung und Stillstandszeiten von Komponenten
- Neue CSFI-Fälle und Umgang
- Herausforderungen beim Lastfolgebetrieb
- Bedeutung der selektiven Korrosion beim Langzeitbetrieb
- Brandereignisse an Notstromdieseln
- Brandereignisse an Transformatoren
- Einfluss häufiger Lastwechsel auf Komponenten (Hintergrund Netzstabilität in der Ukraine)

2.4.2 Charakterisierung des Stands von Wissenschaft und Technik zu ausgewählten Fragestellungen

Wasserstoffmanagement bei schweren Unfällen

Im Rahmen des Arbeitspakets 4 wurde eine Untersuchung zum Stand von Wissenschaft und Technik zum Wasserstoffmanagement bei schweren Unfällen sowie zur Umsetzung des Wasserstoffmanagements in ausgewählten Anlagen durchgeführt. Als Quellen für die Recherche wurden die der GRS bereits bekannten Informationen sowie Dokumente der OECD/NEA und die CNS-Berichte der Länder Frankreich, Belgien, Niederlande,

Schweiz, Spanien, Tschechien, Schweden, Finnland, Kanada und Japan genutzt. Bis auf die Tschechische Republik und Schweden haben alle untersuchten Länder spezifische Anforderungen an das Wasserstoffmanagement bei schweren Unfällen. Die nationalen Anforderungen der untersuchten Länder zur Wasserstoffbeherrschung sehen vor, dass ein Einsatz von PARs und einem freien großen Sicherheitsbehältervolumen oder einer Stickstoff-Inertisierung des Sicherheitsbehälters ausreichen sollte. Die Umsetzung der Nachrüstungen in den Ländern erfolgte in vielen Teilen analog mit feinen Unterschieden. Das Wasserstoffmanagement für einen Druckwasserreaktor in den untersuchten Ländern kann aus einem großen freien Volumen des Sicherheitsbehälters und dem Einsatz von PARs zusammengefasst werden. In den DWRs aus Finnland, Japan und Kanada sind zusätzlich Zünder im Einsatz. Das Wasserstoffmanagement in allen Siedewasserreaktoren wird durch einen mit Stickstoff inertisierten Sicherheitsbehälter gehandhabt. Die SWRs mit einem Mark III Containment aus Spanien und der Schweiz setzen aufgrund des größeren freien Containmentvolumens auf Zünder zur Wasserstoffbeherrschung. Das KKW Temelín verfügt über PARs sowohl für Auslegungsstörfälle als auch für auslegungsüberschreitende Störfälle, um die Integrität des Sicherheitsbehälters sicherzustellen.

Borverdünnung in Druckwasserreaktoren

Borsäure wird als lösbarer Neutronenabsorber im Primärkreis von Druckwasserreaktoren eingesetzt. Unter normalen Betriebsbedingungen wird mit Hilfe der Borsäure die Reaktivität kontrolliert und Abbrand und Xenonvergiftung innerhalb der vorgegebenen Reaktivitätsmargen kompensiert. Bei Revision und Stillstand der Anlage und Beladung des Kerns wird mit Hilfe der Borsäure die geforderte Unterkritikalität eingestellt. Eine zu geringe Borkonzentration kann zu Leistungsexkursion mit Brennelementschäden führen.

Bei den Deionationsstörfällen werden zwei Gruppen unterschieden. Die mit inhomogener (Deionationspfropfenbildung) und solche mit homogener Vermischung.

Bei der inhomogenen Vermischung mit Deionationspfropfenbildung kann potenziell prompte Rekritikalität im Kern mit der Folge von Brennelementschäden auftreten. Weltweit wurden intensive Untersuchungen zum sogenannten Reflux-Condenser-Betrieb durchgeführt, der bei kleinen Leckgrößen auftreten kann und als der kritischste Pfad angesehen wird. Dementsprechend sind für die Druckwasserreaktoren im Betrieb und auch bei neuen Anlagen im Genehmigungsverfahren Nachweise zu dessen Beherr-

schung zu erbringen. Als Maß wird hierbei die Einhaltung bestimmter kritischer Borkonzentrationen im Kern gefordert, die sich je nach Design der Anlage unterscheiden. Mit der Minderborierung in Flutbehältern in einer deutschen Anlage und der Ansammlung von niedrig borisiertem Kühlmittel in einem Pumpenbogen in einer französischen Anlage wurden Beispiele für Ereignisse mit Deionatspfropfenbildung aufgezeigt.

Im Gegensatz zu der inhomogenen Vermischung tritt bei homogener Vermischung kein prompter Reaktivitätseintrag auf. Eine unerkannte Deborierung mit homogener Vermischung kann zu einem allmählichen Leistungsanstieg bei bestehender Kühlmittelumwälzung führen. Dabei sind im Vergleich zur Pfropfenproblematik sowohl die Zeiträume deutlich länger als auch die notwendigen Volumina unborierten Wassers deutlich größer, bevor es zu einem Leistungsanstieg kommt. Wie die Auswertung der Betriebserfahrung des IRS (International Reporting System) zeigt, sind die Anlagenzustände während der Revision beim Stillstand und dem BE-Wechsel besonders anfällig für ungewollte Borverdünnung. Allerdings kam es bei keinem dieser Ereignisse zu einer Rekritikalität mit Leistungsanstieg im Kern. Als Hauptursachen wurden Abweichungen von vorgeschriebenen Prozeduren und das Nichterkennen von Ventilfehlstellungen identifiziert. Dementsprechend sind bei den im Laufe der Zeit eingeführten Maßnahmen zur Vermeidung ungewollter Borverdünnung neben der kontinuierlichen Überwachung der Borkonzentration auch die Optimierung von Prozeduren, die intensivere Schulung des Personals und die bessere Erkennbarkeit von Ventilstellungen enthalten. Durch das komplexe Zusammenspiel der unterschiedlichen Systeme bei Reinigung, Wartung sowie Ent- und Aufborierung gibt es viele mögliche Pfade, die potenziell zu einer Unterschreitung der vorgeschriebenen Borkonzentration führen können. Deshalb kann davon ausgegangen werden, dass trotz der kontinuierlichen Verbesserungen auch zukünftig noch Ereignisse mit Borverdünnung auftreten werden.

Aktuelle Entwicklungen bzgl. additiver Fertigung

Die additive Fertigung beginnt sich im nukleartechnischen Bereich als vielversprechende Technologie zu etablieren, insbesondere zur Herstellung komplexer Komponenten unter wirtschaftlichen und geometrischen Restriktionen. Der in diesem Arbeitspunkt erstellte Bericht beleuchtet neben den wichtigsten Additive Manufacturing (AM)-Verfahren die regulatorischen Wege zur Qualifikation und Zulassung sicherheitsrelevanter Bauteile in den USA unter Berücksichtigung von NRC-Vorgaben sowie des ASME-Codes. Ein Schwerpunkt der aktuellen internationalen Aktivitäten liegt auf der Bewertung der Qualifizierungsprozesse, etwa am Beispiel der Legierung 316 und den hierfür etablierten

Prüfanforderungen auf Basis von ASME PTB-13-2021 und Code Case 3020. Die Bestrebungen zur Code-Integration werden insbesondere durch das DOE-Programm AMMT (Advanced Materials and Manufacturing Technology) in den USA vorangetrieben, in dessen Rahmen führende nationale Forschungseinrichtungen eine zentrale Rolle einnehmen /DOE 22/. Neben der Ersatzteilerfertigung in bestehenden Reaktoren als Anwendungsschwerpunkt für Betreiber und Zuliefer-Industrie führen AM-Komponenten zur Effizienzsteigerung des Reaktorkerns in Tests mit neuen Reaktorkonzepten. Die im Bericht beschriebenen Anwendungsbeispiele und der Fortschritt in der ASME-Qualifizierung zeigen, dass AM-Komponenten auch bei sicherheitsrelevanten Systemen in der Kerntechnik in naher Zukunft zu erwarten sind, sobald strukturierte Qualifikationspfade etabliert wurden. In Kürze ist insbesondere die vollständige ASME-Code-Fähigkeit von LPBF-316H für Hochtemperaturanwendungen (ASME Section III, Div. 5) als Meilenstein zu erwarten. Entscheidend wird sein, inwieweit die regulatorischen Behörden auch beschleunigten Qualifizierungsstrategien in den laufenden Code-Case-Prozessen folgen.

2.4.3 Untersuchungen zu aktuellen Entwicklungen bei Standortgefährdungsanalysen

Grundlage für die Auslegung gegen Einwirkungen von außen (EVA) und für die entsprechende sicherheitstechnische Bewertung bestehender Anlagen sind Untersuchungen zu den wesentlichen Charakteristika der jeweils zu unterstellenden Einwirkungen im Rahmen sogenannter Standortgefährdungsanalysen. Dabei kommen in den einzelnen Ländern unterschiedliche Methoden zur Anwendung, welche insbesondere aus den verschiedenen regulatorischen Vorgaben resultieren. Dies führt dazu, dass das für bestimmte Einwirkung ausgewiesene Sicherheitsniveau oft nur schwer mit dem in einem anderen Land zu vergleichen ist. Um eine bessere Grundlage für die Bewertung der Sicherheit grenznaher Anlagen zu schaffen, werden daher in diesem Eigenforschungsvorhaben drei Aspekte der Standortgefährdung durch naturbedingte Einwirkungen näher untersucht:

- Vergleich der Ergebnisse unterschiedlicher Hochwassergefährdungsanalysen
- Berücksichtigung der Gefährdung grenznaher Anlagen durch induzierte Erdbeben
- Vergleich unterschiedlicher Vorgehensweisen zur Gefährdungsermittlung von Starkregenereignissen

Vergleich der Ergebnisse unterschiedlicher Hochwassergefährdungsanalysen

Hochwasserschutzmaßnahmen und die Gefährdung der Überflutungsermittlung an Kernkraftwerksstandorten waren wiederholt Gegenstand von Untersuchungen in Vorgängervorhaben. Hierbei blieb jedoch immer die Frage offen, wie sich die Ergebnisse unterschiedlicher Vorgehensweisen bei der Gefährdungsermittlung an Flusstandorten relativ zueinander verhalten. Dies gilt insbesondere für das französische Verfahren nach dem ASN-Guide N°13, das vom international üblichen Ansatz, unmittelbar ein Hochwasserereignis mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr zu ermitteln, abweicht /ASN 13/.

Um die Auswirkungen der unterschiedlichen Vorgehensweisen auf das ermittelte Bemessungsereignis einschätzen zu können, wurden für einen Referenzstandort Bemessungshochwasserereignisse nach unterschiedlichen länderspezifischen kerntechnischen Regeln ermittelt und verglichen. Um die Abhängigkeit der Methoden von unterschiedlichen Werten der empirischen Schiefe zu untersuchen, wurden zudem an 150 synthetisch erzeugten Pegel datensätzen vergleichende Untersuchungen für drei verschiedene Verfahren durchgeführt.

Für den untersuchten Pegel Kemmern bietet das Verfahren nach Kleeberg/Schumann (Pearson-III-Verfahren mit maximierter Schiefe) eine konservative Abschätzung, die jedoch durch die noch konservativere Abschätzung mittels der Log-Pearson-III-Verteilung übertroffen wird. In den USA wird die Log-Pearson-III-Verteilung regelmäßig zur Hochwassergefährdungsermittlung, auch im nichtnuklearen Bereich, verwendet. Das französische Verfahren bietet eine Abschätzung, die etwas über dem Pearson-III-Verfahren liegt und innerhalb der Bandbreite aller sonstigen untersuchten Verfahren liegt. Das französische Verfahren kann in dieser Hinsicht als geeignet angesehen werden, um ein Hochwasser mit einer jährlichen Überschreitenswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr zu ermitteln.

Bei der Untersuchung unterschiedlicher Verfahren mittels synthetischer Pegel datensätze kann zusammenfassend festgestellt werden, dass bei kleineren Schiefen im Bereich $< 1,5$ sowohl die Gumbel-Verteilung als auch die Pearson-III-Verteilung im Vergleich zum französischen Verfahren tendenziell höhere Ergebnisse liefert. Bei Schiefen ab etwa 2 liefert das französische Verfahren im Mittel die höchsten Abflussmengen, wobei die Schwankungsbreiten der Ergebnisse der einzelnen Verfahren zum Teil beträcht-

lich sind. Über weite Bereiche der empirischen Schiefe ergibt sich ein großer Überlappungsbereich zwischen den einzelnen Verfahren für synthetische Datensätze mit unterschiedlichen Mittelwerten und Standardabweichungen. In der Tendenz scheint aber das französische Verfahren bei großen empirischen Schiefen zu konservativeren Werten zu führen als die zwei anderen hier betrachteten.

In der Gesamtschau kristallisiert sich bei diesen Vergleichen kein Verfahren heraus, das generell den anderen Verfahren überlegen wäre bzw. generell zu konservativeren Ergebnissen führen würde. Die Konservativität eines bestimmten Verfahrens zur Extrapolation kann jeweils nur im konkreten Einzelfall (für einen bestimmten Pegel) belegt werden, da die Ergebnisse der Extrapolation von einer Vielzahl an Faktoren abhängig sind.

Berücksichtigung der Gefährdung grenznaher Anlagen durch induzierte Erdbeben

Durch die Ausbeutung von Erdgas- und Öllagerstätten, den Bergbau und die Geothermie-Nutzung gewinnen induzierte Erdbeben zunehmend an Bedeutung. Solche Erdbeben können – zumindest lokal – durchaus nennenswerte Intensitäten erreichen. Ziel der Arbeiten war es, als Grundlage für eine sicherheitstechnische Bewertung die Charakteristika induzierter Erdbeben zu beschreiben, die räumliche Verteilung der möglichen Quellen in Mitteleuropa aufzuzeigen und die sicherheitstechnische Relevanz induzierter Erdbeben für grenznahe Anlagen im benachbarten Ausland zu bewerten. Hierzu wurden – soweit dies möglich war – auch die Regelwerke der Nachbarländer im Hinblick auf die explizite Berücksichtigung induzierter Erdbeben gesichtet.

Für die Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung induzierter Erdbeben ist zwischen „ausgelösten Erdbeben“ und „direkt induzierten Erdbeben“ zu unterscheiden. Ausgelöste Erdbeben ereignen sich an bereits existierenden geologischen Störungen. Sie korrelieren daher in der Regel räumlich mit Gebieten erhöhter Seismizität, in denen kerntechnische Anlagen im Allgemeinen ohnehin gegen seismische Einwirkungen ausgelegt sind. Die (vorzeitig) ausgelösten Erdbeben haben in diesen Regionen einerseits nur einen geringfügigen Einfluss auf die Standortgefährdung und andererseits ist ihre generelle Charakteristik mit der natürlicher (tektonischer) Erdbeben weitgehend identisch. Ihre sicherheitstechnische Bedeutung ist daher eher gering. Bei direkt induzierten Erdbeben ist dies anders: Sie können aufgrund der entsprechenden menschlichen Aktivitäten auch weitab bekannter geologischer Störungszonen auftreten und unterscheiden

sich auch hinsichtlich ihrer Eigenschaften meist von tektonischen Erdbeben. Daher stehen bei der weiteren Diskussion die direkt induzierten Erdbeben im Vordergrund.

Direkt induzierte Erdbeben können insbesondere durch Bergbauaktivitäten, aber auch durch Öl- und Erdgasgewinnung sowie Geothermie (sofern Gesteinsformationen gezielt aufgebrochen werden) verursacht werden. Dabei sind bisher Erdbeben mit Magnituden im Bereich bis ca. 5,6 aufgetreten. Etwas größere Magnituden können aber auch nicht völlig ausgeschlossen werden.

Aufgrund der meist geringen Herdtiefen (einige hundert Meter bis wenige Kilometer) bei direkt induzierten Erdbeben sind die Auswirkungen an der Oberfläche in der Nähe des Epizentrums meist stärker als bei tektonischen Erdbeben vergleichbarer Stärke (deren Herde liegen in Mitteleuropa meist in Tiefen um die 10 bis 15 km), nehmen jedoch mit zunehmender Entfernung vom Epizentrum auch deutlicher ab. Die von Schäden betroffene Fläche bzw. der Schütterradius ist also in der Regel geringer. Insofern sind Quellen direkt induzierter Erdbeben insbesondere für kerntechnische Einrichtungen in deren unmittelbarer Umgebung von Bedeutung.

Als Regionen mit direkt induzierten Erdbeben stechen in Mitteleuropa insbesondere

- a) die Kohle- und Salzbergbauggebiete im Ruhrgebiet und in Mitteldeutschland sowie die Gasfelder in der Norddeutschen Tiefebene,
- b) die Niederlande mit der Gasförderung und
- c) Polen mit den Bergbaugebieten im Südwesten des Landes

hervor.

In den kerntechnischen Regelwerken Deutschlands und der Nachbarländer finden induzierte Erdbeben meist keine explizite Erwähnung. Ausnahmen stellen das polnische und das britische Regelwerk dar. Im britischen Regelwerk wird jedoch auch betont, dass es für Standortgefährdungsanalysen im Zusammenhang mit induzierten Erdbeben bisher noch keine allgemein akzeptierte Methodik gibt. Die entsprechenden Regelwerkspassagen weisen dementsprechend nur auf Aspekte hin, die Gefährdungsanalysen für induzierte Erdbeben von solchen für tektonische Erdbeben unterscheiden und dementsprechend besondere Beachtung erfordern. Aufgrund der oben angesprochenen

Charakteristika induzierter Erdbeben stellt die Tatsache, dass sie in kerntechnischen Regelwerken meist nicht explizit behandelt werden, im Allgemeinen kein sicherheitstechnisches Problem dar. Lediglich bei Standorten in unmittelbarer Nähe zu Quellen direkt induzierter Erdbeben sollte auf eine Berücksichtigung dieser speziellen Form von Einwirkung geachtet werden.

In den Niederlanden geht zwar das kerntechnische Regelwerk nicht explizit auf induzierte Erdbeben ein (ähnlich wie in Deutschland), die geforderten Standortgefährdungsanalysen sollten nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik jedoch die Berücksichtigung induzierter Erdbeben miteinschließen.

Da Polen plant, in größerem Umfang Kernkraftwerke zu bauen, könnten die Bergbaugebiete im Südwesten des Landes, die räumlich mit wichtigen Industriezentren korrelieren, in Zukunft aus sicherheitstechnischer Sicht Bedeutung erhalten. Das erste Kernkraftwerk wird zwar im Norden des Landes gebaut werden, aber es gibt auch Diskussionen, in Zukunft Kohlekraftwerke durch Small Modular Reactors (SMR) zu ersetzen. Dies könnte dann zum Bau von SMRs in den genannten Bergbau- und Industriegebieten führen. Dort wäre es dann wichtig, dass mögliche bergbauinduzierte Erdbeben bei der Auslegung der Anlagen berücksichtigt werden.

Vergleich unterschiedlicher Vorgehensweisen zur Gefährdungsermittlung von Starkregenereignissen

Starkregenereignisse und deren potenzielles Risiko an Kernkraftwerksstandorten waren wiederholt Gegenstand von Untersuchungen in Vorgängervorhaben. Hierbei blieb jedoch immer die Frage offen, wie sich die Ergebnisse unterschiedlicher Vorgehensweisen bei der Gefährdungsermittlung relativ zueinander verhalten. Dies gilt insbesondere für das französische Verfahren nach dem ASN-Guide N°13, das vom international üblichen Ansatz, unmittelbar ein Starkregenereignis mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr zu ermitteln, abweicht.

Starkregenereignisse können in verschiedener Weise auf Kernkraftwerksstandorte wirken, dabei sind Starkregenereignisse mit kurzer Zeitdauerstufe (5 – 30 Minuten) am ehesten relevant für die Drainagesysteme, die üblicherweise nur auf Ereignisse mit geringen Wiederkehrperioden (2 – 50, manchmal 100 Jahre) ausgelegt sind und bei Niederschlägen mit größeren Wiederkehrperioden überlastet sind. Bei Überlastung der

Drainagesysteme wird von einem Wasserabfluss an der Oberfläche ausgegangen. Analoge Überlegungen gibt es hinsichtlich von Dachentwässerungssystemen. Bei ungünstiger Auslegung – speziell bei Versagen (Verstopfung) der Drainagesysteme der Kernkraftwerksstandorte und ohne Oberflächendrainage von den Gebäuden weg, können Starkregenereignisse jeglicher Dauerstufe zu erheblichen Wasserständen zwischen Gebäuden führen. Dies kann zum Versagen von Gebäudeabdichtungen und damit Wassereintrag in Gebäude führen. Der zweite relevante Einwirkungspfad sind durch Starkregenereignisse ausgelöste Sturzfluten in Richtung des Kernkraftwerksstandortes. Die relevanten Zeitdauerstufen liegen hierbei üblicherweise im Bereich 30 – 120 Minuten.

Bezüglich des möglichen sicherheitsrelevanten Einwirkungspfads „Wasserstand auf dem Anlagengelände“ sind folgende Anmerkungen zu machen. Nach Kenntnis der GRS wird das Versagen (Verstopfung) von Drainagesystemen generell unterstellt. Eine Verhinderung von wesentlichen Wasserständen zwischen Gebäuden wird im Allgemeinen dadurch erreicht, dass Gefälle in der Geländeoberkante von Gebäuden wegführt und so immer ein Oberflächenabfluss von den Gebäuden weg erfolgen kann. Ein Eindringen von Wasser bei Starkregen wird zumeist durch Gebäudeabdichtungen sowie Höherlegung von Gebäudeeingängen verhindert. Zudem werden Durchdringungen unterhalb der Geländeoberkante wasserdicht ausgebildet und das Eindringen von Wasser über Kabel- oder Rohrkanäle verhindert. Bei konsequenter Auslegung und regelmäßiger Überprüfung dieser Auslegungsbedingungen (z. B. Prüfung auf Geländeabsackungen) erscheinen lokale Starkregen selbst mit Drainagesystemversagen und höheren als erwarteten Niederschlägen wenig geeignet, die Sicherheit einer Anlage zu gefährden. Die Wahl des Verfahrens zur Ermittlung von Starkregenereignissen ist hier von sekundärer Bedeutung.

Bezüglich des möglichen sicherheitsrelevanten Einwirkungspfads „Sturzfluten auf das Anlagengelände“ sind folgende Anmerkungen zu machen: Sturzfluten und ihre Eigenschaften hängen wesentlich von den bei der Analyse angesetzten Niederschlägen, den Einzugsgebietsgrößen und -gefällen sowie den Landnutzungseigenschaften und Böden ab. Die Wahl eines höheren anzusetzenden Niederschlags für die Sturzflutanalyse ist hier immer als konservativ anzusehen. Für Sturzfluten sind zumeist – abhängig von den Einzugsgebietseigenschaften – Niederschläge mit Zeitdauern von 30 Minuten bis 120 Minuten relevant. Hier liefert das untersuchte französische Verfahren – zumindest für die untersuchte Messstelle – die konservativsten Niederschlagswerte bzw. zumindest vergleichbare Niederschläge wie die anderen untersuchten Verfahren. Das Verfahren ist

in dieser Hinsicht als konservativ anzusehen. Zudem wird die Konservativität des französischen Verfahrens verstärkt, weil der ermittelte Abfluss aus einem kleinen Einzugsgebiet – auf Grund des Niederschlags – mit einem Faktor 2 multipliziert wird.

2.4.4 Konferenzteilnahmen

ICONE 31

Vom 05. bis 08.08.2024 wurde an der International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 31) in Prag teilgenommen. Die Konferenzteilnahme diente insbesondere der Verfolgung sowohl aktueller Sicherheitsfragen als auch der Aktivitäten zu Modernisierungen in KKW. Da die Konferenz thematisch sehr breit angelegt war, konnten auch neue Erkenntnisse zu anderen aktuellen Themenbereichen wie beispielsweise den Neubauaktivitäten in den Nachbarstaaten, der Entwicklung neuer Brennstoffe und den Strategien zur Entwicklung der Kerntechnik in verschiedenen Ländern, insbesondere in Tschechien, gewonnen werden.

Zusammenfassend konnten die folgenden wesentlichen Erkenntnisse gewonnen werden:

- Es waren größtenteils chinesische Teilnehmer und Vortragende vertreten, insbesondere von chinesischen Universitäten. Die üblicherweise vertretenen großen Player wie Framatome und Westinghouse waren kaum präsent. Die einzigen Industriesponsoren der Konferenz waren die chinesische CGN und CNNC. Teilnehmer und Vorträge aus der Industrie und von TSO waren nur vereinzelt präsent.
- Japan war auch sehr präsent. Dort ist ein neuer strategischer Energieplan zurzeit in der Diskussion. Dieser enthält auch Neubaupläne und GEN-IV-Entwicklungen (Aussage: „Japan is back“).
- Ca. 10 Sessions zu Advanced Reactors, SMR und Fusion: Es waren keine bahnbrechenden neuen Entwicklungen erkennbar, keine neuen Reaktorkonzepte, auch keine neuen SMR (außer tschechische Entwicklungen im Frühstadium bei ÚJV Řež). SMR in Tschechien und Frankreich werden nicht als Ersatz für große KKW, sondern als Ergänzung gesehen (z. B. auch für Fernwärmenetz). In der Eröffnungssession wurden diese auch als „Smartly Marketable Reactors“ bezeichnet, die in einigen Ländern insbesondere junge Leute in die Kerntechnik ziehen sollen. Die SMR-Entwicklung passiert praktisch nur in den USA, da dort bereits unter der Re-

gierung Clintons in die Forschung investiert wurde. Es wurde der Mangel an Forschungsreaktoren in Europa aufgezeigt (wären notwendig für SMR-Entwicklung und Qualifizierung).

- Viele Vorträge zu Cogeneration: Die Effizienz der industriellen Prozesse wird angesichts der Kosten der Errichtung nur wenig gesteigert (lohnt sich wirtschaftlich nur, wenn KKW schon da ist). Die H₂-Produktion ist in Frankreich mit DWR angedacht, da ein geschlossener Brennstoffkreislauf gefordert (muss dann zugeheizt werden, wird komplex).
- Zu „Robust Fuel Development“ trugen u. a. Framatome und Westinghouse vor. Auf die Frage nach der größten Herausforderung war Konsens, dass dies die Quantifizierung der sicherheitstechnischen Vorteile ist, darüber hinaus auch die Fertigung und die unklare Marktsituation. Von ÚJV Řež wurde noch angemerkt, dass die aktuellen (near-term) ATF-Konzepte für WWER keine sicherheitstechnischen Vorteile bringen.
- Die Forschung in China ist unübersichtlich, jedoch wird offensichtlich massiv in Ausbildung, Forschung und Entwicklung investiert. Es wurde große Kritik an chinesischen „improvements“ der westlichen Konzepte von Seiten der britischen Behörde geäußert. Dabei wurde insbesondere die Qualifizierung der Modifikationen diskutiert.
- Der Fachkräfte- und Kompetenzmangel ist in allen europäischen Ländern eine große Herausforderung; in China fehlen eher die Arbeiter auf den Baustellen, von den Unis kommen jedoch genug Absolventen für die Kerntechnik.
- Zu Modernisierungen: in ukrainischen Anlagen wird Service Life für die Steuerstabfingerhalter neu evaluiert, Hintergrund: einziger Hersteller zurzeit ist JSC TVEL.

EUROCORR

Vom 01. bis 05.09.2024 wurde an der **EUROCORR in Paris** teilgenommen. Die Konferenzteilnahme diente der Verfolgung des aktuellen Stands von Wissenschaft und Technik im Bereich des Korrosionsverhaltens in der Kerntechnik eingesetzter Werkstoffe oder solcher, deren Einsatz geplant ist. Der Fokus lag hier insbesondere auf den Erfahrungen in Europa und den derzeitigen Entwicklungen bei grenznahen Anlagen.

Zusammenfassend lassen sich aus den besuchten Vorträgen die folgenden allgemeinen Erkenntnisse ziehen:

- Die Korrosionseigenschaften additiv gefertigter Bauteile werden umfangreich untersucht. Durch das Fertigungsverfahren liegt eine oftmals erheblich andere Mikrostruktur im Werkstoff vor, die maßgeblichen Einfluss auf das Korrosionsverhalten und mögliche Schutzmaßnahmen hat.
- Die Modellierung von Korrosionsprozessen wird immer wichtiger und auch genauer. Durch die gesteigerte Rechenleistung sind Modellvereinfachungen inzwischen nicht mehr erforderlich, sodass die erhaltenen Ergebnisse oftmals über einen breiteren Parameterbereich anwendbar sind.
- Künstliche Intelligenz kommt bei der Auswertung großer Datenmengen zum Einsatz und ermöglicht auch die Automatisierung umfangreicher Reihenuntersuchungen.
- Das Werkstoffverhalten typischer Werkstoffe in flüssigem Blei bzw. Blei-Bismut-Eutektikum ist in einigen Bereichen durchaus schon grob verstanden. Gegenstand von Forschungsarbeiten ist u. a. der Einfluss der Fertigungshistorie.
- Mögliche Werkstoffe für Endlagerbehälter werden intensiv unter möglichen Endlagerbedingungen untersucht. Herausforderung bleibt die Berücksichtigung der langen Endlagerzeiten im Laborexperiment. Neu war, dass die Eignung von Cu als Behälterwerkstoff nicht mehr unumstritten ist.
- Das Thema Interkristalline Spannungsrisskorrosion ist immer noch ein aktuelles Forschungsthema. Der Strahlungseinfluss ist für RDB- und Kerneinbauten gerade bei LTO weiterhin ein wichtiges Thema. Die Rissbefunde in französischen Anlagen lösen und lösen Forschungsarbeiten aus. Zudem wird in Forschungsprojekten die Nickellegierung Alloy 690 intensiv untersucht, um mögliche Schwachstellen frühzeitig zu finden.
- Beim Thema „Molten Salt Reactors“ stellt sich deutlich heraus, dass die vorhandenen Konzepte und Ideen aus kernphysikalisch-technologischer Sicht oftmals sehr gut durchdacht sind, bei einem möglichen Werkstoffkonzept besteht jedoch noch erheblicher Forschungsbedarf hinsichtlich potenziell geeigneter Werkstoffe unter den korrosiven Bedingungen von Salzschnmelzen.

EMUG-Meeting

Vom 07. bis 11.04.2025 erfolgte die Teilnahme am 16. EMUG-Meeting in Brno (Tschechien). Die EMUG (European MELCOR User Group) ist ein internationales Treffen von

Experten und Expertinnen. Als Teil des CSARP Programms (Cooperative Severe Accident Research Programme) der U.S. NRC werden auf den EMUG-Meetings von unterschiedlichen Sprechern und Sprecherinnen jeweils aktuelle und landesspezifische Forschungsthemen insbesondere bezüglich schwerer Unfälle vorgestellt, in denen der US-Code MELCOR für Unfallsimulationen genutzt wurde. Es fanden an den fünf Tagen des Meetings unterschiedliche Sessions zu aktuellen Themen mit Bezug zum CSARP und SNL (Sandia National Labs), aber auch mit Bezug zu MACCS (MELCOR Accident Consequence Code System) und verschiedenen Unfallcodes bzw. detailliert zu SMR (Small Modular Reactors), Fusionsforschung und der Simulation von Sicherheitssystemen statt. Zweck der Teilnahme war die Verfolgung aktueller Forschungsthemen im Bereich der schweren Unfälle. Das Meeting gab zudem die Möglichkeit der direkten Diskussion mit den jeweiligen Fachexperten.

Zu den wesentlichen Erkenntnissen der Teilnahme zählen:

- Die hohe Modularität des Codes MELCOR trägt zur großen Anpassungsfähigkeit auch an aktuelle Fragestellungen (v. a. SMR- und Fusionsthemen) bei.
- Bei Ausbreitungsrechnungen ist der Einfluss meteorologischer Daten auf das Endergebnis erwartbar groß, woraus sich die Wichtigkeit einer zugehörigen Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse des Einflusses dieser Daten auf die Ergebnisse ergibt.
- Es gibt in allen Ländern bei aktuellen und traditionellen PSA-Themen (insbesondere Level 3 PSA) einen Mangel an Fachexperten und -expertinnen, so dass aktuell Themen langsamer als theoretisch machbar abgearbeitet werden können.
- Bei den aktuellen Fusionsforschungen sind weitere und fundierte Validierungsdaten für die Rechnungen notwendig. Gegenwärtig sind von Seiten des PSI, Schweiz, europäische Workshops zu Fusionsthemen in Planung.
- In Analysen der Iodchemie bei schweren Unfällen wird organisches Iod noch aufgrund der chemischen und physikalischen Komplexität der Vorgänge zweitrangig betrachtet.

3 Zusammenfassung und Ausblick

Im Arbeitspaket 1 wurde der im Forschungsvorhaben 4720R01510 erarbeitete Überblick zu den realisierten Nachrüstmaßnahmen in grenznahen Anlagen erweitert und fortgeschrieben. Realisierte und geplante Nachrüstmaßnahmen wurden erfasst und sowohl in tabellarischer Form als auch in Textform dokumentiert. Im Rahmen der Untersuchung wurden die Kernkraftwerke in den Nachbarländern Belgien, Frankreich, Niederlande und der Schweiz standortspezifisch verfolgt. Darüber hinaus wurden Nachrüstmaßnahmen in weiteren in Europa in Betrieb befindlichen Reaktoranlagen reaktortypspezifisch ausgewertet.

Im zweiten Arbeitspaket wurden die im Forschungsvorhaben 4720R01510 erarbeiteten Beschreibungen der westlichen Anlagenkonzepte mit dem Ziel der Erhaltung und Erweiterung der Kompetenz der GRS fortgeschrieben. Der Schwerpunkt lag dabei auf in Westeuropa betriebenen Druckwasserreaktoren von Framatome und Westinghouse. Die Erweiterungen umfassten insbesondere technische Änderungen aufgrund von Nachrüstungen und die Ergänzung relevanter Ereignisse. Darüber hinaus wurden die im Forschungsvorhaben 4720R01510 erstellten Standortseiten für die grenznahen KKW-Blöcke um weitere KKW-Standorte erweitert.

Im Arbeitspaket 3 erfolgte eine systematische anlagenspezifische Verfolgung der Betriebsführung für fünf grenznahe Anlagen. Dieses Arbeitspaket hatte zum Ziel, die Entwicklungen in den grenznahen Anlagen kontinuierlich zu verfolgen, um so die Betriebsführung besser einschätzen zu können. Die Meldungen wurden unterteilt in Ereignisse und unterschwellige Meldungen und auf dem PNS dokumentiert.

Das Arbeitspaket 4 umfasste ein kontinuierliches Screening der aktuellen Entwicklungen bei generischen sicherheitstechnischen Fragestellungen unter Berücksichtigung der weltweiten Entwicklungen. Der Fokus der Auswertung lag jedoch auf Fragestellungen, die für die in den Nachbarländern betriebenen Kernkraftwerke relevant sind. Des Weiteren erfolgten die Charakterisierung und vertiefte Untersuchung des Stands von Wissenschaft und Technik zu ausgewählten Fragestellungen.

Das Eigenforschungsvorhaben zielte darauf ab, die Aussagefähigkeit der GRS zur Sicherheit grenznaher Anlagen weiter auszubauen. Die Forschungsarbeiten dienten damit dem Kompetenzerhalt und -ausbau der GRS und schärften die Aussagefähigkeit der

GRS für sicherheitstechnische Fragestellungen im Zusammenhang mit grenznahen Anlagen. Dieser Sachverstand wird auch im Hinblick auf den Erhalt von Fachwissen im kerntechnischen Bereich benötigt, um im nationalen Raum fundiert aussagefähig zu bleiben und um international in Sicherheitsfragen mitreden zu können.

Insbesondere dienen die gewonnenen Erkenntnisse der GRS als Grundlage für vertiefende wissenschaftliche Arbeiten, für die Bewertung von Entwicklungen auf dem Gebiet der Reaktortechnik sowie für die effektive Mitwirkung an internationalen Kooperationen, Gremien und Veranstaltungen. Dies trägt dazu bei, dass weiterhin ein technisch fundierter Einfluss von deutscher Seite, beispielsweise auf neue sicherheitstechnische Anforderungen, genommen werden kann. Ziel ist dabei eine stetige Erhöhung der Sicherheit.

Literaturverzeichnis

- /ASN 13/ Autorité de sûreté nucléaire: Protection of Basic Nuclear Installations Against External Flooding, Januar 2013, <https://www.asn.fr/Media/Files/00-Publications/Protection-of-Basic-Nuclear-Installations-Against-External-Flooding-Guide-n-13>.
- /CNS 15/ Contracting Parties Meeting at the Diplomatic Conference of the Convention on Nuclear Safety, Vienna Declaration on Nuclear Safety on principles for the implementation of the objective of the Convention on Nuclear Safety to prevent accidents and mitigate radiological consequences, Wien 2015.
- /IAE 92/ IAEA TECDOC Ranking of Safety Issues for WWER-440 model 230 nuclear power plants, 1992.
- /IAE 96/ Safety Issues and their Ranking for WWER-1000 Model 320 Nuclear Power Plants, IAEA, 1996.
- /EUR 14/ Richtlinie des Rates 2014/87/Euratom vom 8. Juli 2014 zur Änderung der Richtlinie 2009/71/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen, 2014.
- /RHW 14/ Reactor Harmonisation Working Group, WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors, 2014.
- /NEA 14/ NEA/CSNI, Status Report on Hydrogen Management and Related Computer Codes, 2014.
- /DOE 22/ Gradl, P., Tinker, D. C., Park, A., Mireles, O. R., Garcia, M., Wilkerson, R., McKinney, C.: Robust Metal Additive Manufacturing Process Selection and Development for Aerospace Components. Hrsg.: DOE, Bd. 31, Nr. 8, 32 S., DOI 10.1007/s11665-022-06850-0, April 2022.

Abkürzungsverzeichnis

ABB	Schweizerisch-schwedisches Technologieunternehmen
AGNES	Advanced General and New Evaluation of Safety Project
AMMT	Advanced Materials and Manufacturing Technology
AMR	Advanced Modular Reactor
ANRA	Armenian Nuclear Regulatory Authority
ANVS	Autoriteit Nucleaire Veiligheid en Stralingsbescherming, niederländische Aufsichtsbehörde
ASME	American Society of Mechanical Engineers
ASN	Autorité de sûreté nucléaire (bis 31.12.2024)
ASNR	Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection
ATF	Accident Tolerant Fuel
BE	Brennelemente
BWR	Boiling Water Reactor
CCL	Centre Locale de Crise
CCSUP	Complex Consolidated Safety Upgrade Program (Ukraine)
ČEZ	České energetické závody, tschechisches Energieunternehmen
CGN	China General Nuclear Power Corporation, chin. Kernkraftwerksbetreiber
CIC	Compression isostatique à chaud, heiß-isostatisches Pressen
CNNC	China National Nuclear Corporation, chin. Kernkraftwerksbetreiber
CNS	Convention on Nuclear Safety
CP	Reaktorbaureihe von Framatome
CSARP	Cooperative Severe Accident Research Programme
CSFI	Counterfeit, Fraudulent and Suspect Items
DBA	Design-Basis Accident
DE	Dampferzeuger
DH	Druckhalter
DOE	U.S. Department of Energy
DS&S	Data Systems & Solutions LLC
DWR	Druckwasserreaktor
EBWE	Europäische Bank für Wiederaufbau und Entwicklung
EDF	Électricité de France
EMO	Kernkraftwerk Mochovce, Slowakei
EMUG	European MELCOR User Group
ENGIE	ENGIE Electrabel SA, belgischer Stromversorger
ENSI	Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat

ENSREG	European Nuclear Safety Regulators Group
EOP	Emergency operating procedures
EPR	European Pressurised Water Reactor
EPZ	Betreiber des KKW Borssele, Niederlande
ERNOS	Erweiterung des Notstandsystems, Projekt im KKW Gösgen, Schweiz
ESPN	Équipements sous pression nucléaires, französische Verordnung für nukleare Druckbehälter
EUROCORR	The European Corrosion Congress
EVA	Einwirkungen von außen
FARN	Nuclear Rapid Intervention Force
GeSi	Generische Sicherheit
IAEA, IAEO	International Atomic Energy Agency, dt. Internationale Atomenergie-Organisation
ICCS	Independent Core Cooling System
ICONE	International Conference on Nuclear Engineering
INES	International Nuclear and Radiological Event Scale
IRS	Incident Reporting System
IVR	In-Vessel Retention
JSC TVEL	Joint stock company TVEL Fuel Company of Rosatom
KKB	Kernkraftwerk Beznau
KKG	Kernkraftwerk Gösgen
KKL	Kernkraftwerk Leibstadt
KKW	Kernkraftwerk
KMV	Kühlmittelverlust
KWU	Kraftwerksunion
LETA	Austausch der Leittechnik, Projekt im KKW Gösgen, Schweiz
LMD	Laser metal deposition, Laserauftragschweißen
LPBF	Laser powder bed fusion, pulverbettbasiertes Laserstrahlschmelzen
LTO	Long Term Operation
MACCS	MELCOR Accident Consequence Code System
MELCOR	US Code
N4	Französische Druckwasserreaktorbaureihe
NACp	Nationaler Aktionsplan (National Action Plan)
NAEK	National Nuclear Energy Generating Company „Energoatom“, staatlicher ukrainischer Kernkraftwerksbetreiberkonzern
NPP	Nuclear Power Plant

NRC	U.S. Nuclear Regulatory Commission
OECD NEA	Nuclear Energy Agency bei der Organization for Economic Co-operation and Development
P4/P'4	Französische Druckwasserreaktorbaureihe
PAMS	Post-Accident Monitoring System
PAR	passive autokatalytische Wasserstoffrekombinatoren
PKL	Primärkreislauf
PNS	Portal für Nukleare Sicherheit
PSI	Paul Scherrer Institut, Schweiz
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
PUI	Plan d'Urgence Interne
RCC-M	französische Norm für die Planung und den Bau von Druckanlagen im Bereich der nuklearen Anlagen von Druckwasserreaktoren
RDB	Reaktordruckbehälter
RIS	Sicherheitseinspeisesystem
RWFA	Robust Westinghouse Fuel Assembly
SALTO	Safety Aspects of Long term Operation, IAEA Mission
SAMG	Severe Accident Management Guidelines
SEC	Système d'eau brute secoure
SF ²	Spent Fuel Storage Facility
SFEN	Société Française d'Energie Nucléaire
SMR	Small Modular Reactor
SNL	Sandia National Labs
SNRIU	State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine
STUK	Säteilyturvakeskus, Radiation and Nuclear Safety Authority of Finland
SWR	Siedewasserreaktor
TACIS	Technical Assistance to the Commonwealth of Independent States
TECDOC	IAEA Technical Document
TSO	Technical Safety Organisation
TVO	Teollisuuden Voima, Finnish nuclear power company
ÚJV Řež	Ústav jaderného výzkumu, Institut für Kernforschung Řež, Tschechien
V2 NPP	Bohunice V2 Nuclear Power Plant, Slowakei
WAAM	Wire Arc Additive Manufacturing, Lichtbogenauftragschweißen
WB NuSi	Wissensbasis Nukleare Sicherheit
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association
WWER	Druckwasserreaktor sowjetischer bzw. russischer Bauart

**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

ISBN 978-3-911727-09-9