

**Wissenschaftlich-
technische
Zusammenarbeit mit
den atomrechtlichen
Behörden und deren
Sachverständigen-
organisationen zur
nuklearen Sicherheit
in Betrieb befindlicher
Kernkraftwerke und zur
Konzeptbewertung von
Anlagen mit Reaktoren
der Generation 3+
(INT KoNuS)**

**Wissenschaftlich-
technische
Zusammenarbeit mit
den atomrechtlichen
Behörden und deren
Sachverständigen-
organisationen zur
nuklearen Sicherheit
in Betrieb befindlicher
Kernkraftwerke und zur
Konzeptbewertung von
Anlagen mit Reaktoren
der Generation 3+
(INT KoNuS)**

Abschlussbericht

Holger Wolff et al.

Juni 2023

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen 4720I01512 durchgeführt.

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

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

Deskriptoren

ATHLET, ATHLET-CD, COCOSYS, Internationale Zusammenarbeit, Notfallmaßnahmen, Reaktorsicherheit, Rechenprogramme, Simulator, Stilllegung, Störfallanalyse, Störfallprozeduren, Unfallanalyse, WWER

Beiträge zu den Fachkapiteln

Die Kapitel 2 bis 6 wurden auf der Grundlage von Beiträgen folgender Autoren erarbeitet:

Kapitel 2: Codeadaption, Stör- und Unfallanalysen mit AC² zu Kernkraftwerken mit Reaktoren des Typs WWER-440

Arndt, Siegfried

Bakalov, Ivan

Hollands, Thorsten

Wolff, Holger

Zert, Jonathan

Kapitel 3: Generische Unfallanalysen mit AC² zu Kernkraftwerken mit Reaktoren des Typs WWER-1000

Arndt, Siegfried

Bakalov, Ivan

Wolff, Holger

Zert, Jonathan

Kapitel 4: Bewertung, Codeadaption und Stör- und Unfallanalysen mit AC² zu Kernkraftwerken mit Reaktoren des Typs WWER-1200

Arndt, Siegfried

Bakalov, Ivan

Wolff, Holger

Zert, Jonathan

Kapitel 5: Zusammenstellung und Aufbereitung von Informationen zur Umsetzung der Erfahrungen aus der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi auf KKW mit WWER in Osteuropa

Berthold, Andreas

Gavrilenko-Reiprich, Tatiana

Wolff, Holger

Kapitel 6: Anlagenstilllegung und -rückbau

Küchler, Lutz

Kurzfassung

Das BMUV/BASE-Vorhaben 4720I01512 INT KoNuS bildet für die GRS den Rahmen für die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit den atomrechtlichen Behörden und deren Sachverständigenorganisationen zur nuklearen Sicherheit in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke mit WWER und zur Konzeptbewertung von Anlagen mit WWER-Reaktoren der Generation 3+. Im vorliegenden Abschlussbericht zum Vorhaben werden die in der gesamten Laufzeit vom 12.10.2020 bis 30.06.2023 erreichten Ergebnisse zu den folgenden Arbeitspaketen zusammengefasst beschrieben:

- Codeadaption, Stör- und Unfallanalysen mit AC² zu Kernkraftwerken mit Reaktoren des Typs WWER-440;
- Generische Unfallanalysen mit AC² zu Kernkraftwerken mit Reaktoren des Typs WWER-1000;
- Bewertung, Codeadaption und Stör- und Unfallanalysen mit AC² zu Kernkraftwerken mit Reaktoren des Typs WWER-1200;
- Zusammenstellung und Aufbereitung von Informationen zur Umsetzung der Erfahrungen aus der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi auf Kernkraftwerke mit WWER in Osteuropa und
- Anlagenstilllegung und -rückbau.

Durch die im Vorhaben INT KoNuS gewonnenen Erkenntnisse und Ergebnisse komplettiert die GRS ihr Instrumentarium und ihr Know-how, um für alle in Betrieb befindlichen KKW mit WWER unabhängige Analysen und Einschätzungen auf qualitativ hohem Niveau durchführen zu können.

Abstract

The BMUV/BASE project 4720I01512 INT KoNuS provides the framework for GRS for the scientific-technical cooperation with nuclear regulatory authorities and their technical support organisations and in the field of nuclear safety in operating NPPs with WWER and for the concept evaluation of generation 3+ WWER-type plants. In the present final project report results are described which were gained within the project duration from 12th October 2020 up to the 30th June 2023 in the following working packages:

- Code adaptation, design basis accidents and severe accident analyses with AC² for nuclear power plants with WWER-440 reactors
- Generic severe accident analyses with AC² for nuclear power plants with WWER-1000 reactors
- Assessment, code adaptation and analysis of design basis accidents and design extension conditions with AC² for nuclear power plants with reactors of WWER-1200 type
- Compilation and preparation of information in terms of the application of experiences from the Fukushima Daiichi catastrophe to European nuclear power plants with WWER reactors and
- Decommissioning and dismantling of nuclear facilities.

The findings and results obtained in the INT KoNuS project complete the GRS's tools and know-how to carry out independent analyses and assessments at a high level of quality for all operating NPPs with WWER.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung	I
	Abstract.....	III
1	Einleitung.....	1
1.1	Aufgabenstellung, Zielstellung des Vorhabens, Vorhabensverlauf	1
1.2	Arbeitsprogramm.....	2
2	Codeadaption, Stör- und Unfallanalysen mit AC² zu Kernkraftwerken mit Reaktoren des Typs WWER-440 (AP 1)	5
2.1	Zielstellung und Aufgaben.....	5
2.2	Stör- und Unfallanalysen für das KKW Armenien-2	7
2.2.1	Modifikation des COCOSYS-Datensatzes	9
2.2.2	Störfallanalyse mit COCOSYS	13
2.2.3	Unfallanalyse mit COCOSYS	15
2.3	Unfallanalysen für das KKW Riwne-1/2	17
2.3.1	Unfallanalysen mit COCOSYS	18
2.3.2	Unfallanalysen mit ATHLET-CD zu Notfallmaßnahmen.....	22
2.4	Adaption von ATHLET-CD für Anlagen mit WWER-440	24
2.5	Informationen zu Stör- und Unfallanalysen für das KKW Dukovany 1 – 4	27
3	Generische Unfallanalysen mit AC² zu Kernkraftwerken mit Reaktoren des Typs WWER-1000 (AP 2).....	31
3.1	Zielstellung und Aufgaben.....	31
3.2	Unfallanalysen für das KKW Saporischschja-1	32
3.2.1	COCOSYS-Unfallanalysen für das KKW Saporischschja-1 inkl. Vergleichsbetrachtungen zu Analysen für das KKW Kosloduj-5/6.....	33
3.2.2	Wirksamkeit der Notfallmaßnahme zum Containment-Venting im KKW Saporischschja-1	39
3.2.3	Quelltermabschätzung mit ATHLET-CD bei postuliertem langzeitigen Kühlungsausfall des Brennelement-Lagerbeckens	40

3.3	Unfallanalysen für das KKW Kosloduj-5/6	43
3.3.1	Simulation von geschichteten Schmelzepools und Betonerosion	43
3.3.2	COCOSYS-Unfallanalysen für das KKW Kosloduj-5/6	48
3.4	Informationen zu Stör- und Unfallanalysen für das KKW Temelin-1/2	53
4	Bewertung, Codeadaption und Stör- und Unfallanalysen mit AC² zu Kernkraftwerken mit Reaktoren des Typs WWER-1200 (AP 3).....	57
4.1	Zielstellung und Aufgaben.....	57
4.2	Erarbeitung und erste Anwendung einer Bewertungsmethodik für Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit WWER-1200	58
4.3	Validierung, Verifikation und Pilotanwendung des GEKO-Modells in COCOSYS	61
4.3.1	Verifikation und Erweiterung des GEKO-Modells in COCOSYS.....	62
4.3.2	Validierung des GEKO-Modells in COCOSYS.....	63
4.3.3	Pilotanalyse zum Unfallszenario KVM 2F DN346 mit TSA	67
4.3.4	Schlussfolgerungen aus Modelladaption, -verifikation und -validierung....	72
4.4	COCOSYS-Analysen von Auslegungsstörfällen und Unfallszenarien für eine WWER-1200-Anlage	73
4.4.1	Design und geometrische Daten zum Containment von KKW mit WWER-1200/491	73
4.4.2	Adaption, Vervollständigung und Austestung der COCOSYS- Datensätze für WWER-1200/491	75
4.4.3	Generische COCOSYS-Analysen von Auslegungsstörfällen und Unfällen für eine WWER-1200/491-Anlage.....	76
4.4.4	Schlussfolgerungen aus den Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit WWER-1200/491	80
5	Zusammenstellung und Aufbereitung von Informationen zur Umsetzung der Erfahrungen aus der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi auf KKW mit WWER in Osteuropa (AP 4).....	83
5.1	Zielstellung und Aufgaben.....	83
5.1.1	Informationen zur Modifikation des ukrainischen kerntechnischen Regelwerkes	84

5.1.2	Harmonisierung des ukrainischen Regelwerkes entsprechend WENRA-Vorgaben	84
5.1.3	Anpassung des ukrainischen Regelwerkes an die EU-Richtlinien	90
5.2	Harmonisierung des armenischen kerntechnischen Regelwerkes.....	91
5.2.1	Übereinstimmung des Regelwerkes mit den WENRA RLs zum Unfallmanagement.....	91
5.2.2	Anpassung des armenischen Regelwerkes zum Umgang mit bestrahltem Kernbrennstoff und radioaktiven Abfällen an die EU-Richtlinien.....	92
5.3	Maßnahmen zur Sicherheitsertüchtigung im KKW Riwne-1/2 und erste Einschätzung ihrer Wirksamkeit und Effektivität	93
5.3.1	Genehmigung für den Weiterbetrieb	94
5.3.2	Umsetzung des Complex Consolidated Safety Upgrade Programme (CCSUP) und des Nationalen Aktionsplans (NAcP)	94
5.3.3	Stand ausgewählter Modernisierungsmaßnahmen im KKW Riwne-1/2....	96
5.4	Maßnahmen zur Sicherheitsertüchtigung im KKW Armenien-2 und erste Einschätzung ihrer Wirksamkeit und Effektivität	101
5.4.1	Laufzeitverlängerung.....	101
5.4.2	Umsetzung des Nationalen Aktionsplanes (NAcP)	102
5.4.3	Stand ausgewählter Modernisierungsmaßnahmen im KKW Armenien nach den Revisionen 2021 und 2022.....	104
6	Anlagenstilllegung und -rückbau (AP 5).....	113
6.1	Zielstellung und Aufgaben.....	113
6.2	Generelle Herangehensweise und Überblick über die Arbeiten zu Anlagenstilllegung und -rückbau	113
6.3	Informationen zur Organisation und Durchführung von Stilllegungsprojekten und zum Management von bei der Stilllegung anfallenden Reststoffen	115
6.4	Informationen zu Sicherheitsanforderungen beim Umgang mit Reststoffen bei Wiederverwendung, Rezyklierung und Entsorgung	116
6.5	Informationen zur Organisation und Durchführung der Stilllegung anderer strahlenschutztechnisch relevanter Anlagen	118

7	Zusammenfassung	123
7.1	Übersicht zu den Arbeitsbeziehungen mit Kooperationspartnern	123
7.2	Zusammenfassung der Ergebnisse in den Arbeitspaketen.....	124
7.3	Fazit	133
	Literaturverzeichnis	135
	Abbildungsverzeichnis	145
	Tabellenverzeichnis	149
	Abkürzungsverzeichnis	151

1 Einleitung

1.1 Aufgabenstellung, Zielstellung des Vorhabens, Vorhabensverlauf

In den vergangenen 30 Jahren hat die GRS eine international hoch geachtete Kompetenz bei der Einschätzung und deterministischen Analyse von Kernkraftwerken (KKW) in Mittel- und Osteuropa aufgebaut. Ein übergeordnetes Ziel des Eigenforschungsvorhabens INT KoNuS ist es, physikalische Modelle und Methoden zur vollumfänglichen sicherheitstechnischen Bewertung von Reaktorlinien mit WWER zu entwickeln und zu verifizieren, zu validieren und anschließend diese Methoden für generische Anlagen und für ausgewählte Referenzanlagen zu testen. Hierbei sind detaillierte Kenntnisse zu den Anlagentypen erforderlich, auf deren Basis die Prioritäten bei der Entwicklung, Verifizierung und Validierung der Modelle und Methoden gesetzt werden können. Angestrebt wird auch, generierte Datensätze für möglichst viele Blöcke einer Baulinie verwenden bzw. effizient adaptieren zu können.

Die GRS arbeitet seit mehr als 30 Jahren intensiv mit Partnerinstitutionen aus Ländern zusammen, in denen Reaktoren vom Typ WWER betrieben werden. Die Ergebnisse dieser Arbeiten sind z. B. in den Abschlussberichten der Vorgängervorhaben 3611I01512 – INT Ost/INSC /GRS 14/, 3614I01512 INT KoNuS /GRS 16/ und 3616I01512 INT KoNuS /GRS 20/ dokumentiert. Durch den vereinbarten Erfahrungsrückfluss mit Institutionen, die ebenfalls die Rechenprogramme (Codes) der GRS anwenden, speziell aber auch durch Rückfragen bei Schulungen oder dem Support zu konkreten Fragestellungen ist ein intensiver Einblick in Daten zu WWER-Anlagen, zu deren Verhalten im Betrieb, bei Störungen oder Stör- und Unfällen sowie zu Ereignissen und zu Anlagenänderungen (z. B. durch Modernisierungsmaßnahmen) möglich.

Besonders wichtig ist der GRS der Erfahrungsrückfluss der externen Anwender zu Modellierungsschwächen sowie -lücken in den eingesetzten Simulationsprogrammen. Einige dieser Anwender beteiligen sich aktiv an der Modellentwicklung, -verifizierung und -validierung und vergrößern so die Kapazitäten des GRS-Teams. Dabei ist es die grundsätzliche Philosophie der GRS, dass die Ergebnisse dieser Kooperationen in die Hauptentwicklungslinie der GRS-Codes zurückfließen und mit den nächsten Codeversionen allen Nutzern zur Verfügung gestellt werden.

Neben der Erweiterung, Verifizierung und Validierung der Codes ist auch deren Anwendung für die GRS wichtig. Durch Sicherheitsanalysen für generische Referenzanlagen wird anhand repräsentativer Beispiele aufgezeigt, dass die Codes sowohl korrekt als auch robust rechnen.

Das Eigenforschungsvorhaben INT KoNuS ist ein wichtiger und notwendiger Baustein für die wissenschaftliche Kompetenz der GRS und deren Erhalt, damit sie auch künftig sicherheitstechnische Bewertungen von Ereignissen in mittel- und osteuropäischen Kernkraftwerken durchführen und die Situation zur nuklearen Sicherheit einschätzen kann.

1.2 Arbeitsprogramm

Das Arbeitsprogramm des Vorhabens basiert auf den folgenden fachlichen Arbeitspaketen:

Arbeitspaket 1: Codeadaption, Stör- und Unfallanalysen mit AC² zu Kernkraftwerken mit Reaktoren des Typs WWER-440 (↗ Kapitel 2);

Arbeitspaket 2: Generische Unfallanalysen mit AC² zu Kernkraftwerken mit Reaktoren des Typs WWER-1000 (↗ Kapitel 3);

Arbeitspaket 3: Bewertung, Codeadaption und Stör- und Unfallanalysen mit AC² zu Kernkraftwerken mit Reaktoren des Typs WWER-1200 (↗ Kapitel 4);

Arbeitspaket 4: Zusammenstellung und Aufbereitung von Informationen zur Umsetzung der Erfahrungen aus der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi auf Kernkraftwerke mit WWER in Osteuropa (↗ Kapitel 5);

Arbeitspaket 5: Anlagenstilllegung und -rückbau (↗ Kapitel 6).

Die Aufgabenstellungen zu den einzelnen Arbeitspaketen sind zu Beginn der genannten Kapitel aufgeführt.

In jährlich vereinbarten Projektgesprächen hat die Projektleitung den Zuwendungsgeber über den Verlauf des Vorhabens und die erzielten Ergebnisse informiert. Dafür wurden Vorträge und Übersichten erarbeitet und bereitgestellt.

Die Tab. 1.1 gibt einen Überblick über die im Vorhaben durchgeführten Meetings bzw. Videokonferenzen zwischen der GRS und den Partnerorganisationen mit Bezug zu den konkreten Arbeitspaketen. Ein Großteil der geplanten Präsenzmeetings musste wegen der Covid19-Pandemie als Videokonferenzen durchgeführt werden. Insgesamt fanden innerhalb des Vorhabens 19 Expertentreffen statt, wovon 9 als Videokonferenzen durchgeführt wurden. Informationen zu Verlauf und Ergebnissen der Meetings/Videokonferenzen werden in den gelisteten Minutes gegeben.

Tab. 1.1 Meetings und Videokonferenzen mit den Institutionen der Partnerländer

N°	Meeting mit	AP	Datum	Ort	Quelle	Bemerkung
1	NRSC (Armenien)	1	28.10.2020	Berlin/Jerewan	/MIN 20/	Videokonferenz
2	ENPRO (Bulgarien)	2	02.11.2020	Berlin/Sofia	/MIN 20a/	Videokonferenz
3	SSTC NRS (Ukraine)	1, 2	05.11.2020	Berlin/Kiew	/MIN 20b/	Videokonferenz
4	SSTC NRS (Ukraine)	5	16.11.2020	Berlin/Kiew	/MIN 20c/	Videokonferenz
5	NRSC (Armenien)	1	02.02.2021	Berlin/Jerewan	/MIN 21/	Videokonferenz
6	VTT (Finnland)	3	12.05.2021	Berlin/Espoo	/VKT 21/	Videokonferenz
7	ENPRO (Bulgarien)	2	25.05.2021	Berlin/Sofia	/MIN 21a/	Videokonferenz
8	NRSC (Armenien)	4	3./4.08.2021	Jerewan	/MIN 21b/	
9	SSTC NRS (Ukraine)	1, 2, 4	11.08.2021	Kiew	/MIN 21c/	
10	SSTC NRS (Ukraine)	5	7.-9.09.2021	Kiew	/MIN 21d/	
11	SSTC NRS (Ukraine)	1, 2	08.12.2021	Berlin	/MIN 21e/	
12	NRSC (Armenien)	1	19.01.2022	Berlin/Jerewan	/MIN 22/	Videokonferenz
13	NRSC (Armenien)	1	20.05.2022	Berlin/Jerewan	/MIN 22a/	Videokonferenz
14	NRSC (Armenien)	1, 4, 5	25.-27.10.2022	Jerewan	/MIN 22b/	
15	ENPRO (Bulgarien)	2	22.11.2022	Berlin	/MIN 22c/	
16	NRSC (Armenien)	1	21.12.2022	Berlin	/MIN 22d/	
17	NRSC (Armenien)	5	21.12.2022	Berlin	/MIN 22e/	
18	SURO (Tschechien)	1	23.04.2023	Berlin	/MIN 23/	
19	SURO (Tschechien)	2	13.06.2023	Prague	/MIN 23a/	

2 Codeadaption, Stör- und Unfallanalysen mit AC² zu Kernkraftwerken mit Reaktoren des Typs WWER-440 (AP 1)

2.1 Zielstellung und Aufgaben

Die geplanten Untersuchungen innerhalb dieses Arbeitspaketes zielten darauf ab, die in den Vorläufervorhaben durchgeführten Arbeiten zur Adaption von ATHLET, ATHLET-CD und COCOSYS, zur Erstellung und Erweiterung von Datensätzen und schließlich zur Durchführung und Ergebnisinterpretation deterministischer Analysen zum Stör- und Unfallverhalten von KKW mit WWER-440 fortzuführen. Methodik und Instrumentarium zur Stör- und Unfallanalyse von angenommenen Ereignissen in KKW mit WWER-440 sollten auf diesem Wege vervollständigt und die Fähigkeiten der GRS ausgebaut werden, bei konkreten Ereignissen in Anlagen dieses Typs deterministische Analysen zum Verhalten bei Stör- und Unfällen durchführen zu können.

Einen wichtigen Platz nahm in diesem AP der fachliche Austausch mit den osteuropäischen TSO-Partnerinstitutionen NRSC (Armenien) und SSTC NRS (Ukraine) ein, die einerseits anlagenspezifische Daten zur Verfügung stellten und andererseits eigene Rechnungen mit den GRS-Codes und/oder mit anderen Codes zum Zwecke des Ergebnisvergleiches (Code zu Code Benchmarking) durchführten. In den Forschungsarbeiten sollten die neuesten Versionen des AC²-Programmpaketes zur Anwendung kommen, um Pilotanalysen durchzuführen und perspektivisch konkrete Störfallprozeduren bzw. Notfallmaßnahmen bei postulierten Stör- und Unfällen in den KKW Armenien, Block 2 und Riwne, Blöcke 1 und 2 (Ukraine, früher auch als KKW Rowno bezeichnet) zu analysieren.

Das AP 1 beinhaltete die folgenden Arbeitsaufgaben /VER 20/:

- Auswahl generischer Unfallszenarien für das KKW Armenien-2 (WWER-440/270), Adaption und Modifikation der Datensätze für ATHLET-CD und COCOSYS (↗ Kapitel 2.2)
- Durchführung der generischen Unfallanalysen mit ATHLET-CD und/oder COCOSYS zu Notfallmaßnahmen im KKW Armenien-2 (↗ Kapitel 2.2)
- Bewertung/Plausibilisierung der Ergebnisse u. a. zu den o. g. Fragestellungen, deren Genauigkeit und Belastbarkeit; Berichtslegung (Technische Notiz, TN) zu den Unfallanalysen für das KKW Armenien-2 (↗ Kapitel 2.2)

- Auswahl generischer Unfallszenarien für das KKW Riwne-1/2 (WWER-440/213), Adaption und Modifikation der Datensätze für ATHLET-CD und COCOSYS (↗ Kapitel 2.3)
- Fortsetzung der generischen Untersuchungen zu den im KKW Riwne-1/2 zusätzlich installierten H₂-Rekombinatoren (↗ Kapitel 2.3)
- Durchführung der Unfallanalysen mit ATHLET-CD und/oder COCOSYS zu Notfallmaßnahmen im KKW Riwne-1/2 (↗ Kapitel 2.3)
- Bewertung/Plausibilisierung der Ergebnisse u. a. zu den o. g. Fragestellungen, deren Genauigkeit und Belastbarkeit; Berichtslegung (TN) zu den Unfallanalysen für das KKW Riwne-1/2 (↗ Kapitel 2.3)
- Adaption des generischen Datensatzes für ATHLET-CD(mod) für das KKW Riwne-1/2 (↗ Kapitel 2.4)
- Durchführung der generischen Analyse mit ATHLET-CD(mod) zum KKW Riwne-1/2 (↗ Kapitel 2.4)
- Bewertung/Plausibilisierung der Ergebnisse u. a. zu den o. g. Fragestellungen, deren Genauigkeit und Belastbarkeit; Berichtslegung (TN) zur Pilotanalyse mit ATHLET-CD(mod) für das KKW Riwne-1/2. (↗ Kapitel 2.3)

Zusätzlich wurden Arbeiten in Kooperation mit der tschechischen TSO SURO, die sich auf das Referenz-KKW Dukovany, Blöcke 1 bis 4, beziehen, als Bestandteil des Vorhabens aufgenommen. Kooperationsthemen waren das Erfassen relevanter Informationen zum aktuellen Modernisierungsstand des Kraftwerkes sowie der Informationsaustausch und Diskussionen zur codebasierten Methodik in deterministischen Sicherheitsanalysen für das KKW Dukovany 1 – 4. Den Abschluss der Arbeiten hier bildete die Erstellung einer Technischen Notiz mit zusammenfassenden Informationen zu ausgewählten Sicherheitsertüchtigungsmaßnahmen in KKW mit WWER-440/213 und über die bei SURO praktizierte Methodik zur Durchführung deterministischer Stör- und Unfallanalysen (DSA). Ein Überblick über die Ergebnisse der Kooperation mit SURO zu Kraftwerksanlagen mit WWER-440/213 wird im Kapitel 2.5 gegeben.

2.2 Stör- und Unfallanalysen für das KKW Armenien-2

Das KKW Armenien ist eine Anlage mit Reaktoren des Typs WWER-440/270. Sie gehören zu den Reaktoren der 1. Generation, die in der Sowjetunion in den 60er Jahren entwickelt wurde. Von den insgesamt 16 gebauten Reaktoren dieser WWER-Generation sind zurzeit noch vier in Betrieb. Dazu gehört Block 2 des KKW Armenien, der 1980 in Betrieb genommen wurde.

Im Kontext des Arbeitspakets AP 1 wurden in enger Zusammenarbeit mit Fachleuten der armenischen Sachverständigenorganisation NRSC umfangreiche Untersuchungen zu ausgewählten Stör- und Unfallszenarien im KKW Armenien-2 durchgeführt. Sie beinhalteten die Erfassung des Standes relevanter Modernisierungsmaßnahmen an den Sicherheitssystemen, Arbeiten der daraus abgeleiteten Ergänzungen und Anpassungen des COCOSYS-Datensatzes, die Durchführung der Stör- und Unfallanalysen sowie die Ergebnisinterpretation.

Im Anschluss an das Studium der implementierten Modernisierungsmaßnahmen unter Nutzung von Informationen und Daten, die NRSC zur Verfügung stellte, wurde der bestehende COCOSYS-Datensatz an die aktuellen COCOSYS-Versionen adaptiert und modifiziert, um die modernisierten Sicherheitssysteme, zusätzliche Wasserstoff-Rekombinatoren sowie die reduzierte Leckage des Störfalllokalisierungssystems zu berücksichtigen. Die Datensatzanpassung erfolgte sukzessive, da sich der Anlagenzustand während der Vorhabenslaufzeit erheblich veränderte. Die Einzelheiten dazu sind im Bericht /BAK 23/ beschrieben.

Mit den modifizierten Datensätzen¹ wurden Stör- und Unfallanalysen unter Anwendung der jeweils aktuellen COCOSYS-Versionen durchgeführt. Die ausgewählten Szenarien umfassten einen Auslegungsstörfall, den doppelseitigen Bruch der Druckhalterverbindungsleitung 2F DN209, und ein Unfallszenario 2F DN209 mit gleichzeitigem totalen Stromausfall. Zum Umfang der Untersuchungen gehörte eine detaillierte Analyse des Einflusses der Modernisierung der Sprüh- und Notkühlsysteme, wobei die während der Revision im Jahr 2022 implementierten Maßnahmen zur Sicherheitertüchtigung des Blockes sowie gemessene Daten der Systeme berücksichtigt wurden. Insbesondere

¹ Die COCOSYS-Datensätze für Störfallanalysen unterscheiden sich stark von Datensätzen für die Untersuchung von Unfällen.

wurden eingehende Betrachtungen zur Funktionslogik des modernisierten Sprühsystems vorgenommen. Im Mittelpunkt stand die Berechnung von Parametern im Störfalllokalisierungssystem (SLS) wie Druck, Temperatur und Wasserstoffkonzentration in den SLS-Räumen. Ergänzend dazu wurde die Freisetzung von Spaltprodukten, die Schmelze-Beton-Wechselwirkung und deren Modellierung in COCOSYS während Unfallszenarien mit schwerem Kernschaden untersucht.

Ein wichtiges Element dieser wissenschaftlichen Arbeiten waren Nachrechnungen zum Experiment T1 an der slowakischen Versuchsanlage HYDRO-1. Sie dienten der Validierung des COCOSYS-Codes hinsichtlich der Modellierung der Sumpferstopfung durch Isolationsmaterial, wie es im Ergebnis der Anlagenmodernisierung des KKW Armenien, Block 2, eingesetzt wird. Die während des Experiments im April 2021 erhobenen Messdaten wurden als Basis für die Analyse der Sumpferstopfung unter Berücksichtigung der Besonderheiten des modernisierten Sumpfeinlaufes im KKW Armenien-2 genutzt. Eine Beschreibung des in diesen Nachrechnungen verwendeten Datensatzes und die ausführliche Diskussion der COCOSYS-Ergebnisse sind Inhalt des Berichtes /WFF 22a/.

Im Zuge dieser Arbeit wurden mehrere Projekttreffen durchgeführt:

- Die Ziele und der Umfang der Modernisierung von Sprüh- und Notkühlsystem wurden von den NRSC-Experten im Rahmen einer Videokonferenz im Oktober 2020 vorgestellt /MIN 20/.
- Des Weiteren wurden im Februar 2021 /MIN 21/, im Januar 2022 /MIN 22/ und im Mai 2022 /MIN 22a/ Videokonferenzen, u. a. zu aktuellen Informationen der Modernisierung, durchgeführt.
- Technische Daten (Messwerte, -protokolle) wurden während des Projekttreffens zwischen GRS und NRSC am 25. Oktober 2022 in Jerewan vorgelegt /MIN 22b/.
- Der aktuelle Stand der COCOSYS-Unfalluntersuchungen für das KKW Armenien wurde auf dem Projekttreffen mit NRSC in Berlin am 21. Dezember 2022 /MIN 22d/ besprochen.

Der Transfer von Detailinformationen zum KKW Armenien-2, zum Experiment T1 an der HYDRO-1-Anlage und die Durchführung eigener Analysen mit COCOSYS erfolgte durch NRSC im Rahmen der Arbeitsbeziehung UA-3587 /CON 20/.

Die Ergebnisse dieser umfangreichen Untersuchungen legen nahe, dass die Funktionslogik der modernisierten Sicherheitssysteme eine Schlüsselrolle bei der Beherrschung von Störfällen und der Milderung der Auswirkungen von Unfällen mit schwerem Kernschaden spielt. Dies unterstreicht die Bedeutung der realitätsnahen Modellierung der Modernisierungsmaßnahmen in COCOSYS und die Notwendigkeit einer gründlichen Überprüfung der daraus resultierenden Daten auf Plausibilität in enger Zusammenarbeit mit den armenischen Experten von NRSC /BAK 23/.

2.2.1 Modifikation des COCOSYS-Datensatzes

Modellierung der Funktionslogik des modernisierten Sprühsystems

Bei einem Kühlmittelverluststörfall (KMV) im Kernkraftwerk Armenien-2 fließen sowohl das Wasser aus dem Gebäudesprühsystem als auch das aus dem Primärkreislauf freigesetzte Kühlmittel in die Räume des SLS. Diese Flüssigkeiten werden durch einen speziellen Filter in den Havarieborbehälter (engl.: Boron Acid Solution Tank, BAST) geleitet, der ein integraler Bestandteil des SLS ist. Die Funktionsweise des modernisierten Sprühsystems inkl. seiner Vermaschung mit dem Kernnotkühlsystem wird im Bericht /BAK 23/ ausführlich erläutert.

Die Logik der Zu- und Abschaltung des Sprühsystems im Kernkraftwerk Armenien-2 nach dem Status nach Revision der Anlage im Jahr 2022 wird im COCOSYS-Eingabedatensatz modelliert und ist in Abb. 2.1 dargestellt. Das Schema wurde von der GRS auf Basis von Daten, die die armenischen Fachkollegen des NRSC zur Verfügung gestellt haben, entwickelt. Es berücksichtigt die neuen Druck- und Temperaturkriterien für die Zu- und Abschaltung des Sprühsystems sowie für die Umschaltung auf Rezirkulationsbetrieb zum Schutz der Pumpen. Nach Änderung der Kriterien im Ergebnis der weiteren Anlagenmodernisierung können diese mit verhältnismäßig geringem Aufwand in der Funktionslogik (d. h. im COCOSYS-Datensatz) umgesetzt werden.

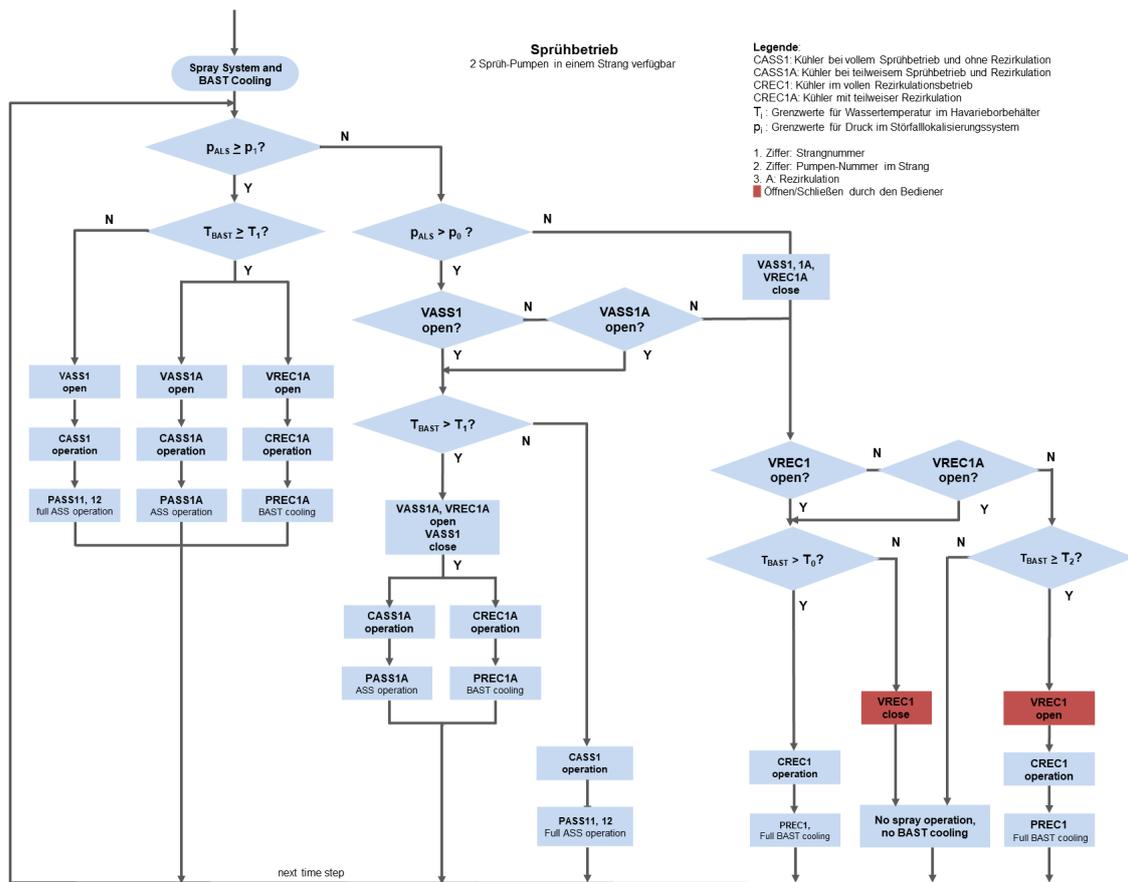


Abb. 2.1 COCOSYS 3.1, KKW Armenien-2, Modellierung der Funktionslogik des modernisierten Sprühsystems

Validierung des COCOSYS-Modells zur Sumpfvorstopfung durch ein Experiment an der Versuchsanlage HYDRO-1

Ziel der Validierungsarbeiten war es, das im April 2021 an der slowakischen Versuchsanlage HYDRO-1 (siehe Abb. 2.2, basierend auf /VUE 10/) durchgeführte Experiment T1 mit dem COCOSYS-Code nachzurechnen. Damit sollte zur WWER-spezifischen Validierung des Sumpfvorstopfungsmodells (Sump Clogging Model) in COCOSYS beigetragen werden. Die Spezifik dieser Untersuchungen besteht im konkreten Bezug zu Isolationsmaterialien, wie sie im Ergebnis der Modernisierung im KKW Armenien verwendet werden, und deren abgeschätzter Freisetzung in das SLS beim neuen Auslegungstörfall für dieses KKW „Bruch der Druckhalteranschlussleitung 2F DN209“.

Mit den an dieser Versuchsanlage durchgeführten Tests wurde untersucht, in welchem Maße die Sumpfsiebe durch Isolationsmaterial verstopft werden, das dem Wasser im

oberen Becken beigefügt wird. Dafür werden u. a. die Höhenstände in beiden Becken gemessen und das Wasser vom unteren wieder in das obere Becken gepumpt.

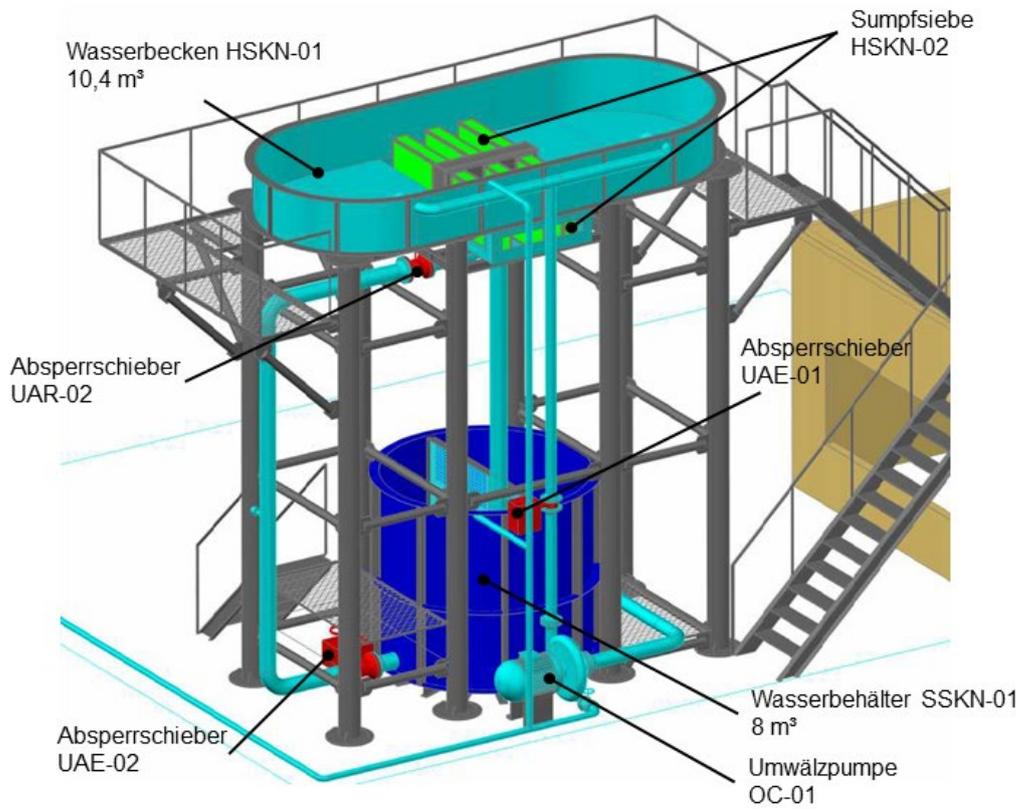


Abb. 2.2 Aufbau der slowakischen Versuchsanlage HYDRO-1 (auf Basis von /VUE 10/)

Die Forschungsarbeiten bilden die Fortsetzung der Validierungsaktivitäten, die im Vorläufervorhaben durchgeführt wurden. Damals erfolgten die Nachrechnungen für das ursprünglich eingesetzte Isolationsmaterial beim zu dieser Zeit geltenden Auslegungsfall „Bruch einer Anschlussleitung DN100 der Hauptkühlmittelleitung mit Ausflussbegrenzer DN32“.

Der COCOSYS-Datensatz für die HYDRO-1-Anlage wurde für die Codeversion 3.0.1 aktualisiert und damit Testberechnungen durchgeführt. Zudem wurden Anlagendaten, die von den armenischen Fachkollegen des NRSC bereitgestellt wurden, in den Datensatz integriert. Die im Zuge der Validierung aktualisierte Nodalisierung der Versuchsanlage zum Experiment T1 ist in Abb. 2.3 dargestellt. Ungeklärte Fragen aus früheren Untersuchungen und neue Fragen, die während der Datensatzüberarbeitung auftraten, konnten leider nicht direkt mit slowakischen Experimentatoren geklärt werden.

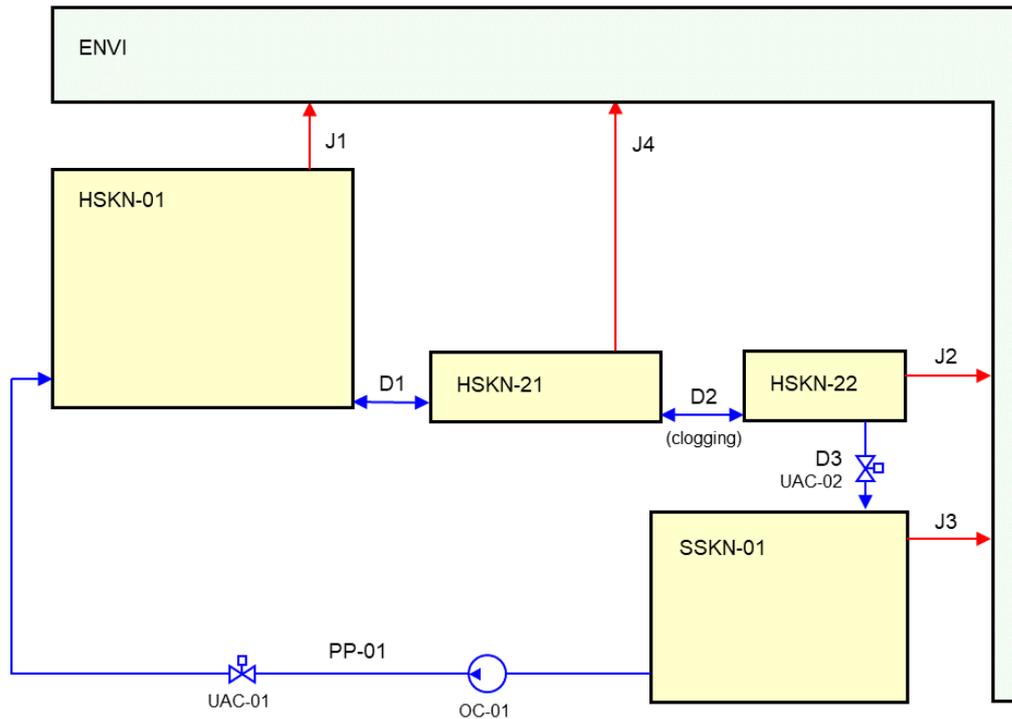


Abb. 2.3 COCOSYS 3.0.1, HYDRO-1-Versuchsanlage, aktualisiertes 5-Zonen-Modell zur Nachrechnung des Experiments T1

Die Rechenresultate des Experiments T1 wurden mit verfügbaren Messdaten abgeglichen. Die wesentlichen Parameter für die Auswertung der COCOSYS-Analysen waren: Wasserhöhenstände vor und nach dem Sumpffilter, Wasserhöhenstand im Behälter SSKN-01, Druckdifferenz über den Sumpffilter, Überströmquerschnitt des Sumpffilters und Massenströme durch die Drainageverbindungen.

In insgesamt 29 Rechnungsvarianten zur Validierung des COCOSYS-Modells zur Sumpfverstopfung wurde der spezifische Druckverlustkoeffizient K der Drainageverbindung durch den Filter besonders analysiert. Messergebnisse lagen jedoch nur für die Parameter Wasserstand vor dem Sumpffilter und Druckdifferenz über den Sumpffilter vor, was für eine qualifizierte Validierung unzureichend ist.

Die Übereinstimmung der GRS-Rechenergebnisse mit den aufgezeichneten Werten des Experimentes T1 war nicht zufriedenstellend. Eine verbesserte Übereinstimmung könnte zwar durch weitere Berechnungen erzielt werden, würde jedoch eine Anpassung von Strömungsverhältnissen erfordern, was Umfang und Zielstellung der Sumpfmodellvalidierung sprengen würde. Die NRSC-Experten konnten in ihren Nachrechnungen

durch Kontrolle des Wasserhöhenstandes vor den Filtern eine gute Übereinstimmung zwischen Messwerten und Rechnungsergebnissen erzielen. Allerdings gibt es in der Versuchsdokumentation keine Informationen, die auf eine solche Kontrolle, etwa durch einen Schieber, hinweisen. Darüber hinaus haben die armenischen Spezialisten Langzeitbetrachtungen zu weiteren neuen Experimenten durchgeführt und einen Druckverlustkoeffizienten für den Filter abgeleitet, der deutlich größer ist als der von der GRS ermittelte. In Abstimmung mit den armenischen Fachkollegen wurde in den im Kontext des Arbeitspaketes AP 1 durchgeführten Stör- und Unfallanalysen zum KKW Armenien-2 ein Druckverlustkoeffizient dieser Größenordnung verwendet.

Unter den gegebenen Umständen war anhand des Experimentes T1 eine über die Erkenntnisse aus dem alten Test-1-Versuch hinausgehende Validierung des Modells zur Sumpfstopfung nur begrenzt möglich. Bei der Übertragung der auf Basis der neuen Experimente ermittelten Druckverlustkoeffizienten für den Sumpffilter auf die Kraftwerksanlage ist diese eingeschränkte Validierung unbedingt zu erwähnen.

Eine qualitativ bessere Validierung wird erst möglich, wenn die im Bericht aufgeführten Fragen und Kommentare mit den slowakischen Experimentatoren und den armenischen Kraftwerksspezialisten erörtert und geklärt worden sind. Die Experten des NRSC sehen hierfür bei den Experimentatoren gegenwärtig leider keine Bereitschaft.

2.2.2 Störfallanalyse mit COCOSYS

Nach der Modernisierung des Sprühsystems wurde während der Revision im Jahr 2022 eine Reihe von hydraulischen Tests durchgeführt. Diese zeigten jedoch, dass der gemessene Massenstrom der Sprühpumpen erheblich von den Daten abweicht, die aus den hydraulischen Berechnungen stammen und in der ersten COCOSYS-Rechnungsvariante verwendet wurden. Es stellte sich heraus, dass der tatsächliche Massenstrom der Sprühpumpen etwa halb so groß ist wie in den hydraulischen Berechnungen angenommen. Der Hauptgrund ist, dass der gemessene Durchmesser der im SLS installierten Sprühdüsen kleiner ist als in der spezifischen Auslegung des Sprühsystems angegeben.

Die aktualisierte Rechnungsvariante berücksichtigt die Modernisierungsmaßnahmen, die während der Revision 2022 des KKW Armenien-2 durchgeführt wurden. Die Berechnungen wurden mit den COCOSYS-Versionen 3.1 durchgeführt. Darüber hinaus wird angenommen, dass nur einer der zwei Stränge des Sprühsystems, bestehend aus zwei

Sprühpumpen, in Betrieb ist. Dies berücksichtigt den geringeren Massenfluss, der durch die neu gemessenen Werte während der Revision 2022 festgestellt wurde. Diese Variante weist ein vergleichbares anfängliches Druckverhalten wie die ursprüngliche Variante auf. Bei Erreichen des vorgegebenen Druckschwellwerts im hermetischen Bereich wird das Sprühsystem aktiviert. Der Druck fällt im weiteren Verlauf durch Dampfkondensation und Leckagen durch die Undichtheit des SLS. Allerdings erfolgt dieser Druckabfall langsamer als in der ursprünglichen Variante, bedingt durch den geringeren Massenstrom des Sprühsystems.

Mit Beginn des Wasserüberlaufs vom Sumpf zum BAST erhöht sich die Wassertemperatur im BAST, bis sie den Schwellwert erreicht. Dann öffnet sich das Rezirkulationsventil des Sprühsystems automatisch (siehe Abb. 2.4), was den Start der BAST-Wasserkühlung einläutet. Nachdem der Druck den Schwellwert zur Abschaltung des Sprühsystems erreicht hat, wechselt es in den vollständigen Rezirkulationsmodus. Dabei wird das Wasser durch einen Kühler rezirkuliert, um die Wassertemperatur im BAST unter der maximalen Auslegungstemperatur der angeschlossenen Pumpen zu halten. Die Temperatur im BAST sinkt anschließend auf den Wert, bei dem entsprechend aktueller Vorschrift das Rezirkulationsventil manuell vom Blockpersonal geschlossen werden soll.

Eine spätere erneute Temperaturerhöhung im BAST, hervorgerufen durch eine erhöhte Massen- und Energieabgabe durch das Leck, führt dazu, dass das Rezirkulationsventil bei Erreichen der vorgegebenen Temperatur manuell vom Bediener geöffnet wird. Die Temperatur im BAST bleibt dabei stets unterhalb der maximalen Auslegungstemperatur.

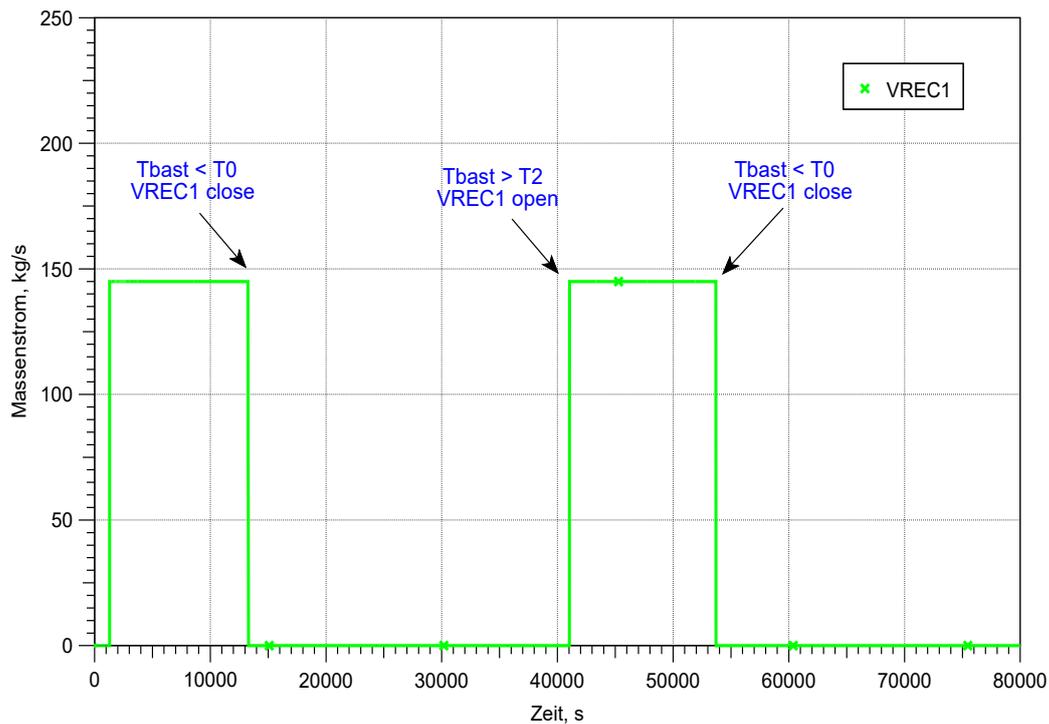


Abb. 2.4 COCOSYS 3.1, KKW Armenien-2, KMV 2F DN209, Massenstrom im vollständigen Rezirkulationsmodus des Sprühsystems

Die eingehende Modellierung des Sprühsystems und die anschließende Plausibilitätsprüfung der Ergebnisse sind in /BAK 23/ beschrieben und stellen eine solide Basis für künftige Analysen dar. Mit der Verwendung genauer hydraulischer Daten werden so zukünftig dem Anlagenzustand entsprechende Stör- und Unfallanalysen gewährleistet.

2.2.3 Unfallanalyse mit COCOSYS

Das untersuchte Unfallszenario KMV 2F DN209 bei gleichzeitigem totalen Stromausfall (TSA), ist durch den Ausfall des Kernnotkühlsystems, Kernschmelzen und das letztendliche Versagen des Reaktordruckbehälters gekennzeichnet. Entscheidend sind hierbei Faktoren wie die verzögerte Aktivierung des Sprühsystems, die Undichtheit des SLS und der Betrieb der Sicherheitsklappen. Die Untersuchungsergebnisse zum Unfall mit schwerem Kernschaden zeigen, dass eine verzögerte Inbetriebnahme des Sprühsystems – zwei Stunden nach Beginn des Unfalls – den Druckverlauf im SLS nur minimal beeinflussen würde. Die verzögerte Aktivierung resultiert lediglich in einem prompten temporären Druckabfall (bis zum Erreichen von Unterdruckbedingungen), da das Sprühsystem nur für eine relativ kurze Zeit betrieben wird.

Wichtig hierbei ist, dass der Druck im SLS während des Unfallverlaufs fast die gesamte Zeit leicht über dem atmosphärischen Druck bleibt. Dies führt zu einem kontinuierlichen Austritt des beim Unfall generierten Dampf-Luft-Gemisches durch die Undichtigkeiten im SLS, wodurch Aerosole und Spaltprodukte in die Umwelt freigesetzt werden.

Diese Phänomene werden in Abb. 2.5 dargestellt, die den Gesamtmassenstrom des Dampf-Luft-Gemisches aus dem SLS in die Umgebung veranschaulicht. Wie erwartet, spiegeln die in der Grafik dargestellten Trends das Druckverhalten wider. Nach der Aktivierung des Sprühsystems ist ein sofortiger Abfall des Massenflusses zu beobachten, der sogar eine vorübergehende Umkehr des Stromes hervorruft, so dass Luft aus der Umgebung in das SLS strömt. Nach etwa 10 000 Sekunden stabilisiert sich dieser scharfe Rückgang.

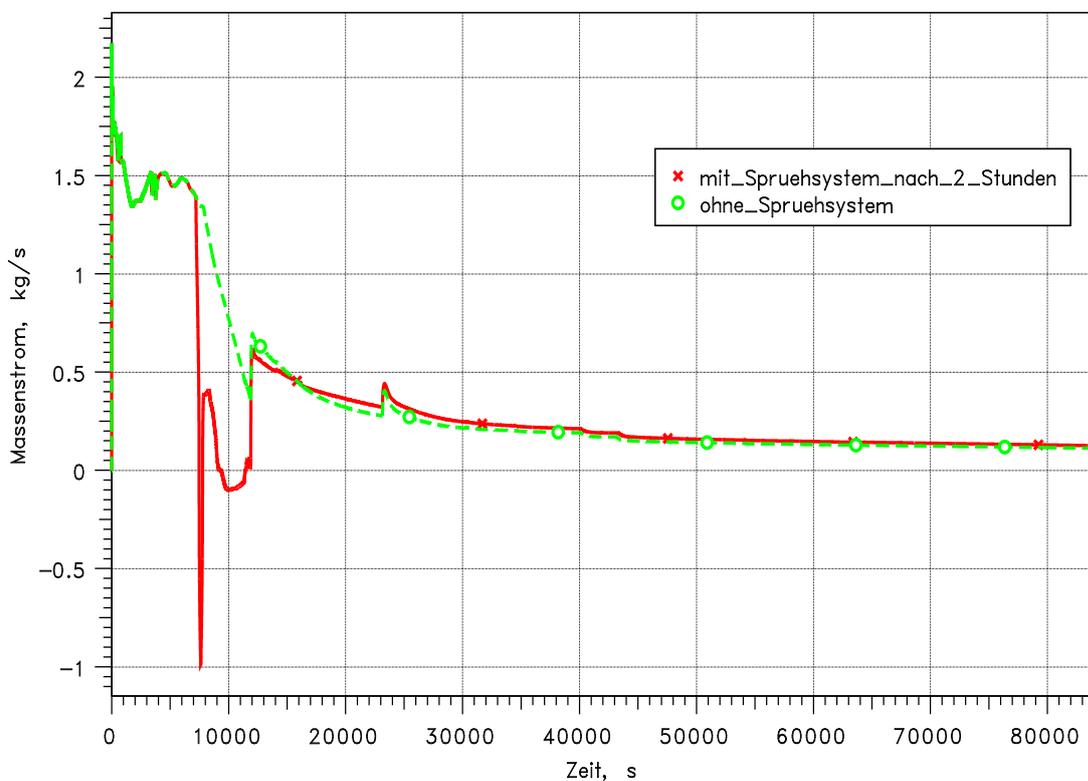


Abb. 2.5 COCOSYS 3.1, KKW Armenien-2, KVM 2F DN209 mit TSA, Variantenrechnung – mit und ohne verzögerte Zuschaltung des Sprühsystems, Massenstrom durch SLS-Undichtheit

Andererseits führt eine in weiteren Varianten untersuchte frühzeitigere Wiederherstellung der Stromversorgung des Sprühsystems zu einem längeren Betrieb und periodischen Ein- und Ausschalten des Systems. Dies hat wiederkehrende Druckabfälle unter den atmosphärischen Druck zur Folge und ermöglicht einen periodischen Zulauf von

Dampf-Luft-Gemisch durch die Undichtigkeiten des SLS. Diese Veränderung würde die Zufuhr von Sauerstoff erhöhen, der für den Betrieb der Wasserstoff-Rekombinatoren benötigt wird, und gleichzeitig die Ausbreitung von Aerosolen und Spaltprodukten in die Umgebung deutlich reduzieren.

Die Untersuchungen ergaben zudem, dass Sauerstoffarmut im SLS die passiven auto-katalytischen Rekombinatoren unwirksam macht und es so, begründet durch die Wechselwirkung der austretenden Schmelze mit dem Beton der Reaktorgrube, zum Anstieg der Wasserstoffkonzentration kommt. Zukünftige Analysen sollten die Möglichkeit von Wasserstoffbränden berücksichtigen, die durch die hohe Wasserstoffkonzentration entstehen kann, die ständig durch die Undichtheit des SLS in die Umgebung abgegeben wird. Die Berücksichtigung der Sicherheitsklappen und die Undichtheit des SLS ergaben zudem eine erhebliche Freisetzung von Spaltprodukten in die Umwelt.

Die COCOSYS-Analysen zum Unfallszenario unterstreichen die Signifikanz einer sofortigen Aktivierung des Sprühsystems nach Beginn eines Unfalls, insbesondere da während der Anfangsphase der höchste Massenstrom an Spaltprodukten durch die Sicherheitsklappen und Undichtheit des SLS stattfindet. Eine vollständige Beschreibung der Ergebnisse der Unfallanalysen zum KKW Armenien, Block 2, und ihrer Interpretationen wird in /BAK 23/ gegeben.

2.3 Unfallanalysen für das KKW Riwne-1/2

Die Blöcke 1 und 2 des Kernkraftwerkes Riwne sind Anlagen sowjetischer Bauart mit Reaktoren des Typs WWER-440/213. Sie zählen zu den WWER-Reaktoren der 2. Generation und wurden zwischen 1970 und 1980 entwickelt. Block 1 des KKW Riwne hat am 21. September 1980 den kommerziellen Betrieb aufgenommen, Block 2 am 30. Juli 1982.

Im Arbeitspaket 1 hat die GRS auf dem Gebiet der deterministischen Stör- und Unfallanalyse des Vorhabens zu diesen beiden Blöcken eng mit der ukrainischen Sachverständigenorganisation SSTC NRS kooperiert. Schwerpunkte der zum großen Teil gemeinsam durchgeführten Untersuchungen zum KKW Riwne-1/2 über die gesamte Laufzeit des Vorhabens bildeten:

- Analysen mit COCOSYS zu einem Unfallszenario mit signifikanter Wasserstoffgeneration zur Einschätzung von Notfallmaßnahmen;

- COCOSYS-Untersuchungen zum neuen, in der Ausarbeitung befindlichen Wasserstoff-Konzept durch Installation zusätzlicher Rekombinatoren;
- Untersuchungen mit ATHLET-CD zu Prozessen im Brennelement(BE)-Lagerbecken bei Kühlungsausfall unter Berücksichtigung der Notfallmaßnahme zur Becken-Nachspeisung;
- Generische Analysen mit dem neuen Kernmodell in ATHLET-CD.

Der Transfer von Detailinformationen zum KKW Riwne-1/2 und die Durchführung eines Teils der Analysen erfolgte durch SSTC NRS im Rahmen der Arbeitsbeziehung UA-3591 /CON 21/.

Zum Vorhabensbeginn fand ein Projektmeeting /MIN 20b/ statt, auf dem die Experten des SSTC NRS über die Modernisierung des KKW Riwne-1/2, den aktuellen Bearbeitungsstand der Handlungsempfehlungen bei Unfällen (SAMGs) für diese Anlage und über die letzten Untersuchungen zu WWER-440/213 mit den Codes ATHLET, ATHLET-CD und COCOSYS informierten.

Im Weiteren wird eine Zusammenfassung zu den Unfallanalysen gegeben, die für das KKW Riwne-1/2 mit den GRS-Codes ATHLET-CD und COCOSYS durchgeführt wurden. Umfangreiche Informationen zum Stand relevanter Modernisierungsmaßnahmen in dieser Anlage, zur Modifikation der verwendeten Datensätze und die Beschreibung der Analyseergebnisse sowie deren Interpretationen sind im Bericht /WFF 23/ enthalten.

2.3.1 Unfallanalysen mit COCOSYS

COCOSYS-Analysen zur Einschätzung von Notfallmaßnahmen bei einem Unfallszenario mit signifikanter Wasserstoffgeneration

Die Installation passiver autokatalytischer Rekombinatoren ist eine der wesentlichsten Maßnahmen zur Mitigation des Wasserstoffrisikos im Störfalllokalisierungssystem (SLS) bei Unfällen in Kernkraftwerken mit WWER-440. Diese Maßnahme ist im Hinblick auf die geplanten Störfallanalysen für die Modifikation des im Vorläufervorhaben entwickelten COCOSYS-Datensatzes von großer Bedeutung. Laut Informationen von SSTC wurden im Jahr 2013 insgesamt 9 passive, autokatalytische Rekombinatoren vom Typ FR90/1-1500T installiert. Sie sind jedoch nur für Auslegungsstörfälle dimensioniert. Die Implementierung von Wasserstoff-Rekombinatoren für Unfälle mit schwerem Kernschaden

wurde auf einen wesentlich späteren Zeitpunkt verschoben, nicht vor dem Jahr 2023 (siehe /GAV 23/ Maßnahme Nr. 36203 des ukrainischen Modernisierungsprogrammes CCSUP (Complex Consolidated Safety Upgrade Programme)).

Untersuchungen zum Einsatz von Rekombinatoren für Unfallbedingungen zählten zu den Themen, die im Vorhaben INT KoNuS eine hohe Priorität hatten. So sind hier mit Bezug auf die Handlungsempfehlung bei Unfällen SAG-6 „Reduce Containment Hydrogen“ für das KKW Riwne-1/2 mit dem Rechenprogramm COCOSYS Anordnungen von Rekombinatoren bei Unfällen mit schwerem Kernschaden fortgeführt worden. Aus dem Vorläufervorhaben liegen COCOSYS-Ergebnisse zu einem postulierten Unfallszenario mit totalem Stromausfall (TSA) unter Annahme zusätzlich installierter Rekombinatoren vor, die im Hinblick auf die Effizienz des Wasserstoffabbaus mit dem gegenwärtig umgesetzten Wasserstoffkonzept verglichen wurden /WFF 20/. Diese Untersuchungen wurden durch Analysen eines Unfallablaufes mit Äquivalentleck 1F DN200 in der Hauptkühlmittelleitung bei gleichzeitigem TSA ergänzt, wobei die aus den vorlaufenden Analysen abgeleiteten Vorschläge für weitere Betrachtungen mit Fokus auf die Effizienz des Wasserstoffkonzeptes bei Unfällen mit schwerem Kernschaden Berücksichtigung fanden. Eine Zusammenfassung der Analyseergebnisse zum Äquivalentleck 1F DN200 mit TSA wird im Weiteren gegeben.

COCOSYS-Untersuchungen zum Wasserstoffkonzept im KKW Riwne-1/2 mit zusätzlichen Rekombinatoren

Zur Einschätzung der Effizienz des Wasserstoff(H₂)-Konzeptes bei postulierten Unfällen in KKW mit WWER-440/213 wurden Untersuchungen mit dem COCOSYS-Code zu einem Unfallszenario mit Äquivalentleck 1F DN200 in der Hauptkühlmittelleitung bei gleichzeitigem totalen Stromausfall durchgeführt. Hierfür sind zwei Datensätze mit jeweils 78 Zonen, die im Vorläufervorhaben erstellt wurden, an die neue Codeversion 3.0.1 angepasst und ausgetestet worden. Mit diesen Datensätzen erfolgte eine aus 6 Rechenläufen bestehende Variantenanalyse. In dieser Analyse wurde das Unfallverhalten der Kraftwerksanlage in Bezug auf die berechneten Parameter im Störfalllokalisierungssystem (SLS) bei der ursprünglichen Konzeption mit 9 Wasserstoff-Rekombinatoren des Typs FR90/1-1500T dem bei einem angenommenen Anlagenzustand nach der Nachrüstung mit weiteren 54 Rekombinatoren gegenübergestellt. Die wesentlichen betrachteten Parameter sind Raumdrücke und -temperaturen, Gaskonzentrationen und H₂-Abbauraten durch die im SLS bereits installierten oder in Planung befindlichen Rekombinatoren.

Für das gegenwärtige H₂-Konzept mit 9 Rekombinatoren, die für die Beherrschung von Auslegungsstörfällen installiert wurden, ergeben sich aus den COCOSYS-Rechnungen zum postulierten Unfall die in Abb. 2.6 vermerkten Gasgemischzustände. Im Bild sind mit den gelb hinterlegten Zonen die Räume des SLS im Reaktorgebäude und hellrot hinterlegt die Raumvolumina des Nasskondensators schematisch dargestellt. Anzahl und Installationsort der in diesem Konzept verwendeten Rekombinatoren sind durch die grün gefüllten Kreise gekennzeichnet. Die Massen- und Energieausströmraten in diesen Unfalluntersuchungen wurden mit ATHLET-CD bestimmt und umfassen eine Prozesszeit von ca. 5,6 Stunden, was beim analysierten Unfallszenario der Dauer der In-vessel-Phase entspricht.

Die COCOSYS-Ergebnisse zeigen, dass nach ca. 7 000 s die für die H₂-Zündung angesetzten Bedingungen – hier 8 Vol.% H₂ – im Bruchraum SGBOX1A (in Abb. 2.6 mit einem roten Blitz gekennzeichnet) erfüllt werden. Infolge der H₂-Entzündung, in COCOSYS mit dem FRONT-Modell programmiert, breiten sich die Flammen auch in den benachbarten Zonen aus. In Zone SGBOXE1 wird eine Gemischzusammensetzung berechnet, die nahe der Deflagrationsgrenze ist. Aus diesen Untersuchungen wird sichtbar, dass mit der bestehenden Anzahl und Anordnung der Rekombinatoren im SLS eine Entstehung und Entzündung entflammbarer Gasgemische nicht verhindert werden kann.

Die Situation ändert sich, wenn ein H₂-Konzept mit 63 Rekombinatoren, wie es für eine andere Anlage mit WWER-440/213 gefunden wurde, umgesetzt wird. Die COCOSYS-Analyse hierzu zeigt, dass nur noch im Bruchraum eine brennbare Gaskonzentration entsteht, aber keine Entzündung des Gasgemisches berechnet wird. Darüber hinaus wird festgestellt, dass es Raumbereiche gibt, in denen zwar Rekombinatoren installiert sind, diese jedoch im analysierten Unfallszenario keinen Wasserstoff rekombinieren. Die Untersuchungen im Vorläufervorhaben zum TSA ohne Leck /WFF 20/ hatten schon Fragen zur Notwendigkeit der Installation von Rekombinatoren in diesen Raumbereichen, bei denen es sich um sogenannte Sackräume (engl.: dead-end compartments) handelt, aufgezeigt.

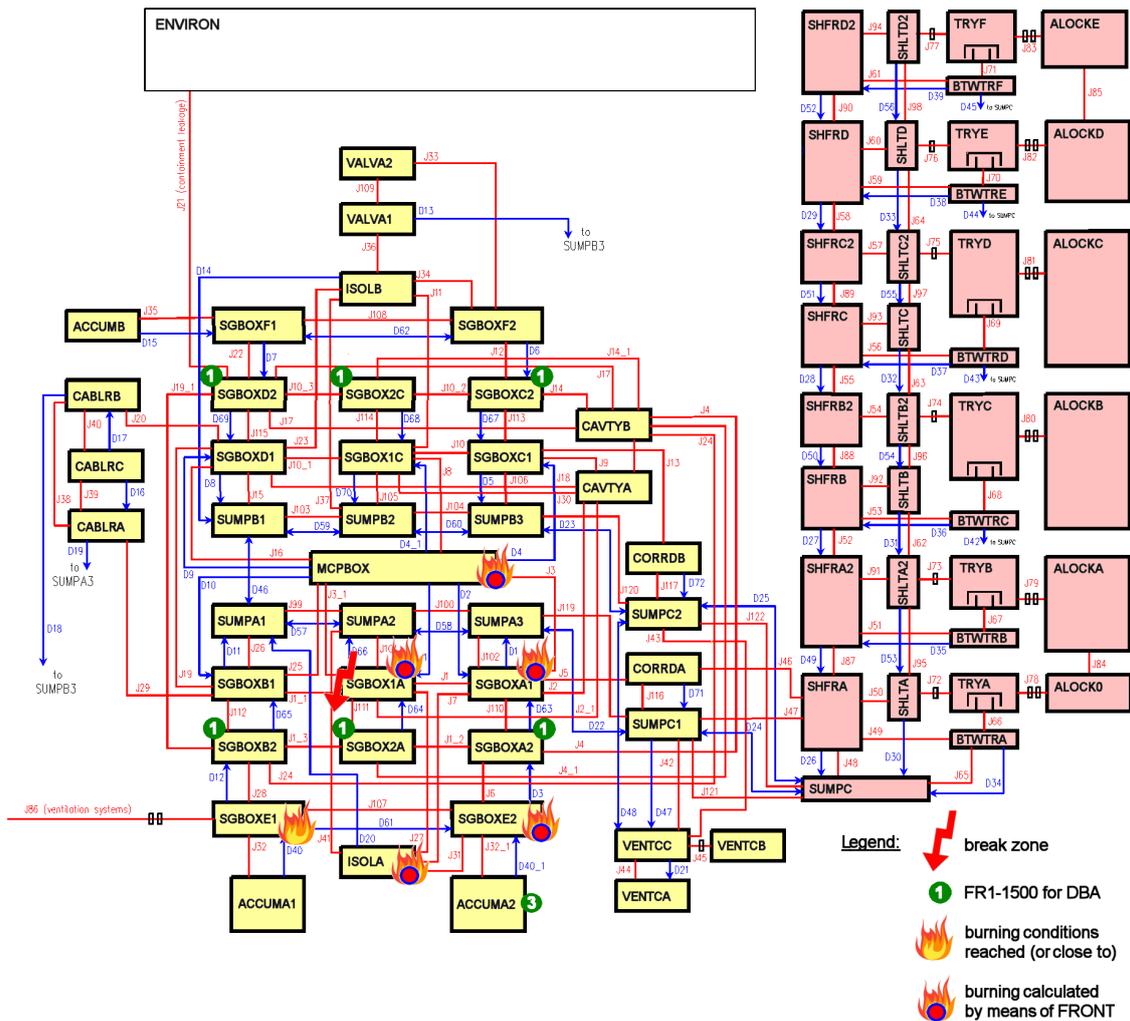


Abb. 2.6 COCOSYS 3.0.1, KKW Riwne-1, 1F DN200 & TSA, H₂-Konzept mit 9 H₂-Rekombinatoren, berechnete Gasmischzustände in den Zonen des SLS

Ein Zwischenstand der von der GRS durchgeführten COCOSYS-Analysen zur Einschätzung der Effizienz der Wasserstoffkonzepte wurde den Fachkollegen von SSTC NRS auf dem Projektmeeting im August 2021 /MIN 21a/ vorgestellt und mit ihnen diskutiert. Im weiteren Verlauf des Vorhabens wurden die Analysen durch eine Variante mit höherem Wasserstoffaustrag vervollständigt. Die Ergebnisse zeigten eine signifikante Wasserstoffverbrennung in der Zone, in der das Leck angenommen wurde. Bemerkenswert ist, dass sich die integralen Abbauraten durch die Rekombinatoren in beiden Varianten zum Ende des betrachteten Zeitraumes nur unwesentlich unterscheiden. Es wird resümiert, dass die nun vorliegenden Datensätze und die in der Variantenanalyse gewonnenen Erkenntnisse eine sehr gute Grundlage für die Einschätzung von Wasserstoffkonzepten in SLS mit WWER-440/213 bilden.

Die Beschreibung der Modifikationen der COCOSYS-Datensätze und der Analyseergebnisse sowie die Ergebnisinterpretation sind die wesentlichen Bestandteile des Berichtes /WFF 22b/.

Die Wasserstoffproblematik im AP 2 abschließend ist im Juni 2023 von SSTC NRS die Endversion des Berichtes /SST 23a/ überstellt worden, in dem die Ergebnisse aus COCOSYS-Analysen zu zwei Unfallszenarien beschrieben werden: totaler Stromausfall über eine Prozesszeit von ca. 10 Stunden (In-vessel-Phase) und großer KMV 2F DN500 über 24 Stunden (ab ca. 4,5 Stunden Ex-vessel-Phase). Das analysierte Konzept unter Berücksichtigung weiterer Wasserstoff-Rekombinatoren weicht von dem von der GRS untersuchten ab. Die COCOSYS-Ergebnisse zeigen einen nur geringfügigen Zuwachs beim Wasserstoffabbau durch die zusätzlich installierten Rekombinatoren. Ein direkter Vergleich mit den Ergebnissen der GRS-Untersuchungen war durch die Wahl des KMV-Szenarios, die Massen- und Energieausströmraten und die Installationsorte der Rekombinatoren erschwert. Wegen des kriegerischen Überfalls Russlands auf die Ukraine konnten die Arbeiten von SSTC NRS seit dem Frühjahr 2022 leider nicht mehr kontinuierlich fortgesetzt werden. Das letzte Projektmeeting fand im Dezember 2021 in der GRS Berlin /MIN 21e/ statt. Der Kontakt zu den ukrainischen Fachkollegen wurde jedoch bis zum Abschluss des Vorhabens über E-Mail und Telefon aufrechterhalten.

2.3.2 Unfallanalysen mit ATHLET-CD zu Notfallmaßnahmen

Die GRS hat die Umsetzung der Modernisierungsmaßnahme zur langfristigen Notkühlung der Brennelement-Lagerbecken im KKW Riwne-1/2 bei Ausfall des Kühlsystems im Vorhaben in den Arbeitspaketen 1 und 4 verfolgt (s. Maßnahme 31305 in /GAV 23/). Entsprechende Änderungen sind im dafür in den Vorläufervorhaben erstellten ATHLET-CD-Datensatz gemeinsam mit den Fachkollegen von SSTC NRS vorgenommen worden. Sie haben im Rahmen der Arbeitsbeziehung UA-3591 /CON 21/ mit Unterstützung durch die GRS eine Variantenanalyse mit ATHLET-CD zu den Konsequenzen des Kühlausfalls auf die in das Becken ausgelagerten Brennelemente bei Maximalbeladung durchgeführt. Exemplarisch für die Analyseergebnisse sind in Abb. 2.7 für die Variante mit Beckennotkühlung durch mobile Pumpen der Dampfanteil für den Zeitpunkt 12,5 Stunden nach Unfallbeginn dargestellt, womit eine vollständige Wiederherstellung der Kühlung der BE gezeigt wird.

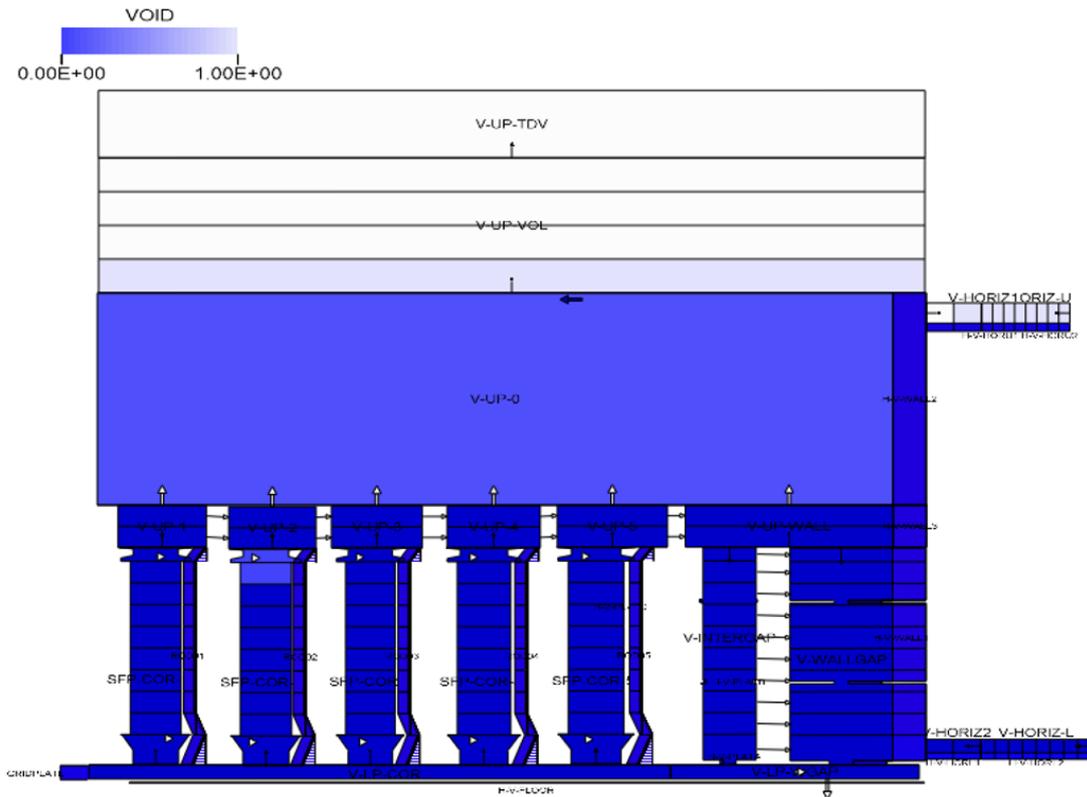


Abb. 2.7 ATHLET-CD 3.2.1, KKW Riwe-1/2, Kühlungsausfall im BE-Lagerbecken, Dampfanteil (VOID) 45 000 s nach Unfalleintritt

Auf Basis der zu diesem Unfallszenario erhaltenen ATHLET-CD-Ergebnisse wird schlussfolgernd festgestellt:

Die Ergebnisse der Unfallanalyse mit ATHLET-CD zeigen die Möglichkeit des Codes, Unfallszenarien in BE-Lagerbecken von KKW mit WWER-440 adäquat zu modellieren. Die Anwendung der neuen Codeversion 3.2.1 wies im Vergleich zur vorherigen Version 3.1A eine bessere Stabilität aus. Es traten keine numerischen Fehler oder Instabilitäten während der Berechnungen auf, sodass Langzeituntersuchungen durchgeführt werden konnten.

Die Analyseergebnisse zeigen weiter, dass bei frühzeitigem Eingreifen des Anlagenpersonals, wenn die Brennelemente noch mit Kühlmittel bedeckt sind, die Einspeisung von Wasser in das BE-Lagerbecken durch mobile Pumpen eine erfolgreiche Kühlung der ausgelagerten Brennelemente gewährleistet. Ein späterer Einspeisebeginn könnte zum Hüllrohraufblähen (Ballooning) und damit zu einer uneffektiven Kühlung der Brennelemente führen, obwohl Wasser über den Brennelementen vorhanden ist.

Die Langzeitberechnung ermöglichte es, ein Codemerkmal zu identifizieren, das für Verbesserungen vorgeschlagen wird. Am Ende der untersuchten Prozesszeit, wenn die Brennelemente und die Stützkonstruktionen bereits geschmolzen und in den unteren Teil des BE-Lagerbeckens verlagert sind, verbleibt ein kleiner Teil der Brennelemente im oberen Bereich. Ein solches Verhalten ist eher für Vorgänge bei Unfällen in Reaktorkernen typisch. Im Falle des untersuchten Szenarios im BE-Lagerbecken werden die oberen Stützkonstruktionen wahrscheinlich kollabieren, so dass ein Verbleib von Restbrennstoff im oberen Teil des Beckens unwahrscheinlich ist.

Datensätze und Ergebnisse der ATHLET-CD-Analyse sind im Bericht von SSTC NRS /SST 23b/ ausführlich dokumentiert und in /WFF 23/ zusammengefasst. Es ist den Experten von SSTC NRS hoch anzurechnen, dass sie trotz des Angriffskrieges Russlands gegen die Ukraine die Arbeiten zum Task A.2 „Investigation of SFP mobile pump efficiency for WWER-440 reactors“ im Rahmen der Arbeitsbeziehung UA-3591 /CON 21/ in vollem Umfang erbracht haben.

2.4 Adaption von ATHLET-CD für Anlagen mit WWER-440

Ein Modell für die realistischere Simulation der Spezifika von WWER-440-Reaktoren wurde in ATHLET-CD implementiert, sodass nun auch die Kernzerstörungsprozesse der in den unteren Bereich des Reaktors abgesenkten Brennelemente inkl. Spaltproduktfreisetzung und Nuklidinventarverhalten abgebildet werden können. Erste, vereinfachte Tests zeigten die Anwendbarkeit der erweiterten Codeversion und wiesen plausible Ergebnisse aus.

Anfang August 2021 fand hierzu im Rahmen des Projekts INT KoNuS eine interne Videokonferenz statt, auf der das neue ATHLET-CD-Modell vorgestellt und diskutiert wurde. Eine erste Abbildung der oberen sowie der unteren Trageplatte des Reaktorkerns im ATHLET-CD-Datensatz war im Vorfeld der Videokonferenz erarbeitet, modifiziert und implementiert worden. Während der Diskussion wurden konkrete Vorschläge zur weiteren Verbesserung des Datensatzes gemacht. Hierzu zählen verschiedene Ansätze zur Leistungsverteilung zwischen den im Kernbereich befindlichen Arbeitskassetten und den in den unteren Bereich des Reaktorkerns abgesenkten Regel-(ARK-)Kassetten. Diese Ansätze basieren auf den mit den Rechenprogrammen MELCOR und RELAP5 gesammelten Erfahrungen /BAK 21/. Im Ergebnis dieser internen Diskussion wurde schließlich eine wesentlich verbesserte Version des ATHLET-CD-Datensatzes hinsichtlich der

Modellierung des Reaktorkerns für Anlagen mit WWER-440 erstellt und in vereinfachten Tests zur Anwendung gebracht. Sie zeigten die Anwendbarkeit der erweiterten ATHLET-CD Codeversion und wiesen plausible Ergebnisse aus.

Die Grundzüge des neuen Modells wurden SSTC NRS während des Projektmeetings im August 2021 /MIN 21c/ vorgestellt und mit den ukrainischen Experten diskutiert.

Im Weiteren wurden Arbeiten zur Simulation eines totalen Stromausfalls (TSA) in einem Reaktor des Typs WWER-440/213 mit dem neuen Modell in ATHLET-CD durchgeführt. Ausgehend von den bis dahin vorliegenden Erkenntnissen der Modellierung und Simulation dieses Szenarios wurde zunächst die thermohydraulische Modellierung des unteren Plenums überarbeitet, um den Strömungspfaden aufgrund der Einbauten in diesem Bereich des RDB detaillierter Rechnung zu tragen. Die thermohydraulischen Anpassungen erforderten wiederum eine Neujustierung der Startbedingungen insbesondere der Massenströme, was aufgrund der Komplexität der Modellierung im RDB ein iterativer Prozess ist. Darüber hinaus wurden die Kernstrukturen des speziellen WWER-440-Modells in ATHLET-CD angepasst.

Das stationäre und transiente Nuklidinventar wurde mit den Modulen OREST und FIPISO berechnet, was zunächst auf vereinfachten Annahmen vorheriger Analysen beruht. Zusätzlich wurde auch das Modul FIPREM zur Spaltproduktfreisetzung implementiert. Der Spaltprodukttransport durch den Primärkreislauf ist innerhalb der Modellmodifikationen zur Kopplung mit COCOSYS modelliert worden. Zur Qualifizierung des WWER-440-Modells in ATHLET-CD wurden vergleichende Analysen für zwei Fälle durchgeführt: mit neuem WWER-440-Modell und ohne dieses. Die Simulationen wurden bis zur Verlagerung der Schmelze in das untere Plenum durchgeführt. Die für das neue ATHLET-CD-Modell gewählte Nodalisierung ist in Abb. 2.8 dargestellt. Die Analyseergebnisse zeigen, dass die Temperatureskalation für beide Simulationen nahezu zeitgleich beginnt, aber der Gradient beim WWER-440-Modell aufgrund der geringeren Leistung im oberen Kernbereich geringer ist. Die Wasserstofferzeugung zeigt, dass ca. 170 kg H₂ in der Standard-ATHLET-CD-Simulation bis zur Schmelzeverlagerung in das untere Plenum berechnet werden, während in der Simulation mit dem WWER-440-Modell 260 kg H₂ bis zu der Verlagerung erzeugt werden. Aufgrund der zusätzlichen Dampfproduktion im unteren Kernbereich durch die nach der Reaktorschnellabschaltung aus dem oberen in den unteren Bereich des Reaktors abgesenkten Brennstäbe ist der gesamte Kern weiter in Kontakt mit Dampf zur Oxidation und Wasserstofferzeugung.

abgeleitet, um das Szenario vollumfänglich bearbeiten zu können und somit zukünftig aktuelle Fragestellungen zu WWER-440/213 analysieren zu können.

Die Modellbeschreibung von ATHLET-CD für den Reaktorkern von WWER-440-Anlagen sowie die detaillierten Analyseergebnisse sind im Bericht /HOL 23/ enthalten.

Mit dem neuen Reaktorkernmodell für WWER-440-Anlagen, das in ATHLET-CD 3.3 implementiert wurde, ist die Simulation der Prozesse im Kern von WWER-440 wesentlich realitätsnäher als mit dem Standardmodell für Druckwasserreaktoren westlicher Bauart sowie für KKW mit WWER-1000.

2.5 Informationen zu Stör- und Unfallanalysen für das KKW Dukovany 1 – 4

Innerhalb des ergänzten Arbeitspaketes AP 1 des Vorhabens wurden mit Fachleuten der tschechischen Sachverständigenorganisation SURO Informationen über Sicherheitserfüchtigungsmaßnahmen zu KKW mit WWER-440/213 ausgetauscht und die Herangehensweise bei SURO und bei der GRS an deterministische Stör- und Unfallanalysen (DSA) für Anlagen mit diesem Reaktortyp vorgestellt und diskutiert.

Noch vor dem Beginn der Kooperation mit SURO im INT KoNuS fanden im Oktober 2022 in Valec das vom Betreiber des KKW Dukovany gemeinsam mit der tschechischen atomrechtlichen Behörde SÚJB organisierte Treffen „Expert Meeting on Inspection and Assessment Practices“ und eine Begehung des Kontrollbereiches von Dukovany, Block 3, statt. An beiden Veranstaltungen hatte die GRS im Rahmen eines anderen BMUV-Projektes teilgenommen. Während dieser Begehung konnten für die Durchführung von DSA wertvolle Informationen zum Modernisierungsstand des KKW Dukovany gewonnen werden, die in einem separaten Bericht beschrieben sind /WFF 22d/.

Das KKW Dukovany ist das Referenzkraftwerk in der Zusammenarbeit mit SURO zu WWER-440/213. Auf dem Projektmeeting im April 2023 in Berlin /MIN 23/ sind ausgewählte Maßnahmen zur Sicherheitserfüchtigung und Modernisierung dieser Anlage von SURO präsentiert worden. Der Schwerpunkt lag auf Maßnahmen, die auf die Minderung der Folgen aus Unfällen mit schwerem Kernschaden abzielen.

Zu diesen Maßnahmen zählen:

- die Installation zusätzlicher Wasserstoff-Rekombinatoren, um die Ausbildung brennbarer Gasgemische im Containment zu verhindern;
- Anlagenmodifikationen zur Verhinderung des RDB-Versagens bei Unfällen mit schwerem Kernschaden;
- die Verbesserung der Leckdichtheit des Störfalllokalisierungssystems;
- die Aktualisierung der Notfallmaßnahmen bei Unfällen.

Im Vorfeld des April-Meetings hatte die GRS eine Frageliste zur Methodik für Stör- und Unfallanalysen zu WWER-440-Anlagen sowie zum Stand der Modernisierung spezieller Sicherheitssysteme im KKW Dukovany erstellt und an SURO übersandt. Diese Fragen konnten während der Anlagenbegehung nicht geklärt werden oder waren im Zuge des Studiums der Handouts der auf dem Meeting in Valec gehaltenen Präsentationen aufgekomen. Diese Fragen sind im Projektmeeting mit SURO erörtert worden.

In Ergänzung des Berichtes /WFF 22d/ sind schließlich weitere Details zu den oben genannten Sicherheitserüchtigungsmaßnahmen in den Bericht /WFF 23a/ aufgenommen worden. Während der Gespräche mit SURO zum Referenzkraftwerk Dukovany ergab sich eine Reihe offener Punkte, die ebenfalls in diesem Bericht aufgeführt sind. Sie sollten in der zukünftigen Zusammenarbeit geklärt werden, da erwartet wird, dass aus ihrer Beantwortung Änderungen an den Datensätzen der in den Unfallanalysen verwendeten Codes COCOSYS und MELCOR resultieren.

Die Informationen, die in den Präsentationen zu den Herangehensweisen an die deterministischen Stör- und Unfallanalysen für KKW mit WWER-440/213 durch SURO und die GRS gegeben wurden, sowie die Erkenntnisse, die aus den Diskussionen dazu gewonnen werden konnten, sind für beide Organisation für die weitere Bearbeitung der DSA sehr wertvoll.

Leider hat in der kurzen Zeit der Zusammenarbeit beider Organisationen auf dem Gebiet der DSA nur die GRS Ergebnisse aus aktuellen deterministischen Unfallanalysen für KKW mit WWER-440/213 präsentiert. Somit war kein direkter Ergebnisvergleich von Analysen mit COCOSYS und dem von SURO verwendeten MELCOR-Code möglich. Der Vergleich soll nach Abschluss einer entsprechenden Vertraulichkeitsvereinbarung

Gegenstand zukünftiger gemeinsamer Arbeiten im Folgevorhaben, das sich gegenwärtig in Diskussion befindet, werden.

Alle von März 2022 bis Ende des Vorhabens durchgeführten Expertentreffen und Videokonferenzen mit SURO zu DSA haben gezeigt, dass die Kooperation zu KKW mit WWER-440 in Zukunft ergebnisorientierter sein sollte. Beide Seiten befürworten die Durchführung weiterer gemeinsamer Aktivitäten auf diesem Gebiet, wobei für SURO der Abschluss einer Vertraulichkeitsvereinbarung zwischen der GRS und SURO eine Voraussetzung für die Übergabe sowohl von kraftwerksspezifischen Daten als auch von Analyseergebnissen darstellt.

Zu Inhalt und Ergebnissen der Zusammenarbeit mit SURO im AP 1 des Vorhabens ist der Bericht /WFF 23a/ angefertigt worden.

3 Generische Unfallanalysen mit AC² zu Kernkraftwerken mit Reaktoren des Typs WWER-1000 (AP 2)

3.1 Zielstellung und Aufgaben

Die Zielstellung dieses Arbeitspaketes beinhaltet die Vorbereitung und Durchführung detaillierter Analysen von komplexen Phänomenen und Prozessen, die in Anlagen mit WWER-1000 während eines Reaktorunfalles ablaufen. Hierbei sollten die Ergebnisse aus vorliegenden Untersuchungen mit den Bestandteilen des AC²-Programmpaketes ATHLET, ATHLET-CD und COCOSYS zu den Phasen vor der Zerstörung des Reaktor-druckbehälters (in-vessel) und danach (ex-vessel) direkten Eingang finden. Phänomenologische Schwerpunkte dieser Analysen sollten die Schmelzeausbreitung im Containment und die Wechselwirkungen zwischen dem Containmentbeton und der Schmelze mit Blick auf Notfallmaßnahmen in den Referenzanlagen KKW Kosloduj (Bulgarien) und Saporischschja (Ukraine, früher auch als KKW Saporoshje bezeichnet) bilden. Bei diesen Forschungsarbeiten sollten die Wissenschaftler der GRS von Fachleuten der bulgarischen Expertenorganisation ENPRO und der ukrainischen TSO SSTC NRS unterstützt werden, die ihrerseits u. a. die Anlagendetails zu den KKW Kosloduj und Saporischschja einbringen.

Das AP 2 beinhaltet die folgenden Arbeitsaufgaben /VER 20/:

- Auswahl eines generischen Unfallszenarios, Datensatzmodifikation, -adaption für das KKW Saporischschja-1 (↗ Kapitel 3.2)
- Durchführung der generischen Unfallanalysen mit COCOSYS für das KKW Saporischschja-1 (↗ Kapitel 3.2)
- Bewertung/Plausibilisierung der Ergebnisse u. a. zu den o. g. Fragestellungen, deren Genauigkeit und Belastbarkeit; Berichtslegung (Technische Notiz, TN) zur Unfallanalyse für das KKW Saporischschja-1 (↗ Kapitel 3.2)
- Auswahl des generischen Unfallszenarios, Datensatzmodifikation, -adaption für das KKW Kosloduj-5/6 (↗ Kapitel 3.3)
- Simulation der geschichteten Schmelzepools und der Betonerosion (↗ Kapitel 3.3)

- Durchführung der Unfallanalysen mit COCOSYS für das KKW Kosloduj-5/6 (↗ Kapitel 3.3)
- Bewertung/Plausibilisierung der Ergebnisse u. a. zu den o. g. Fragestellungen, deren Genauigkeit und Belastbarkeit; Berichtslegung (TN) zur Unfallanalyse für das KKW Kosloduj-5/6 (↗ Kapitel 3.3)

Zusätzlich wurden auch für Anlagen mit WWER-1000 Arbeiten in Kooperation mit der tschechischen TSO SURO in das Vorhaben aufgenommen. Diese beziehen sich auf das KKW Temelín, Blöcke 1 und 2, und beinhalten die Erfassung von Informationen zum aktuellen Modernisierungsstand des KKW Temelín-1/2, den Informationsaustausch und Diskussionen zur codebasierten Methodik in deterministischen Sicherheitsanalysen für das Kraftwerk und die Erstellung einer Technischen Notiz über die DSA-Methodik und die von SURO für das KKW Temelín erzielten Analyseergebnisse. Eine Zusammenfassung der Ergebnisse dieser Arbeiten wird im Kapitel 3.4 gegeben.

3.2 Unfallanalysen für das KKW Saporischschja-1

Das Kernkraftwerk Saporischschja-1 ist eine Anlage sowjetischer Bauart mit einem Druckwasserreaktor des Typs WWER-1000/320 und einer elektrischen Leistung von 1 000 MW. Es stellt eine Weiterentwicklung der Anlagen des Typs WWER-440 dar und ist eine standardisierte Variante des WWER-1000. Am 25. Dezember 1985 wurde Block 1 des KKW Saporischschja als erste Anlage dieser Baureihe in Betrieb genommen. Weltweit sind 25 Anlagen dieser Baureihe in Betrieb.

Zu Beginn des Vorhabens wurde gemeinsam mit den Experten von SSTC NRS und ENPRO übereingekommen, im Arbeitspaket 2 für das Referenzkraftwerk Saporischschja-1 ein Unfallszenario mit großem Kühlmittelverluststörfall (KMV), bei gleichzeitigem totalen Stromausfall (TSA) und Versagen des Reaktordruckbehälters über eine Prozesszeit mit Einbeziehung der Ex-vessel-Phase zu untersuchen /MIN 20b/. Die Unfallanalysen waren auf die Untersuchung der Wirksamkeit der Notfallmaßnahme mit Containment-Venting, d. h. Druckentlastung des Containments (SAMG SCG-1 “Containment depressurisation”) ausgerichtet und sollten in Kooperation mit den Fachkollegen des SSTC NRS erfolgen.

Die Untersuchungen waren in zwei Themenkreise untergliedert:

- Vorbereitung und Durchführung von COCOSYS-Unfallanalysen für das KKW Saporischschja-1 inkl. Vergleichsbetrachtungen zu Analysen für das KKW Kosloduj-5/6
- Untersuchung der Wirksamkeit der Notfallmaßnahme zum Containment-Venting im KKW Saporischschja-1

Ein Teil der Arbeiten von SSTC NRS war Gegenstand der Arbeitsbeziehung UA-3591 /CON 21/.

3.2.1 COCOSYS-Unfallanalysen für das KKW Saporischschja-1 inkl. Vergleichsbetrachtungen zu Analysen für das KKW Kosloduj-5/6

Im Verlauf des Vorhabens wurde der in den Vorläuferprojekten gemeinsam mit SSTC NRS für das KKW Saporischschja-1 entwickelte COCOSYS-Datensatz zunächst an die Codeversion 3.0.1 und später an die neueste Version 3.1 adaptiert und aktuelle Daten zur Anlagengeometrie implementiert.

Der modifizierte Datensatz umfasst 97 Zonen. Abb. 3.1 zeigt das Nodalisationsschema für das Containment des KKW Saporischschja-1. Analysiert wurde das postulierte Unfallszenario „Bruch einer Hauptkühlmittelleitung bei gleichzeitigem totalen Stromausfall“, in dem ca. 3 Stunden nach Unfalleintritt der Reaktordruckbehälter (RDB) versagt. Die GRS-Experten haben während der Anpassung des COCOSYS-Datensatzes an die aktuelle Situation im KKW Saporischschja-1 sowie an die neuen Codeversionen eine Reihe Fragen zu Anlagendetails identifiziert. Diese Fragen wurden u. a. auf dem Projektmeeting im August 2021 in Kiew präsentiert /MIN 21c/. In den nachfolgenden Diskussionen mit den Fachkollegen des SSTC NRS wurden weitere Details zur Vervollständigung des COCOSYS-Datensatzes zusammengetragen. Auf dem Meeting in Berlin im Dezember 2021 /MIN 21e/ wurden die Ergebnisse der GRS-Untersuchungen mit genauerer Abbildung der Containmentgeometrie auf der Höhenkote 13,2 m vorgestellt und diskutiert.

Ziele der Arbeiten waren, die komplexen Phänomene und Prozesse während eines Unfalls mit schwerem Kernschaden zu untersuchen und die im Vorläufervorhaben festgestellten erheblichen Unterschiede im Unfallablauf speziell in Bezug auf den langzeitigen Druckverlauf im Containment zwischen den KKW Kosloduj-5/6 und

Saporischschja-1 zu klären. Mit dem modifizierten Datensatz wurden COCOSYS-Variantenrechnungen zum Druckaufbau im Containment durchgeführt. Hierbei kamen die COCOSYS-Hauptmodule CCI (Core Concrete Interaction) zur Simulation der Beton-Schmelze-Wechselwirkungen und AFP (Aerosol and Fission Products) zur Ausbreitung von Aerosolen und Spaltprodukten im Containment zum Einsatz.

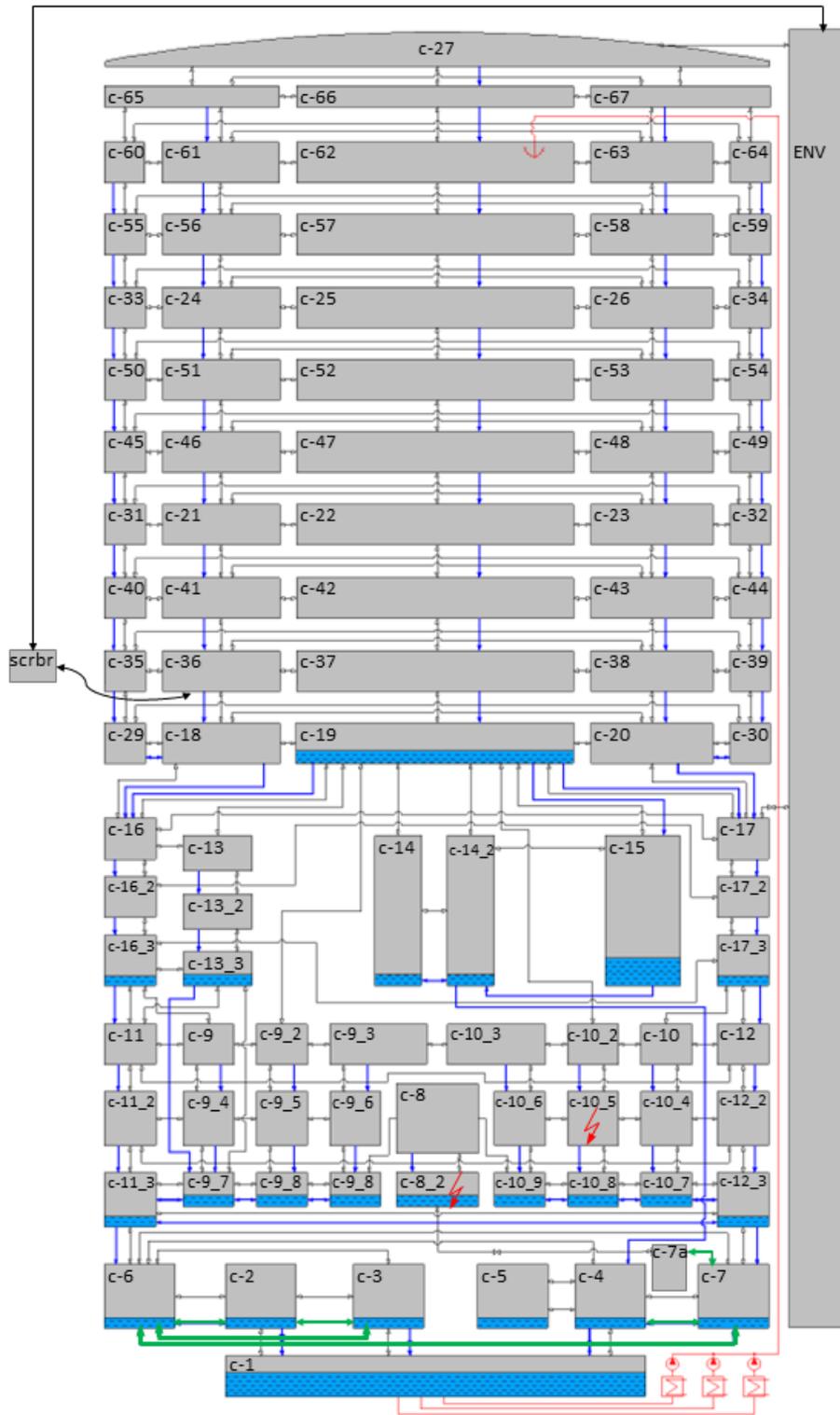


Abb. 3.1 COCOSYS-Nodalisationsschema für das Containment des KKW Saporischschja-1, 97-Zonen-Modell

Die für die Variantenrechnungen benötigten Massen- und Energieeinträge aus dem Reaktorkreislauf während der In-vessel-Phase sowie die Nachzerfallsenergie wurden

aus einer MELCOR-Rechnung übernommen, die von den ukrainischen Experten zum Verhalten des Primärkreislaufes sowie des Containments beim postulierten Unfallszenario durchgeführt wurden.

Basierend auf den Ergebnissen der vorliegenden Untersuchung wird im Einklang mit Analysen zum bulgarischen KKW Kosloduj (siehe Kapitel 3.3) festgestellt, dass die Berücksichtigung des Restwasservolumens sowie der Geometrie der Stufe zum ringförmigen Korridor GA308 im Containment entscheidenden Einfluss auf den langzeitigen Druckaufbau im Containment (Abb. 3.2) hat. Sie spielen darüber hinaus eine wichtige Rolle bei der Bestimmung des Zeitpunktes, zu dem die in den Raum GA302 (der unmittelbar an die Reaktorgrube angrenzt) ausgetragene Schmelze mit dem dort angesammelten Restwasser in Kontakt kommt. Bedingt durch die verstärkte Wasserverdampfung wirkt sich dies auf den Druckaufbau im Containment sowie auf den Zeitpunkt der Einleitung der gefilterten Druckentlastung (Containment-Venting) aus.

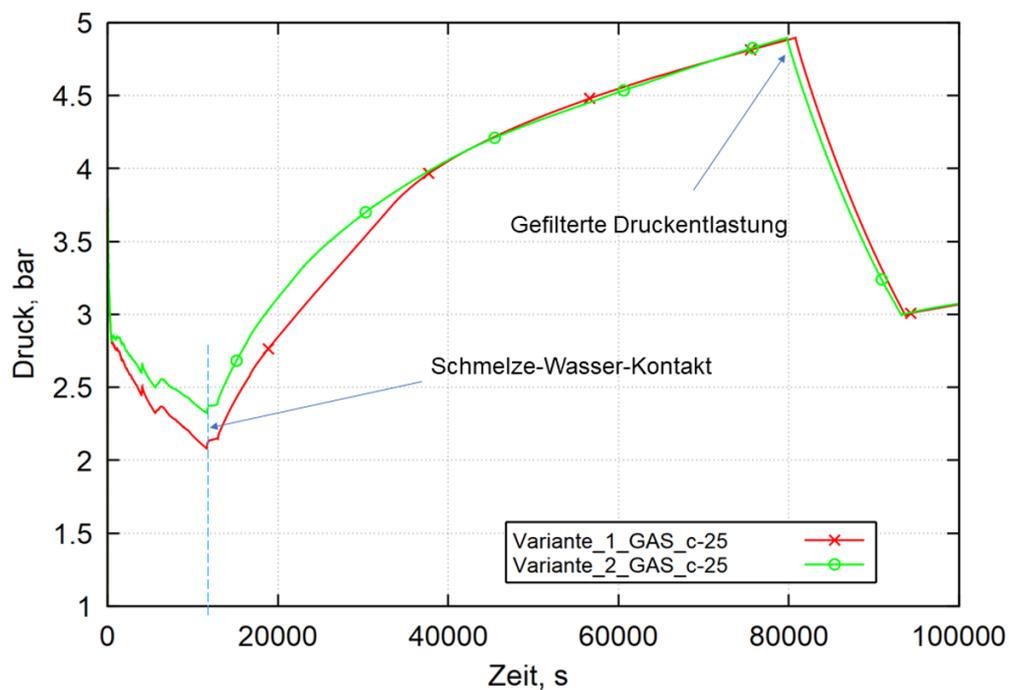


Abb. 3.2 COCOSYS 3.1, KKW Saporischschja-1, KMV mit TSA und RDB-Versagen, Druck unter der Containment-Kuppel, Variante 1 ohne / Variante 2 mit Berücksichtigung von Aerosolen und Spaltprodukten

Ein weiterer wichtiger Faktor für den Druckaufbau im Containment ist die Verteilung der Nachzerfallsleistung der freigesetzten Spaltprodukte auf Atmosphäre, Wände, Sumpf- und Restwasser in den entsprechenden COCOSYS-Zonen während der Ex-vessel-Phase. Die Verwendung des COCOSYS-Hauptmoduls AFP bedingt in der ersten Hälfte

der Unfallsimulation aufgrund der unmittelbar freigesetzten Aerosole einen stärkeren Druck- und Temperaturanstieg im Containment (Variante 2 in Abb. 3.2). Letzterer nimmt jedoch früher als in Variante 1 ohne Berücksichtigung des AFP-Moduls ab. Dies ist auf die Verteilung der von den Aerosolen freigesetzten Nachzerfallswärme zurückzuführen. Während die Energieeinspeisung in der Zone des Bruchortes verstärkt in die Containmentatmosphäre abgegeben wird, sorgen der Transport und die Ablagerungsprozesse der Aerosole an Wärmestrukturen für eine größere Aufteilung der Energie. Der resultierende höhere Druckanstieg äußert sich in der Variante 2 mit Berücksichtigung der Aerosol-Verteilung durch das frühere Einsetzen der gefilterten Druckentlastung.

Die Ergebnisse zeigen, dass auch durch die Beton-Schmelze-Wechselwirkung nach Versagen des Reaktordruckbehälters keine Detonationsbedingungen erreicht werden, was auf die in der Anlage installierten und in der Analyse modellierten Wasserstoff-Rekombinatoren zurückzuführen ist. Des Weiteren wurden die Ergebnisse der relevanten Rechnungsvarianten für das KKW Kosloduj-5/6 mit den vorliegenden Ergebnissen der COCOSYS-Analyse für das KKW Saporischschja-1 verglichen. Der Vergleich zeigt, dass in der Rechnungsvariante für das KKW Kosloduj die gefilterte Druckentlastung des Containments etwa 4,5 Stunden später beginnt als in der Variante für die ukrainische Anlage. Diese Differenz ist einerseits den unterschiedlichen Randbedingungen der Energieeinspeisung und Durchschmelzkriterien, aber andererseits auch der jeweils spezifisch modellierten Nodalisierung geschuldet.

Im Ergebnis der durchgeführten Unfallanalyse lässt sich festhalten, dass die folgenden Aspekte einen wesentlichen Beitrag zum langzeitigen Druckaufbau im Containment während der Ex-vessel-Phase des postulierten Unfalls leisten:

- Berücksichtigung der Geometrie der Bodenfläche aller Anlagenräume auf Kote 13,7 m (z. B. Stufen auf dem Boden oder Bodenflächenneigungen) sowie des Restwasservolumens, das sich auf den Bodenflächen dieser Anlagenräume ansammeln kann;
- Simulation der Beton-Schmelze-Wechselwirkung und Berücksichtigung der Betonzusammensetzung und dadurch bedingten Freisetzung nicht-kondensierbarer Gase in das Containment;
- Kontakt der Schmelze mit dem auf dem Boden der Anlagenräume auf Kote 13,7 m angesammelten Restwasservolumen und Berücksichtigung der dadurch bedingten Dampfproduktion im Containment;

- Berücksichtigung der Verteilung der Nachzerfallsleistung von freigesetzten Spaltprodukten auf Atmosphäre, Wände, Sumpfwasser und Restwasser im Containment während der Ex-vessel-Phase.

Darüber hinaus lässt sich schlussfolgern, dass die in COCOSYS verfügbaren Modelle für die Simulation von Unfällen mit Versagen des Reaktordruckbehälters für KKW mit WWER-1000/320 anwendbar sind und belastbare Ergebnisse liefern.

In Übereinstimmung mit der Zielsetzung des AP 2 wurden die Ergebnisse der COCOSYS-Rechnung für das KKW Saporischschja-1 (ZNPP-1) den aktuellen Ergebnissen der Analyse für das KKW Kosloduj-5/6 (KNPP-5/6, siehe auch Kapitel 3.3) gegenübergestellt. Wie in Abb. 3.3 dargestellt, ergibt sich, dass in der Rechnung für das KKW Kosloduj die gefilterte Druckentlastung des Containments ca. 4,5 Stunden später beginnt als für die ukrainische Anlage. Die Unterschiede im langzeitigen Druckaufbau im Containment sind auf die kraftwerksspezifischen Massen- und Energieeinträge, auf unterschiedliche in das Containment freigesetzte Nachzerfallsleistungen von Spaltprodukten, aber auch auf die Anwendung verschiedener Nodalisationsschemata zurückzuführen.

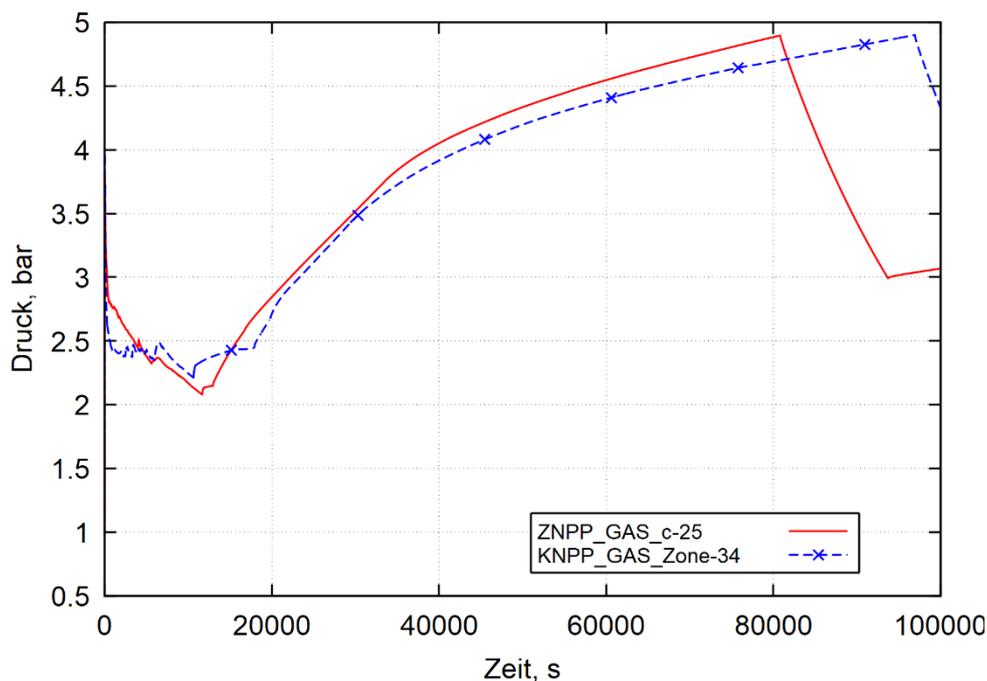


Abb. 3.3 COCOSYS 3.1, KNPP-5/6 & ZNPP-1, KMV 2F DN850 & TSA, Druck im Bereich unter der Containment-Kuppel

3.2.2 Wirksamkeit der Notfallmaßnahme zum Containment-Venting im KKW Saporischschja-1

Die ersten Änderungen am COCOSYS-Datensatz zur Adaption an die neue Codeversion 3.0.1 und zur Anpassung an die aktuellen Gegebenheiten in der Kraftwerksanlage beinhalteten noch nicht Modifikationen zur Berücksichtigung der vorgesehenen gefilterten Druckentlastung (engl.: Filtered Containment Venting Systems, FCVS). Die Umsetzung dieser Maßnahme, deren Hauptbestandteil die Installation von Venturiwäschern und Filtern ist, war für das Jahr 2020 vorgesehen. Die Experten des SSTC NRS informierten auf der Videokonferenz im November 2020 /MIN 20b/ darüber, dass die Installation des Druckentlastungssystems in zwei Phasen erfolgt. Die erste Phase beinhaltet die Druckentlastung über das existierende Ventilationssystem ggf. unter Nutzung vorhandener Filter. Die zweite Phase sieht die Implementierung des FCVS mit Venturiwäschern und speziellen Filtern vor. Die erste Phase ist im KKW Saporischschja abgeschlossen. Über den Stand der Implementierung der zweiten Phase wurden von SSTC NRS im Frühjahr 2023 mündlich Informationen gegeben, die besagen, dass im KKW Saporischschja die Venturiwäscher installiert sind, ihre Abnahme seitens der Behörde SNRIU aber noch aussteht.

In der vorliegenden COCOSYS-Analyse wurden ausgewählte Modernisierungsmaßnahmen berücksichtigt, wobei ein besonderes Augenmerk auf den Implementierungen im Rahmen der Handlungsempfehlungen zur Minderung von Unfallfolgen (SAMGs) lag. Speziell die Punkte 19 und 20 des ukrainischen Nationalen Aktionsplanes (NAcP), die die gefilterte Druckentlastung sowie den Einsatz von Wasserstoff-Rekombinatoren betreffen, wurden in den Analysen eingebunden.

Im Einklang mit der Aufgabenstellung des AP 2 wurden innerhalb des Vorhabens Notfallmaßnahmen für das Referenzkraftwerk Saporischschja-1 untersucht. Hierbei standen insbesondere die Handlungsempfehlung SCG-1 („Containment depressurisation“) zur gefilterten Druckentlastung und die Berücksichtigung nachträglich installierter Wasserstoff-Rekombinatoren im Fokus. Die gefilterte Druckentlastung hat zum Ziel, die Atmosphäre im Sicherheitsbehälter kontrolliert und gefiltert abzulassen, um den Auslegungsdruck nicht zu überschreiten und damit das Containment vor dem Integritätsverlust zu schützen. Wasserstoff-Rekombinatoren dienen dazu, die Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter zu reduzieren und somit der Bildung eines brennbaren Gasgemischs entgegenzuwirken. Diese Maßnahmen wurden in verschiedenen Szenarien der COCOSYS-Unfallanalysen untersucht und bewertet.

Insgesamt verdeutlicht und untermauert die vorliegende Unfallanalyse zum KKW Saporischja-1 die Bedeutung von Notfallmaßnahmen wie der gefilterten Druckentlastung und der Installation und Verwendung von Wasserstoff-Rekombinatoren zur Unfallfolgenminderung in Kernkraftwerken und betont bei der Bewertung von Unfallszenarien die Notwendigkeit einer sorgfältigen Herangehensweise an die Nodalisierung sowie an die Modellierung von Energieeinspeisung und Durchschmelzkriterien.

Eine detaillierte Beschreibung des in den Unfalluntersuchungen zum KKW Saporischja-1 verwendeten Datensatzes, der Analyseergebnisse und der daraus abgeleiteten Erkenntnisse wird im Bericht /ZJO 23/ gegeben.

Anzumerken ist, dass von Ende Februar 2022 an bis zum Vorhabensabschluss auch die Arbeit im AP 2 vom Angriffskrieg Russlands gegen die Ukraine überschattet war. Die gemeinsamen Untersuchungen mit SSTC NRS zur Effektivität von Notfallmaßnahmen im KKW Saporischja kamen zeitweilig zum Erliegen und die GRS vollendete die Untersuchungen weitestgehend in Eigenregie. Nichtsdestotrotz haben die ukrainischen Fachkollegen des SSTC NRS auch in der finalen Phase des Vorhabens maßgeblich zur letztendlich erfolgreichen Durchführung der Unfallanalysen für das KKW beigetragen. Mit der Fertigstellung ihres Berichtes /SST 23/ zur Unfallanalyse für das KKW Saporischja-1 mit COCOSYS 3.0.1 unter Berücksichtigung der Anlagenmodernisierungen lieferten sie einen wichtigen Baustein des Arbeitspaketes 2 des Vorhabens.

Die begründet fehlende Kooperation mit SSTC NRS ab Februar 2022 teilkompensierend, sind im Rahmen des Arbeitspaketes seitens der GRS Untersuchungen zur Quelltermabschätzung für den Austrag in die Umgebung einer generischen Anlage mit WWER-1000/320 bei postuliertem langzeitigen Kühlungsausfall des Brennelement-Lagerbeckens durchgeführt worden. Die Ergebnisse dieser Abschätzungen werden im Kapitel 3.2.3 zusammengefasst.

3.2.3 Quelltermabschätzung mit ATHLET-CD bei postuliertem langzeitigen Kühlungsausfall des Brennelement-Lagerbeckens

Ziel dieses Arbeitsschrittes war es, die Situation in der Umgebung des KKW Saporischja unter dem Einfluss der kriegerischen Handlungen Russlands in der Ukraine im März 2022 zu bewerten. Insbesondere interessierte die mögliche radioaktive Belastung der Kraftwerksumgebung infolge eines langzeitigen Ausfalls der Kühlung des Wassers im Brennelement(BE)-Lagerbecken, das auch als Abklingbecken bezeichnet wird. Die

Anordnung des Beckens im Spannbeton-Containment von Anlagen mit WWER-1000/320 ist in Abb. 3.4 dargestellt.

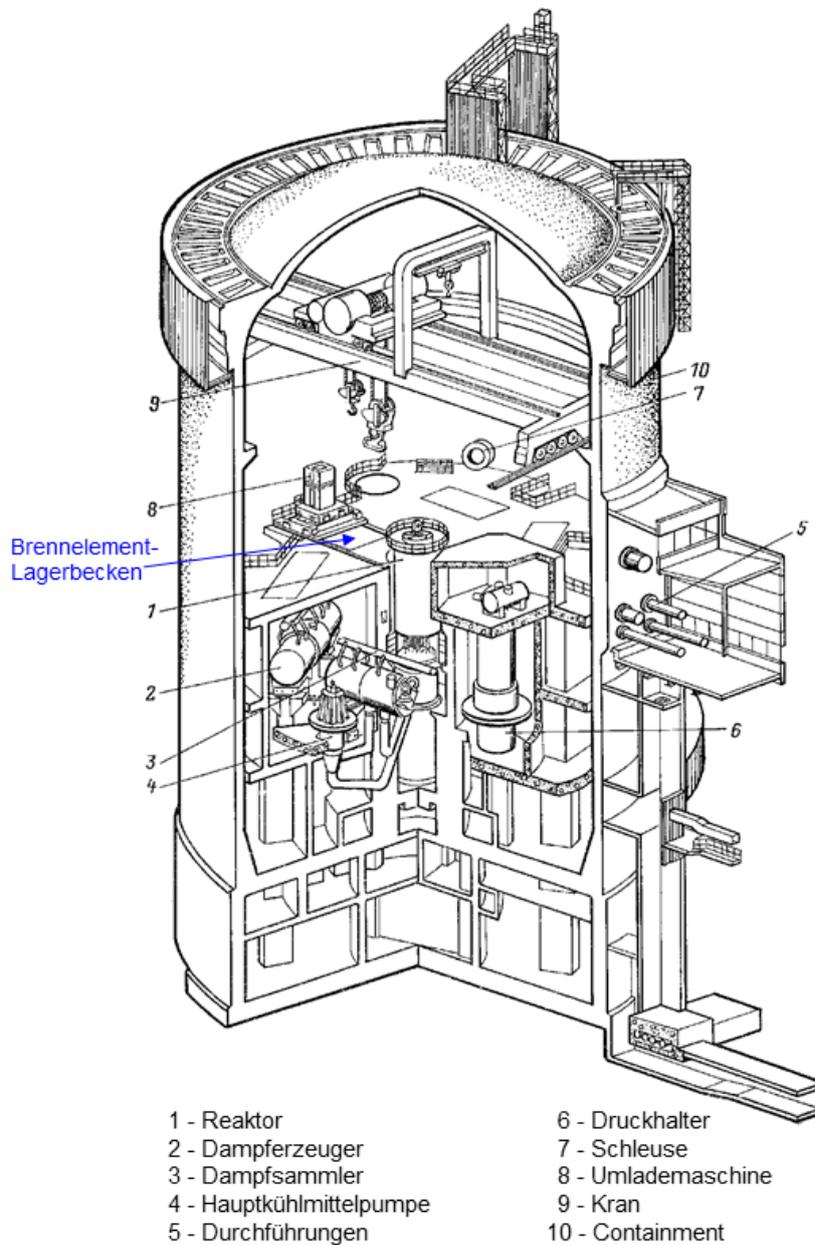


Abb. 3.4 Containment eines WWER-1000 mit Hauptkomponenten /KKW 82/

Ausgehend von im INT-KoNuS-Vorläufervorhaben erfolgten Analysen mit dem GRS-Code ATHLET-CD zum langzeitigen Kühlungsausfall im BE-Lagerbecken wurde der Spaltprodukteintrag in das Containment für relevante Isotope bestimmt, wobei auch die relative Freisetzung, bezogen auf das Ausgangsinventar im Becken zu Beginn des Unfalls, berechnet wurde.

Für diese Quelltermabschätzung wurden zwei Szenarien unterstellt:

- Versagen des Containments bei 5 bar, wobei der Zeitpunkt aus dem mit COCOSYS berechneten Druckverlauf extrapoliert wurde. Hierbei ist angenommen worden, dass das komplette Spaltproduktinventar, das aus dem BE-Lagerbecken ausgetragen wird, in das Containment austritt, d. h. Ablagerungs- und Zerfallsprozesse im Containment fanden keine Berücksichtigung.
- Manuelles Öffnen der Abblaseleitung zum ungefilterten Venting (entspr. dem zum Zeitpunkt der Untersuchungen aktuellen Anlagenzustand) mit Skalierung des Quellterms auf Basis der Freisetzung aus Analysen für einem Druckwasserreaktor des Typs Konvoi.

Die Ergebnisse dieser Abschätzungen zusammenfassend; wird festgestellt:

Unter teils hochkonservativen Annahmen ist die Radioaktivität der in die Umgebung des KKW austretenden Nuklide unter Anwendung von ATHLET-CD quantifiziert worden. Sie tritt als Folge von Brennelementhüllrohrversagen und anschließendem Schmelzen der Brennelemente in der maximal belasteten Sektion des Lagerbeckens zunächst in das Containment und später, nach dessen Versagen bzw. begründet durch manuelle Druckentlastung des Containments, in die Umgebung aus. Durch Äquivalenzbetrachtungen unter Nutzung von Quelltermen, die in den Jahren 2014 – 2017 für Kraftwerke des Konvoi-Typs durchgeführt wurden, ist die Idee verfolgt worden, die Konservatismen bei der Bestimmung der Quellterme zu reduzieren.

Schließlich weisen die Ergebnisse dieser Quellterm-Abschätzungen große Unterschiede in Abhängigkeit von den gewählten Randbedingungen aus. Es ist vorgesehen, die Ursachen dieser Differenzen in Zukunft genauer zu untersuchen.

Zur Qualifizierung des Quellterms ist eine Liste an weiterführenden Aktivitäten erstellt worden. Diese Arbeiten umfassen die Durchführung von gekoppelten Analysen mit den aktuellen Versionen der Codes ATHLET-CD und COCOSYS und deren Ergebnisinterpretation, wobei der Modernisierungszustand der Referenzanlage KKW Saporischschja zu berücksichtigen ist. Es wird erwartet, dass im Verlaufe dieser Analysen auch eine Reihe weiterer notwendiger Änderungen in einzelnen Modellen beider Codes identifiziert werden wird.

Hintergrundinformationen zur Quelltermabschätzung sowie Details zu den Abschätzungsergebnissen werden im Bericht /WFF 22c/ gegeben.

3.3 Unfallanalysen für das KKW Kosloduj-5/6

Die Blöcke 5 und 6 des Kernkraftwerkes Kosloduj sind wie auch das KKW Saporischschja-1 Anlagen sowjetischer Bauart mit Druckwasserreaktoren des Typs WWER-1000/320. Block 5 wurde am 23. Dezember 1988 in Betrieb genommen, Block 6 am 30. Dezember 1993.

Unmittelbar nach Beginn des Vorhabens INT KoNuS im Oktober 2020 wurde gemeinsam mit den Experten von ENPRO und SSTC NRS vereinbart, für das Referenzkraftwerk Kosloduj-5/6 auch das Unfallszenario mit großem KMV, bei gleichzeitigem totalen Stromausfall und RDB-Versagen, zu untersuchen /MIN 20a/. Die Unfallanalysen waren neben dem Ergebnisvergleich zwischen den Kraftwerken Kosloduj-5/6 und Saporischschja-1 auf die Simulation von geschichteten Schmelzepools in der Reaktorgrube und in benachbarten Räumen und die Erosion (Ablation) des Betons durch die nach Versagen des RDB ausgetretene Kernschmelze ausgerichtet und sollten in Kooperation mit den Fachkollegen von ENPRO erfolgen.

Die Untersuchungen waren somit in zwei Themenkreise untergliedert:

- Simulation von geschichteten Schmelzepools und Betonerosion,
- Unfallanalysen mit COCOSYS für das KKW Kosloduj-5/6.

Der Transfer notwendiger Information zum KKW Kosloduj-5/6 sowie analytische Zuarbeiten u. a. zur Erstellung der Massen- und Energiefreisetzung in das Containment beim ausgewählten Unfallszenario wurden von ENPRO im Rahmen der Arbeitsbeziehung UA-3593 /CON 21a/ durchgeführt.

3.3.1 Simulation von geschichteten Schmelzepools und Betonerosion

Die Arbeiten zur Adaption des im Vorläufervorhaben erstellten COCOSYS-Datensatzes an die neuen COCOSYS-Versionen 3.0.1 sowie 3.1 und die aktuellen Gegebenheiten des KKW Kosloduj-5/6 mit Fokus auf die Annahme einer geschichteten Schmelzeconfiguration sowie auf die Ausbildung von zwei Schmelzepools sind in Zusammenarbeit mit den Experten von ENPRO erfolgreich durchgeführt worden. So ist während der

detaillierten Abschätzung der Wasseransammlung auf dem Boden der Anlagenräume auf Kote 13,4 m gemeinsam mit ENPRO nach neuen Detailinformationen zur Geometrie der Bodenflächen im Containment recherchiert worden. Parallel dazu wurde seitens ENPRO das KKW-Personal dazu konsultiert, ob entsprechende Angaben zur Verfügung gestellt werden können. Im Ergebnis des kontinuierlichen Informationsaustausches konnten die GRS-Experten schließlich anlagenspezifische Informationen in Form von Skizzen und technischen Zeichnungen für die Qualifizierung des COCOSYS-Datensatzes erhalten.

Basierend auf den Daten zur Geometrie des Containments wurde das Restwasservolumen, das sich auf den Bodenflächen aller Anlagenräume auf Kote 13,4 m ansammeln kann, neu abgeschätzt. Es beträgt nun ca. 110 m³ und ist damit im Vergleich zu vorherigen Abschätzungen deutlich geringer. Dieses Volumen wurde in der aktuellen Version des COCOSYS-Datensatzes berücksichtigt. Dazu wurde auf Basis der vorliegenden Zeichnungen die Geometrie der Bodenfläche im Raumbereich vor der Reaktorgrube modifiziert. Abb. 3.5 zeigt die gemäß den neu erhaltenen Zeichnungen 41 cm tiefe Stufe vom Raum GA302 vor der Stahltür zur Reaktorgrube und zum ringförmigen Korridor GA308.

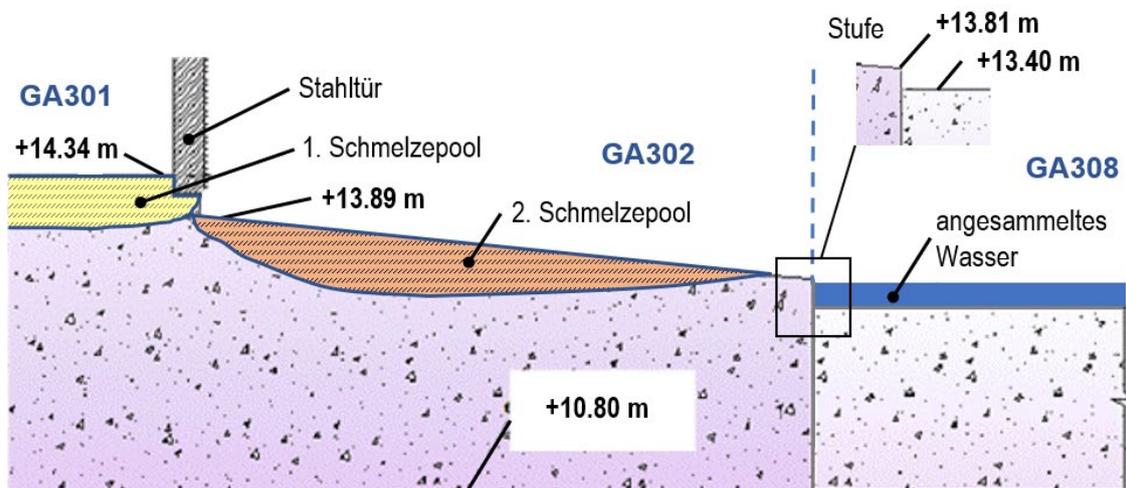


Abb. 3.5 KKW mit WWER-1000/320, Raumanordnung im unteren Containmentbereich, Stufe vor der Stahltür zur Reaktorgrube, Lage der zwei Schmelzepools

Dem COCOSYS-Modell entsprechend reagiert die Kernschmelze im 1. Schmelzepool mit dem Beton in der Reaktorgrube und breitet sich zunächst bis zur Stahltür aus. Im Ergebnis der weiteren Betonablation entsteht unter der Tür ein Durchbruch, durch den

das Schmelzegemisch in den Nachbarräum GA302 überströmt. Hier bildet sich der 2. Schmelzpool. Für den langzeitigen Druckaufbau im Containment und die Notwendigkeit des Ventings ist entscheidend, ob sich während des Unfallverlaufes in diesem Raum Wasser durch weiteren Anstieg im Raum GA308 ansammelt. Weitere Details zur Raumanordnung im unteren Containmentbereich sowie zur (symbolisierten) Lage der zwei Schmelzepools sind in Abb. 3.5 gegeben.

Die auf das Schmelzeverhalten und die Betonerosion ausgerichteten Untersuchungen mit COCOSYS führten zu den im Nachfolgenden aufgeführten Ergebnissen.

Schmelzeausbreitung unter Wasser

In der vorliegenden Unfalluntersuchung für das KKW Kosloduj-5/6 wird angenommen, dass sich die Schmelze nur im Nachbarräum zur Reaktorgrube GA302 auf einer Fläche von 44 m² ausbreitet und innerhalb dieses Raumes bis zum Ende der analysierten Prozesszeit verbleibt. In früheren Analysen mit dem LAVA-Code zur Schmelzeausbreitung wurde gezeigt, dass die Schmelze weiter voranschreitet und eine Fläche von 60 bis 100 m² bedeckt, was bedeutet, dass sich die Schmelze auch in Raum GA308 (s. Abb. 3.5) ausbreiten würde (mit anderen Materialeigenschaften, z. B. höherem Betonanteil im Schmelzegemisch). Hierbei ist zu bemerken, dass diese großflächige Schmelzeausbreitung darauf zurückzuführen ist, dass die Ausbreitungsfläche im Gegensatz zu den neuen Analysen trocken war. Somit kommt eine wesentliche Unsicherheit des LAVA-Modells zum Vorschein: Es berücksichtigt bislang nicht, dass die Schmelze in eine Wasserschicht fließt. Hierzu ist weitere Forschungsarbeit notwendig.

Restwasservolumen im Containment

Die Abschätzung des Restwasservolumens, das sich auf den Bodenflächen aller Anlagerräume auf Kote 13,4 m ansammeln kann, ist aufgrund der sehr komplexen Anordnung der Bodenflächenneigungen mit Unsicherheiten verbunden. Deswegen liegt dieser Abschätzung eine Reihe von Annahmen zugrunde, wobei die Bodenfläche der Anlagerräume in einzelne Abschnitte unter Berücksichtigung der verzeichneten Bodenneigungen unterteilt wurde. Für jeden Abschnitt wurde das Restwasservolumen unter Annahme einer rechteckigen Bodengeometrie abgeschätzt.

Spezifika der Containmentgeometrie

Die Berücksichtigung der Geometrie der Bodenfläche aller Anlagenräume auf Kote 13,4 m (z. B. Stufen auf dem Boden oder Bodenflächenneigungen) spielt während der Ex-vessel-Phase des postulierten Unfallszenarios eine entscheidende Rolle für das langzeitige Druckverhalten im Containment. So wurde festgestellt, dass unter Berücksichtigung der Geometrie der in Abb. 3.5 dargestellten Stufe zwischen den Räumen GA302 und GA308 sowie der Tatsache, dass sich die Schmelze nur in GA302 ausbreitet, die Schmelze mit einer geringen Menge an Restwasser in GA302 in Kontakt kommt. Dies führt zu einer vergleichsweise geringen Dampfproduktion und somit zu einem langsameren Druckanstieg im Containment als in früheren Untersuchungen ohne Berücksichtigung der Stufe. Dabei zeigt sich, dass in den ersten 24 Stunden des Unfallszenarios der Druck im Containment unterhalb des Schwellwertes von 4,9 bar liegt, bei dem die gefilterte Druckentlastung des Containments eingeleitet wird. In den COCOSYS-Untersuchungen ohne Stufe kommt die Schmelze unmittelbar nach ihrem Austrag in den zweiten Schmelzpool mit einer großen Menge an Restwasser in Kontakt. Folge dessen ist eine anhaltend hohe Dampfproduktion, verbunden mit einem schnellen Druckanstieg im Containment. In diesem Fall war schon etwa 13 Stunden nach Unfalleintritt die Einleitung der gefilterten Druckentlastung des Containments notwendig.

Modellierung der Stahltür zur Reaktorgrube

Unter der Annahme, dass das Schmelzegemisch aus der Reaktorgrube („1. Schmelzpool“) durch den Beton unter der Stahltür in Raum GA302 („2. Schmelzpool“) eintritt, werden im CCI-Modul spezifische Durchschmelzkriterien für die Schmelzeverlagerung festgelegt. Es ist zu bemerken, dass diese Kriterien gegenwärtig vom Benutzer festgelegt werden und mit großen Unsicherheiten behaftet sind. Eine weitere Quelle von Unsicherheiten ist die achsensymmetrische zylindrische Darstellung der Schmelzepools im CCI-Modul. Jeder Schmelzpool wird derzeit durch einen Zylinder dargestellt, der durch einen anfänglichen äquivalenten Radius definiert ist. Im Falle eines nicht-achsensymmetrischen Schmelzepools muss die Geometrie in ein achsensymmetrisches geometrisches Modell skaliert transferiert werden.

Annahmen und Unsicherheiten im CCI-Modul von COCOSYS

Im CCI-Hauptmodul wurden einige Unstimmigkeiten bei der Berechnung des Wärmestroms an der Schmelzeoberfläche festgestellt, wenn die Schmelzeoberfläche

teilweise mit Wasser bedeckt ist. Die Aufteilung der Schmelzeoberfläche in einen trockenen und einen benetzten Bereich wird dann vom CCI-Modul berechnet, wenn die mit Wasser bedeckte Fläche (Wasservolumen/Wasserfilmdicke) kleiner als die gesamte Schmelzeoberfläche wird. Für jeden Teil werden vom CCI-Modul zwei verschiedene Werte für die Grenzflächentemperaturen und die Krustendicke berechnet. Der Wärmestrom aus der benetzten Schmelzeoberfläche wird auf der Grundlage des Siedemodells berechnet, während der Wärmestrom aus der trockenen Schmelzeoberfläche auf der Grundlage der in COCOSYS vorhandenen Wärmeübergangsmodelle (einschließlich Konvektion und Strahlung) berechnet wird.

Es ist anzumerken, dass der Wärmestrom aus der benetzten Schmelzeoberfläche derzeit auf der Grundlage der Wärmeübergangsdaten berechnet wird, die vom Wärmeübergangsmodell im Hauptmodul THY für die Thermohydraulik in COCOSYS unter Verwendung der Randbedingungen der bestehenden trockenen Schmelzeoberfläche berechnet werden. Diese Ungenauigkeit tritt mit Unterteilung der Schmelzeoberfläche in trockene und benetzte Bereiche auf und bleibt so lange bestehen, bis die Schmelzeoberfläche vollständig ausgetrocknet ist und das Wärmeübergangsmodell nur noch auf den atmosphärischen Raumbereich bezogen wird.

Basierend auf den Ergebnissen der vorliegenden Unfallanalysen mit COCOSYS wird zusammenfassend festgestellt, dass die Berücksichtigung des Restwasservolumens sowie der Geometrie der Stufe zum ringförmigen Korridor GA308 im Containment entscheidenden Einfluss auf den langzeitigen Druckaufbau im Containment haben. Sie spielen darüber hinaus eine wichtige Rolle bei der Bestimmung des Zeitpunktes, zu dem die in den Raum GA302, der unmittelbar an die Reaktorgrube angrenzt, ausgetragene Schmelze mit dem dort angesammelten Restwasser in Kontakt kommt. Bedingt durch die dann eintretende heftige Wasserverdampfung wirkt sich dies direkt auf den Druckaufbau im Containment sowie auf den Zeitpunkt der Einleitung der gefilterten Druckentlastung (Containment-Venting) aus.

Die Analyseergebnisse zeigen, dass die Beton-Schmelze-Wechselwirkung in zwei geschichteten Schmelzepools unter Annahme eines radialen Durchbruchs des Betons unterhalb der Stahltür der Reaktorgrube ein wichtiger Faktor ist, der sowohl die Freisetzung von brennbaren Gasen (z. B. Wasserstoff) in das Containment als auch den langzeitigen Druckaufbau im Containment während der Ex-vessel-Phase des postulierten Unfalls maßgeblich beeinflusst. In Übereinstimmung mit experimentellen

Untersuchungen führt die Berücksichtigung der Materialschichtung (Oxyd, Metall) im Schmelzepool auch in den COCOSYS-Analysen zu einer verstärkten Ablation des Betons.

Ein weiterer wichtiger Faktor für den Druckaufbau im Containment ist, wie schon in den Analysen zum KKW Saporischschja-1 beschrieben, die Verteilung der Nachzerfallsleistung der freigesetzten Spaltprodukte auf Atmosphäre, Wände, Sumpf- und Restwasser in den entsprechenden COCOSYS-Zonen während der Ex-vessel-Phase. In der Rechnungsvariante unter Berücksichtigung der Nachzerfallswärme von Spaltprodukten zeigt sich, dass der Druck im Containment durch den Energieeintrag signifikant ansteigt und etwa 27 Stunden nach Beginn des Unfalls den Schwellwert für die Einleitung der gefilterten Druckentlastung im Containment erreicht.

Die Herangehensweise an die Modelluntersuchungen in Zusammenhang mit den Unfallanalysen zum KKW Kosloduj-5/6 und die Detailergebnisse daraus sind im Bericht /BAK 23a/ beschrieben.

3.3.2 COCOSYS-Unfallanalysen für das KKW Kosloduj-5/6

Der aktuelle, adaptierte und modifizierte COCOSYS-Datensatz für das KKW Kosloduj-5/6 umfasst 35 Zonen und ist damit wesentlich gröber nodalisiert als das 97-Zonen-Modell für das KKW Saporischschja-1. Das Nodalisationsschema ist in Abb. 3.6 dargestellt.

Der Datensatz kam in Testrechnungen zum ausgewählten KMV Doppelendbruch 2F DN850 mit TSA zum Einsatz. Da zum Zeitpunkt der Testrechnungen für dieses KKW und diesen KMV lediglich eine Massen- und Energieausströmrate (MER) vorlag, die mit dem ATHLET-Code für eine Prozesszeit von 2 000 s berechnet worden war, sind zunächst für die Untersuchung der weiteren In-vessel-Phase sowie der Ex-vessel-Phase bis 24 Stunden Ergebnisse aus MELCOR-Analysen der ukrainischen TSO SSTC NRS verwendet worden. Entsprechend dieser Analyse versagt der RDB nach ca. 11 700 s. Die Ergebnisse der COCOSYS-Rechnung mit dieser kombinierten MER (im Weiteren als Rechnungsvariante K1 bezeichnet) zeigen u. a., dass – im Gegensatz zu den früheren Rechnungen – der Havarieborbehälter kurz nach Beginn des Unfalls vollständig mit Wasser gefüllt ist, infolgedessen angrenzende Raumbereiche im Containment geflutet werden.

Im Verlaufe der Untersuchungen wurden Unzulänglichkeiten im CCI-Modul (zur Berechnung von Beton-Schmelze-Wechselwirkungen) von COCOSYS identifiziert, die bei der Berechnung des Wärmeübergangs an der Schmelzeoberfläche bei Kontakt mit Wasser auftraten. Diese konnten im Rahmen des COCOSYS-Entwicklungsprojektes behoben werden. Analyseergebnisse mit korrigiertem CCI-Modul zusammen mit der Beschreibung der während der Untersuchung aufgetretenen Probleme in COCOSYS wurden mit ENPRO während der Projektmeetings im Mai 2021 /MIN 21a/, das wegen der Corona-Pandemie als Videokonferenz stattfinden musste, und in der GRS Berlin im November 2022 /MIN 22c/ diskutiert.

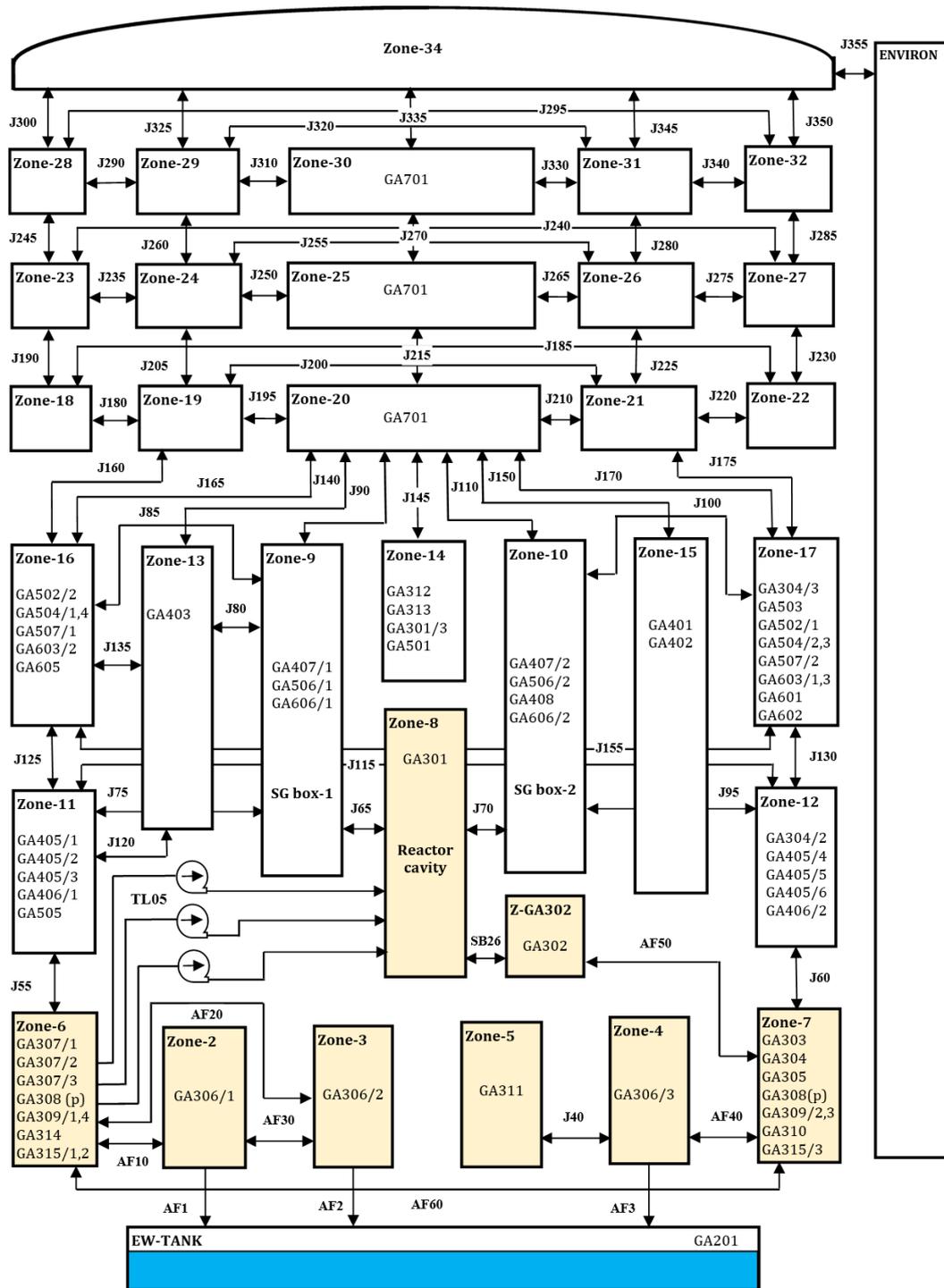


Abb. 3.6 COCOSYS-Nodalisationsschema für das Containment des KKW Kosloduj-5/6, 35-Zonen-Modell

Die für die Rechnerungsvariante K1 erhaltenen Druckverläufe im Containment weisen darauf hin, dass in den untersuchten 24 Stunden des Unfallszenarios der maximale Druck in den Containmenträumen mit 2,5 bar zum Ende der untersuchten Prozesszeit weit entfernt vom Auslegungswert 5 bar ist (Abb. 3.7). Nach ca. 14 500 s (d. h. nach

etwa 4 Stunden) tritt laut K1-Ergebnissen die Kernschmelze mit dem in den Räumen unmittelbar vor der Reaktorgrube angesammelten Wasser in Kontakt, was eine intensive Verdampfung und einen entsprechenden Druckanstieg in der Containmentatmosphäre zur Folge hat. Gemäß dem in der Variante K1 berechneten Druckverlauf würde sich also für dieses Unfallszenario und unter den dafür gewählten Randbedingungen die Einleitung der gefilterten Druckentlastung des Containments als nicht notwendig erweisen.

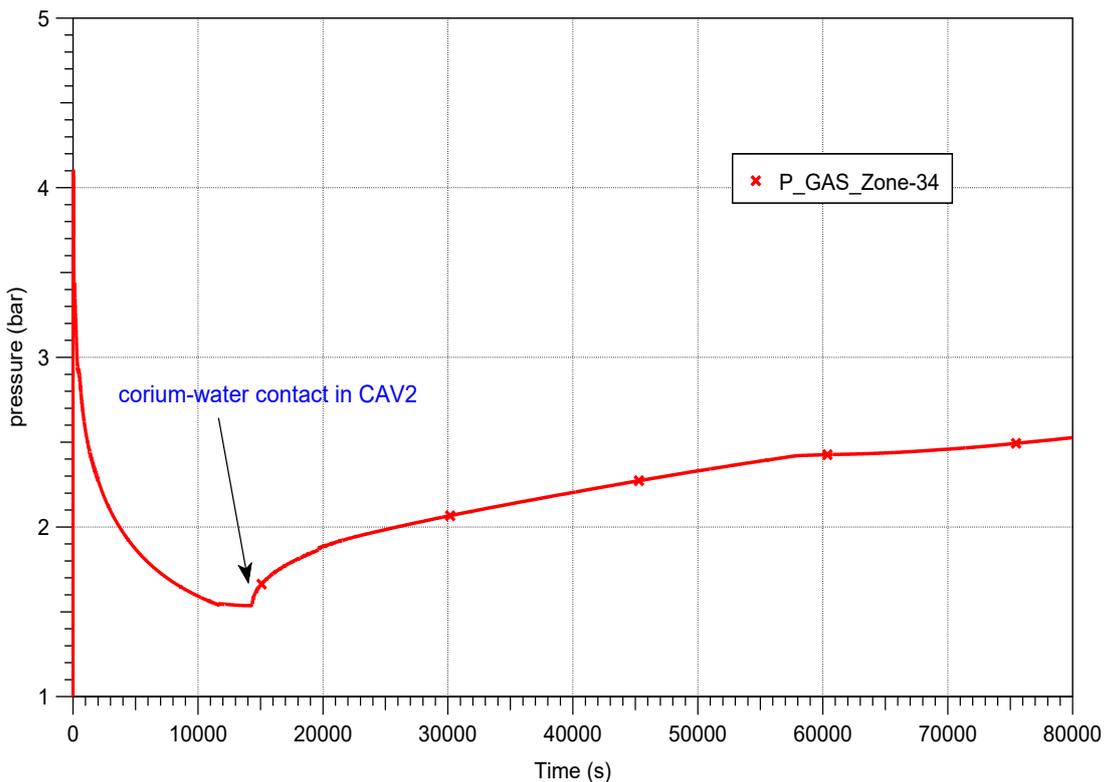


Abb. 3.7 COCOSYS 3.0.1, KNPP-5/6, 2F DN850 & TSA, Variante K1, Druck im Bereich unter der Containment-Kuppel (Zone-34)

Auf Anfrage der GRS wurden von ENPRO die Ergebnisse einer mit MELCOR durchgeführten Analyse zum Verhalten des Containments beim ausgewählten Unfallszenario an die GRS übermittelt. Darüber hinaus wurden die Analyseergebnisse in einem umfangreichen ENPRO-Bericht dargestellt /ENP 23/. Von der GRS sind die für die COCOSYS-Analysen benötigten Randbedingungen (Massen- und Energiefreisetzungsraten aus dem Primärkreislauf, Zeitpunkt des RDB-Versagens sowie Nachzerfallsleistung nach RDB-Versagen) aus dieser MELCOR-Rechnung übernommen und in den COCOSYS-Datensatz als Variante K2 implementiert worden. Mit dem Datensatz wurden die Unfallanalysen für das KKW Kosloduj-5/6 unter Berücksichtigung der aktualisierten

Geometrie der Bodenflächen, des neu abgeschätzten Restwasservolumens im Containment sowie der Verteilung der Nachzerfallsleistung auf Atmosphäre, Wände, Sumpf und Restwassermengen in die entsprechenden Modell-Zonen fortgesetzt. Exemplarisch für die aus der aktuellen Analyse erhaltenen Ergebnisse ist in Abb. 3.8 der berechnete Druckverlauf im Bereich unter der Containment-Kuppel dargestellt.

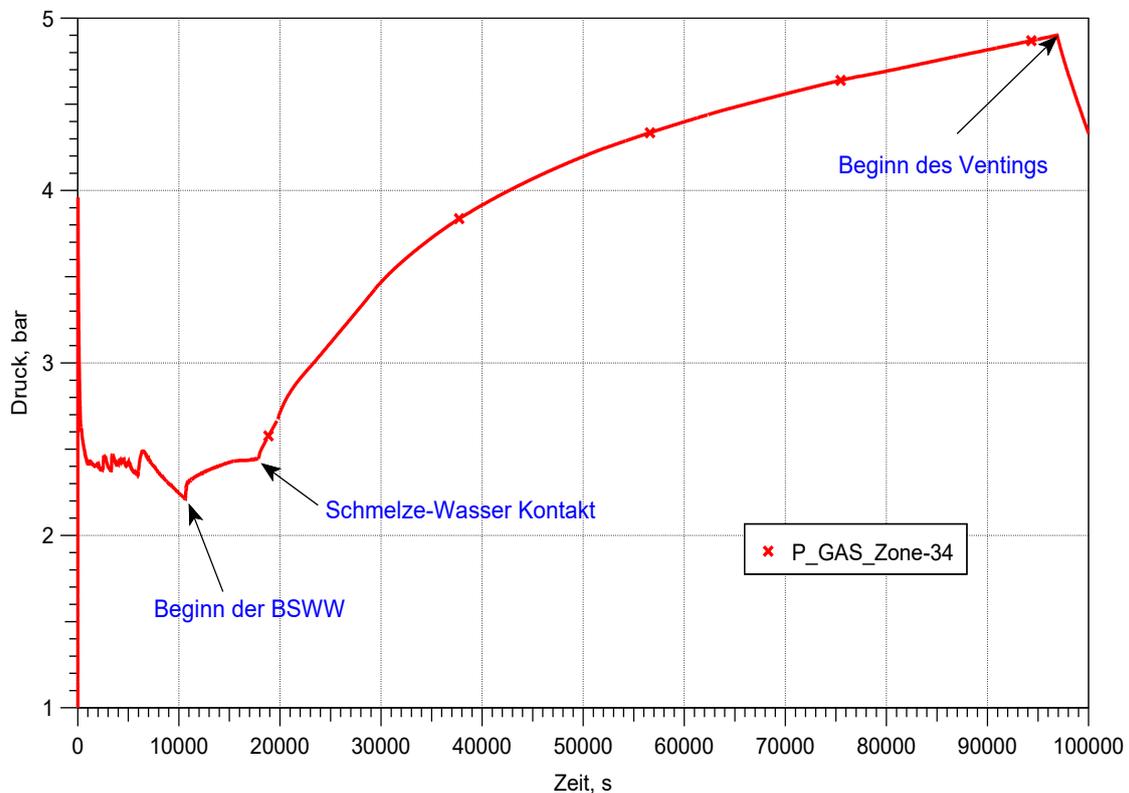


Abb. 3.8 COCOSYS 3.0.1, KKW Kosloduj-5/6, 2F DN850 & TSA, Variante K2, Druck im Bereich unter der Containment-Kuppel (Zone-34)

Auf Basis der durchgeführten Untersuchungen lässt sich schlussfolgern, dass die in COCOSYS – insbesondere im CCI-Modul – verfügbaren Modelle für die Simulation von Unfällen mit Versagen des Reaktordruckbehälters für KKW mit WWER-1000/320 anwendbar sind und belastbare Ergebnisse liefern. So sind beispielsweise folgende Beton-Schmelze-Wechselwirkungen plausibel abgebildet:

- Erosion des Betons nach Versagen des Reaktordruckbehälters mit Definition von Durchschmelzkriterien für den weiteren Austrag der Schmelze z. B. in den nächsten Schmelzepool;
- Massenübertrag zwischen mehreren Schmelzepools, d. h. vom 1. Schmelzepool in der Reaktorgrube zum 2. Schmelzepool im an die Reaktorgrube angrenzenden Raum;

- Wasserüberdeckung der Schmelze nach Schmelzeaustritt in den Schmelzepool 2 im an die Reaktorgrube angrenzenden Raum.

Es verbleiben jedoch Unstimmigkeiten und Ungenauigkeiten, die einerseits auf die Verwendung von empirischen Wärmeübergangskoeffizienten an den Grenzflächen zwischen Schmelze und Beton bzw. zwischen den Schmelzeschichten (bei geschichteter Schmelzekonfiguration) und andererseits auf Ungenauigkeiten durch die vereinfachenden Modellannahmen, wie z. B. die achsensymmetrische zylindrische Darstellung der Schmelzepools im CCI-Modul von COCOSYS, zurückzuführen sind.

Einzelheiten zu den modifizierten COCOSYS-Datensätzen sowie zu den Ergebnissen der Unfallanalysen für das KKW Kosloduj-5/6 können dem Bericht /BAK 23a/ entnommen werden.

3.4 Informationen zu Stör- und Unfallanalysen für das KKW Temelin-1/2

Im Rahmen der Ergänzung des Arbeitspaketes AP 2 des Vorhabens wurden mit Fachleuten der tschechischen Sachverständigenorganisation SURO Gespräche zum Erfahrungsaustausch und zu Untersuchungsergebnissen auf dem Gebiet der deterministischen Stör- und Unfallanalyse für KKW mit WWER-1000/320 geführt.

Referenzanlage der Kooperation mit SURO zu Kraftwerksanlagen mit WWER-1000/320 ist das KKW Temelín, Blöcke 1 und 2. Im Vorfeld der Ergebnisdiskussion zu Unfallanalysen wurden Informationen über ausgewählte Maßnahmen zur Sicherheitsertüchtigung und Modernisierung von Anlagen dieses Typs vorgestellt, verglichen und diskutiert. Der Schwerpunkt lag dabei auf Maßnahmen, die auf die Minderung der Folgen von Unfällen mit schwerem Kernschaden abzielen. Dazu zählen:

- Installation zusätzlicher Wasserstoff-Rekombinatoren, um die Ausbildung brennbarer Gasgemische im Containment zu verhindern;
- die Implementierung eines Systems zur gefilterten Druckentlastung des Containments, um die Integrität des Containments zu erhalten;
- die Verwendung von Brennelementen anderer Hersteller, um die Abhängigkeit vom russischen Produzenten TWEL zu reduzieren;

- die Aktualisierung der mitigativen Handlungsempfehlungen bei Unfällen (engl.: Severe Accident Management Guidances, SAMGs) zur Berücksichtigung des aktuellen Anlagenzustandes in den SAMGs.

In den Diskussionen und im Ergebnis des Studiums der von SURO auf dem Projektmeeting in Prag im Juni 2023 /MIN 23a/ zur Verfügung gestellten Handouts ist eine Reihe an offenen Fragen identifiziert worden, die in der weiteren Zusammenarbeit geklärt werden sollten, um daraus resultierende Änderungen an den Datensätzen der in den Unfallanalysen verwendeten Codes MELCOR und COCOSYS vorzunehmen. Die offenen Fragen sind im Bericht /WFF 23b/ in den Kapiteln 2 „Ausgewählte Maßnahmen zur Sicherheitsertüchtigung und Modernisierung von Anlagen mit WWER-1000/320“ und 3.1 „Vorstellung und Diskussion von Informationen der SURO-Experten zu DSA-Modellen und Analyseergebnissen für das KKW Temelín“ enthalten.

Kernstück der begonnenen Zusammenarbeit zwischen der GRS und SURO auf dem Gebiet der deterministischen Unfallanalyse war der Austausch von Informationen und Ergebnissen aus Untersuchungen zu Unfallszenarien für KKW mit WWER-1000/320. Nach der Vorstellung der Herangehensweise an diese Analysen und der Untersuchungsergebnisse durch SURO für das KKW Temelín und durch die GRS für verschiedene WWER-1000-Anlagen wurden einzelne Fragestellungen vertieft diskutiert. Auf Bitte der tschechischen Fachkollegen wurden von der GRS die Spezifika der Modelle im LAVA-Programm für die Schmelzeausbreitung nach RDB-Versagen und im CCI-Modul von COCOSYS zur Simulation von Beton-Schmelze-Wechselwirkungen sowie damit erzielte Ergebnisse präsentiert. Abb. 3.9 zeigt exemplarisch Ergebnisse zur berechneten Schmelzeausbreitung aus einer LAVA-Anwendung für eine WWER-Anlage.

Application of LAVA

- Melt spreading progression in GA302 & following comp.
 - Viscous-gravity spreading mode
 - ✓ Viscous forces (friction) dominate the spreading behaviour
 - Limited melt spreading
 - ✓ Low spreading velocity due to low volumetric flow
 - Decay heat has an effect on final coverage of the spreading area
 - ✓ Low decay heat of the corium mixture (melt spreading at 10 h after initiating the ex-vessel phase)
 - Elevated T_{ambient} has a retardation effect on melt solidification process
 - ✓ Melt remains flowable for a significantly longer time

Melt spreading progression at 571 s

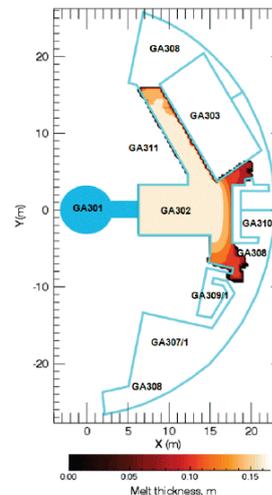


Abb. 3.9 Ergebnisse einer LAVA-Rechnung für ein KKW mit WWER-1000/320, Auszug aus der GRS-Präsentation auf dem Projektmeeting im Juni 2023 /MIN 23a/

Die Vorstellung der Ergebnisse aus aktuellen deterministischen Unfallanalysen für KKW mit WWER-1000/320 und die anschließende Diskussion dazu offenbarten Unterschiede in den mit den verschiedenen Codes berechneten Parameterverläufen, deren Ursprünge nicht vollständig geklärt werden konnten. Ihre Klärung ist im Nachfolgevorhaben vorgesehen.

Die Informationen, die in den Präsentationen zu den Herangehensweisen an die deterministischen Stör- und Unfallanalysen für KKW mit WWER-1000/320 bei SURO und GRS und zu den Ergebnissen aus den Analysen gegeben wurden, sowie die Erkenntnisse, die aus den Diskussionen gewonnen werden konnten, sind für beide Organisationen für die weitere gemeinsame Bearbeitung der Thematik sehr wertvoll.

Informationen zu ausgewählten Modernisierungsmaßnahmen in Anlagen mit WWER-1000/320, zur Herangehensweise an deterministische Unfallanalysen für diese Anlagen, präsentierte Ergebnisse hierzu sowie in Zukunft zu klärende Unterschiede in den von GRS und SURO berechneten Parameterverläufen sind im Bericht /WFF 23b/ dargelegt.

4 Bewertung, Codeadaption und Stör- und Unfallanalysen mit AC² zu Kernkraftwerken mit Reaktoren des Typs WWER-1200 (AP 3)

4.1 Zielstellung und Aufgaben

Dieses Arbeitspaket war auf drei Schwerpunkte ausgerichtet: zum einen auf die Erarbeitung und Anwendung einer Methodik zur Bewertung von Aspekten/Phänomenen in Stör- und Unfallabläufen von WWER-1200-Anlagen, zum anderen auf die anlagenspezifische Modellentwicklung und -verifikation und schließlich auf die Anwendung des AC²-Codes COCOSYS in deterministischen Stör- und Unfallanalysen auf eine generische Anlage mit WWER-1200/491. Bei dem zuerst genannten Punkt sollte es darum gehen, die auf Basis nationaler und internationaler Richtlinien/Empfehlungen von den Experten aus Belarus erarbeitete Methodik zur Bewertung der Prozesse im Containment, die durch die aktiven und passiven Systeme während Stör- bzw. Unfällen in KKW mit WWER-1200-Reaktoren beherrscht bzw. in ihren Folgen gemindert werden sollen, im Detail nachzuvollziehen und einzuschätzen. Bei dem zweiten Punkt bestand die Zielstellung der Forschungsarbeiten mit dem COCOSYS-Code in der Adaption, Verifikation und Validierung eines speziellen Modells zur Simulation des passiven Systems zur Wärmeabfuhr aus dem Containment von WWER-1200/491 und in der testweisen Code-Anwendung. Inhalt des dritten Schwerpunktes sollte die Anwendung des COCOSYS-Codes mit diesem verifizierten und validierten Modell in ausgewählten Stör- und Unfallanalysen sein.

Das AP 3 beinhaltete die folgenden Arbeitsaufgaben /VER 20/:

- Erarbeitung einer Bewertungsmethodik für Stör- und Unfallanalysen in KKW mit WWER-1200 (Schwerpunkt: Containment), (↗ Kapitel 4.2)
- Bewertung ausgewählter Aspekte/Phänomene (↗ Kapitel 4.2)
- Verifikation des GEbäudeKondensator(GEKO)-Modells in COCOSYS (↗ Kapitel 4.3.1)
- Validierung des GEKO-Modells in COCOSYS (↗ Kapitel 4.3.2)
- Pilotanwendung des GEKO-Modells (↗ Kapitel 4.3.3)

- Adaption, Vervollständigung und Austestung des generischen COCOSYS-Datensatzes für WWER-1200 (↗ Kapitel 4.4.2)
- generische COCOSYS-Analysen von Auslegungsstörfällen und Unfällen für eine WWER-1200-Anlage (↗ Kapitel 4.4.3)
- Bewertung/Plausibilisierung der Ergebnisse u. a. zu den o. g. Fragestellungen, deren Genauigkeit und Belastbarkeit; Berichtslegung (TN) zu Bewertung, Modellverifikation, Pilotanwendung und Stör- und Unfallanalysen (↗ Kapitel 4.2 – 0)

4.2 Erarbeitung und erste Anwendung einer Bewertungsmethodik für Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit WWER-1200

Dieser Arbeitspunkt zielte darauf ab, gemeinsam mit den Experten der Partnerorganisationen auf Basis internationaler Richtlinien und Empfehlungen eine Methodik zu erarbeiten, mit der zukünftig Stör- und Unfallabläufe im Containment von KKW mit WWER-1200 bewertet werden können.

Im Ergebnis einer Literaturrecherche nach Bewertungsmethoden und -maßstäben zu Stör- und Unfallanalysen in Sicherheitsberichten für KKW mit WWER-1200 wurden insgesamt 8 relevante Dokumente gefunden, die in internationalen Expertenteams erarbeitet worden sind: 6 Dokumente der IAEA (General Safety Requirements GSR Part 4, Safety Requirements SSR-2/1, Specific Safety Guidelines SSG-54 und SSG-61, TECDOC-1661 und TECDOC-1791), ein Dokument der WENRA und ein Dokument der OECD/NEA. Relevante Auszüge aus diesen englischsprachigen Dokumenten mit entsprechenden Anforderungen sind im Rahmen des Vorhabens zusammengestellt worden und werden im Weiteren in der Diskussion der Bewertungsmethodik mit internationalen Partnern als Basis dienen und gemeinsam vervollständigt.

Auf der Grundlage der zusammengetragenen Richtlinien und Empfehlungen wird vorgeschlagen, bei der Bewertung der Stör- und Unfallanalysen für das Containment von Anlagen mit WWER-1200 nach den im Bericht /ARN 23a/ im Detail beschriebenen Schritten vorzugehen. Ursprünglich war geplant, die Expertenorganisationen SEC NRS (Russland), BCNRS (Belarus) und VTT (Finnland) in die Diskussion und Weiterentwicklung dieser Methodik einzubeziehen und später nach Möglichkeit weitere Organisationen hinzuzuziehen. In mehreren Videokonferenzen und Telefonaten wurde SEC NRS und BCNRS von der GRS die Zusammenarbeit vorgeschlagen. Beide Organisationen haben

jedoch keinen Beitrag zum Vorhaben geleistet. In Übereinstimmung mit der Vorgehensweise der EU in INSC-Projekten wurden Ende Februar 2022 die Kontakte zu SEC NRS und BCNRS wegen des Angriffskrieges Russlands gegen die Ukraine eingefroren.

Im Vorhaben wurde Kontakt zur finnischen TSO VTT aufgenommen, um eine Zusammenarbeit im Rahmen des Vorhabens zu initiieren. Dazu wurde im Mai 2021 eine Videokonferenz durchgeführt, während der die finnischen Fachkollegen u. a. mit der Zielstellung des INT KoNuS bekanntgemacht wurden /VKT 21/. VTT erwähnte u. a. die Beteiligung an den Untersuchungen der LUT (Lappeenranta University of Technology, Finnland) zu Experimenten an der PASI-Versuchsanlage, die für die GRS im Hinblick auf die COCOSYS-Validierung passiver Wärmabfuhrsysteme von besonderem Interesse sind (siehe Kapitel 4.3). Im Anschluss an diese Videokonferenz ist trotz Nachfrage der GRS keine Rückmeldung von VTT mehr erfolgt.

Die entwickelte komplexe Bewertungsmethodik wurde dann durch die GRS selbst erstmalig zur Bewertung von Stör- und Unfallanalysen für Prozesse im Containment, die in einem zur Verfügung stehenden Sicherheitsbericht (engl.: Safety Analyses Report, SAR) einer Anlage mit WWER-1200 beschrieben sind, exemplarisch angewendet. Für eine umfangreiche Bewertung nach dieser Methodik ist die Zusammenarbeit mit Partnerorganisationen in Betreiberländern von KKW mit WWER-1200 eine Grundvoraussetzung. Die exemplarische Anwendung durch die GRS beinhaltet eine Einschätzung ausgewählter Aspekte des SAR mit dem Fokus auf eine Vollständigkeitsprüfung der hier gegebenen Informationen, speziell für das passive Wärmeabfuhrsystem PHRS-C von KKW mit WWER-1200/491. Die Ergebnisse der Einschätzung sind im Kapitel 2 des Berichtes /ARN 23a/ beschrieben. Diese können in zukünftigen Gesprächen mit Experten der WWER-1200-Betreiberländer zur Einschätzung von relevanten Dokumenten zu WWER-1200 genutzt werden.

Aus der GRS-Bewertung wird zusammenfassend geschlussfolgert, dass die in den exemplarisch bewerteten Dokumenten enthaltenen Informationen zu den Unfallanalysen zu Prozessen im Containment im Wesentlichen die allgemeinen Sicherheitsanforderungen erfüllen, die in den internationalen Leitlinien für die Sicherheitsbewertung und Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken gestellt werden. Die Überprüfung ergab jedoch, dass es einige offene Punkte gibt, die berücksichtigt werden sollten, um den Anforderungen bzw. Empfehlungen vollständig nachzukommen.

Es wird daher vorgeschlagen, die folgenden Informationen zu ergänzen:

Computercodes und Modelle

- Es sollten detailliertere Beschreibungen der Containment-Modelle für die verwendeten Codes bereitgestellt werden, um eine eingehende Überprüfung der Ergebnisse der Sicherheitsanalyse durch unabhängige Organisationen (z. B. Aufsichtsbehörden, TSOs) zu ermöglichen. Eine Zusammenfassung zum Stand von Verifikation und Validierung der Computercodes mit Verweisen auf aktuelle Berichte/Dokumente zu Ergebnissen des Code-Validierungsprogramms sollte enthalten sein. Wegen der Novität des passiven Wärmeabfuhrsystems im Containment von KKW mit WWER-1200/491 sollte diesem System bei der Beschreibung der Modell-Verifikation und -Validierung eine besondere Rolle zukommen. Folgende Informationen sollten dazu gegeben werden:
 - Nachweis der Eignung der mathematischen Modelle, das reale System darzustellen, durch Vergleich der Modellvorhersagen mit Beobachtungen des realen Systems oder mit experimentellen Daten;
 - Bewertung der Unsicherheiten der vom Code vorhergesagten Parameter im Vergleich zu relevanten experimentellen Daten für wichtige Phänomene, die während eines Unfalls auftreten können;
 - Vergleichsrechnungen der dargestellten Analyseergebnisse mit den Ergebnissen anderer Rechencodes.

Wasserstoffquellen

- Es sollte eine detaillierte Analyse des Beitrags aller zusätzlichen Wasserstoffquellen (z. B. im Primärkühlmittel gelöster Wasserstoff, Radiolyse des Wassers im Kern, Radiolyse des Wassers im Containment-Sumpf, chemische Reaktionen mit Materialien im Containment) als Funktion der Zeit unter Anwendung eines konservativen Ansatzes für Auslegungsstörfälle und eines Best-Estimate-Ansatzes für Unfälle vorgelegt werden. Darüber hinaus sollten die Unsicherheiten in den verschiedenen, möglichen Quellen der Wasserstoffgenerierung berücksichtigt werden.

Zum besseren Verständnis der dargestellten Berechnungsergebnisse sind die Informationen zu den verwendeten Akzeptanzkriterien für die Wasserstoffsicherheit zu vervollständigen:

- Es sollten umfassendere Informationen über die Kriterien für die Bewertung der Zündfähigkeit des Gasgemischs und der potenziellen Verbrennungsarten unter Angabe von Unsicherheitsbandbreiten hinzugefügt werden. Die Berücksichtigung der folgenden Kriterien zur Wasserstoffsicherheit wird empfohlen:
 - Definition der Entflammargrenzen und der Zündbedingungen von Wasserstoff-Luft-Dampf-Gemischen für alle möglichen Verbrennungszustände bei Unfällen;
 - Flammenbeschleunigung und Übergang von Verbrennung zu Detonation.

4.3 Validierung, Verifikation und Pilotanwendung des GEKO-Modells in COCOSYS

Für die Analyse des Containment-Verhaltens von KKW mit WWER-1200 bei Stör- und Unfällen mit COCOSYS ist zum einen ein spezifischer Eingabedatensatz, d. h. ein Raummodell des Containments, erforderlich. Zum anderen ist speziell in KKW dieses Typs ein System passiver Gebäudekondensatoren (Wärmetauscher) installiert, das PHRS-C-System, das insbesondere bei Unfällen der langfristigen Wärmeabfuhr aus dem Containment dient. In deterministischen Unfallanalysen muss für dieses System ein verifiziertes und validiertes Simulationsmodell vorliegen.

Um diese Voraussetzungen zu schaffen, war in der Projektplanung vorgesehen, entsprechende Arbeiten in enger Kooperation mit der russischen Sachverständigenorganisation SEC NRS sowie weiteren Partnern wie NITI (Russland) und/oder der Lappeenranta-Lahti University of Technology (LUT, Finnland) durchzuführen /VER 20/. Nach sehr zögerlichem Beginn ist die Zusammenarbeit mit russischen Institutionen im Vorhaben aufgrund des Angriffskrieges Russlands gegen die Ukraine im Frühjahr 2022 seitens der GRS eingefroren worden. Als besondere Herausforderung stand unter diesen Umständen die Aufgabe, das Fehlen von SEC NRS zu kompensieren. LUT als Betreiber der PASI-Versuchsanlage, die das PHRS-C abbildet, lehnte eine Zusammenarbeit im INT KoNuS ab. Auf Basis der bis Februar 2022 von SEC NRS bereitgestellten Informationen sowie anderweitig verfügbarer Berichte wurden die Arbeiten von der GRS eigenständig weitergeführt.

Ziel der Untersuchungen war eine wesentliche Verbesserung von Aussagegenauigkeit und Plausibilität der COCOSYS-Analysen zu Anlagen mit WWER-1200/491 in Bezug auf die Parameterverläufe im Containment bei postulierten Stör- und Unfallszenarien. Im Folgenden sind die Aktivitäten und Ergebnisse der Adaption, Verifikation und Validierung des GEKO-Modells in COCOSYS für die Simulation des PHRS-C sowie seine Anwendung in einer Pilotanalyse, die innerhalb der Projektlaufzeit in mehreren Bearbeitungsphasen erfolgten, zusammengefasst dargestellt. Diese sind in den Detailberichten /EBM 22/ (inkl. Anlage /ZJO 23a/) und in /ARN 23/ eingehend beschrieben.

4.3.1 Verifikation und Erweiterung des GEKO-Modells in COCOSYS

In den ersten Arbeitsschritten zur Verifikation des GEKO-Modells in COCOSYS kam ein vereinfachter Datensatz für KKW mit WWER-1200/491 zum Einsatz /EBM 22/. Untersucht wurde das Unfallszenario „Großer Kühlmittelverluststörfall (KMV) 2F DN346“. Aus den Analysen hierzu wurde geschlussfolgert, dass das GEKO-Modell in COCOSYS 3.0.1 für Anlagenrechnungen unter den zu erwartenden Bedingungen eines Unfalles mit Kühlmittelverlust anwendbar ist und plausible Ergebnisse liefert, jedoch noch zu modifizieren sowie an relevanten Experimenten zu validieren ist. Es wurden insgesamt 6 Punkte herausgearbeitet, zu denen das GEKO-Modell erweitert werden sollte, um die Aussagegenauigkeit von COCOSYS-Analysen für WWER-1200/491 zu verbessern (siehe /EBM 22/, /ARN 23/). Zu diesen Punkten zählen: die notwendige Modellerweiterung zum Wärmeübergang an der Außenseite senkrecht angeordneter Rohre, wie sie in Wärmetauschern von WWER-1200/491-Anlagen installiert sind, und die vollständige Einbindung des GEKO-Modells in die Massen- und Energiebilanz von COCOSYS. Diese Arbeiten erfolgten parallel zur Validierung und Pilotanwendung des Modells. Detaillierte Informationen zu den Verbesserungen sowie Testrechnungen zur Demonstration ihrer Auswirkungen sind Gegenstand des Berichtes /ARN 23/. Das insbesondere für WWER-1200/491 verbesserte GEKO-Modell wird in der neuen COCOSYS-Version 3.2 als Bestandteil von AC²-2023 für Anwender verfügbar sein.

Durch die Modellkorrekturen und -erweiterungen konnten von den 6 identifizierten Modellschwächen vier behoben werden, womit die Anwendbarkeit von GEKO auf das PHRS-C-System in KKW mit WWER-1200/491 wesentlich verbessert wurde. Die zwei noch offenen Punkte (Ankopplung mehrerer Containment-Zonen an einen mit dem GEKO-Modell simulierten Wärmetauscher und optionale Angabe von separaten Widerstandsbeiwerten für Teile des Wärmetauschers), die nicht WWER-1200-spezifisch sind, sollten im zukünftigen COCOSYS-Entwicklungsprojekt bearbeitet werden /ARN 23a/.

4.3.2 Validierung des GEKO-Modells in COCOSYS

Eine Voraussetzung für den Einsatz von Modellen in Störfallanalysen sollte immer deren für den jeweiligen Anwendungsfall relevante Validierung sein. Während das GEKO-Modell sowohl von den Entwicklern der RWTH Aachen als auch von der GRS für Kondensatoren mit horizontalen Wärmetaucherrohren validiert wurde, war dies für senkrechte Rohranordnungen auf Grund fehlender Modelle bis dato nicht möglich.

Eine für KKW mit WWER-1200/491 spezifische Verifikation und Validierung des GEKO-Modells erfolgte deshalb im Rahmen des Vorhabens anhand eines Tests an der Versuchsanlage PASI der Lappeenranta-Lahti University of Technology (LUT) in Finnland. Erforderliche Daten für die Modellvalidierung konnten aus der offen verfügbaren Literatur nur für ein Experiment zur Naturkonvektion gefunden werden. Dieses Experiment wird im Weiteren mit NCE (Natural Circulation Experiment) bezeichnet. Die Datensatzbeschreibung, die Herangehensweise bei der Validierung des GEKO-Modells und die Interpretation der COCOSYS-Ergebnisse sind im Bericht /EBM 22/ und der Anlage dazu /ZJO 23a/ im Detail beschrieben.

Die PASI-Versuchsanlage (Abb. 4.1) bildet das passive Containment-Kühlsystem PHRS-C einer Anlage mit WWER-1200/491 ab, das aus senkrecht angeordneten Wärmetauschern im Containment, Wasserpools außerhalb des Containments sowie verbindenden Rohrleitungen besteht. PASI umfasst einen Druckbehälter, der das Containment repräsentiert, einen Wärmetauscher, einen Wasserpool, Einlass- oder Fallrohr (Downcomer) und ein Auslass- oder Steigrohr (Riser) inkl. Verteiler (Sparger) im Wasserpool.

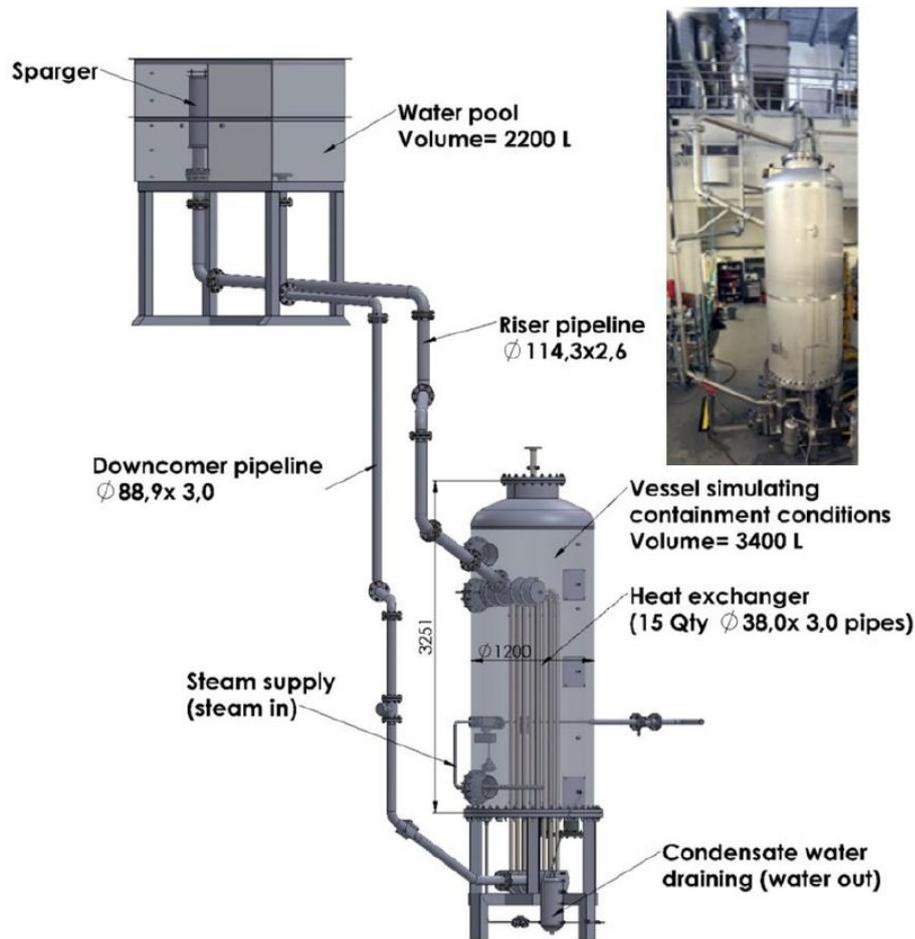


Abb. 4.1 Schema der PASI-Versuchsanlage /LUT 18/

Die PASI-Anlage wurde errichtet, um im Zusammenhang mit dem Bau des KKW Hanhikivi-1 in Finnland die Funktion und Leistung (passive Wärmeabfuhr) des PHRS-C unter Unfallbedingungen unabhängig vom russischen Designer zu untersuchen. Sie ist im Maßstab 1:2 entsprechend der Höhen im WWER-1200/491 skaliert. Weitere Angaben zur Skalierung und ihre Bewertung sind in /EBM 22/ enthalten.

Im NCE-Experiment wurde der Druckbehälter mit gesättigtem Dampf beaufschlagt (Störfall-Simulation) und dabei Parameter im Wärmetauscherkreislauf sowie im Druckbehälter gemessen. Aus der verfügbaren Literatur liegen für das NCE-Experiment folgende Versuchsdaten vor: eingespeister Dampfmassenstrom und Dampftemperatur, Druck und Atmosphärentemperatur im Druckbehälter, Massenstrom im Wärmetauscherkreislauf, abgeführte Energie (abgeleitet aus Messdaten) sowie Wassertemperaturen im Riser und im Wasserpool.

Für die Validierungsrechnungen wurde ein COCOSYS-Datensatz mit 6 Zonen, 7 Strömungsverbindungen und 8 wärmeleitenden Strukturen erstellt (Abb. 4.2). Der Druckbehälter ist durch die Zone CONVE abgebildet. Der darin installierte Wärmetauscher inklusive der Verbindungsleitungen mit dem Wasserpool wird mit dem GEKO-Modell simuliert. Der Wasserpool ist in die zwei Zonen POOLD und POOLR unterteilt /EBM 22/.

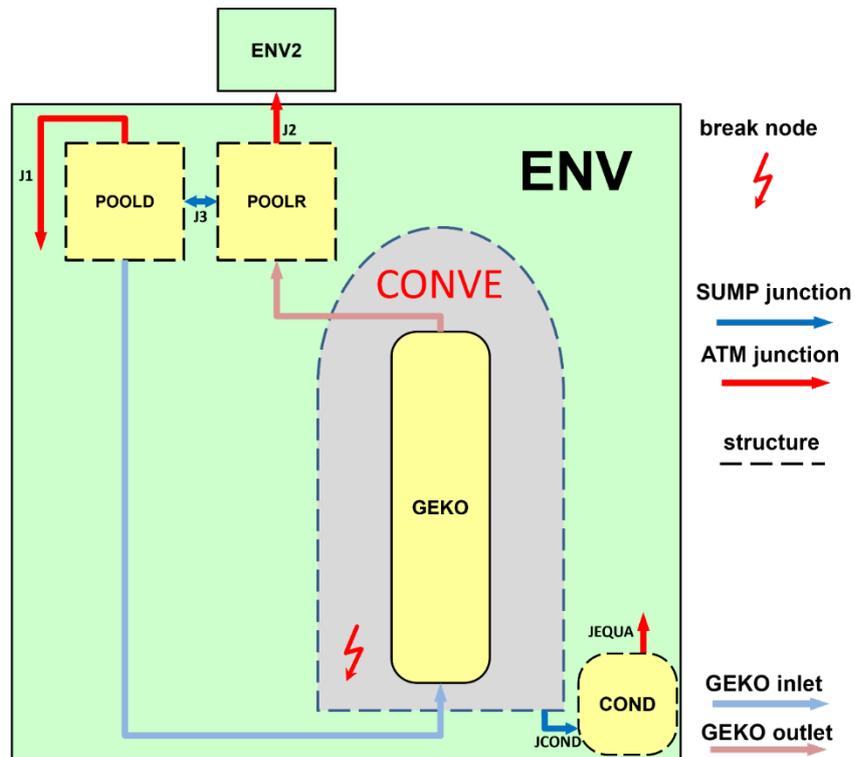


Abb. 4.2 COCOSYS-Nodalisation mit 6 Zonen für die PASI-Versuchsanlage

In der abschließenden Phase der Nachrechnung des PASI-Experimentes wurde ein erweiterter Datensatz mit 8 Zonen angewendet, in dem der Druckbehälter CONVE in 3 Zonen unterteilt ist und so die erzwungene Konvektion verbunden mit höheren Strömungsgeschwindigkeiten genauer berücksichtigt /ZJO 23a/. In den folgenden Abbildungen sind die mit beiden Datensätzen erhaltenen Rechnungsergebnisse den Messdaten gegenübergestellt.

Im Ergebnis der Validierungsrechnungen kann geschlossen werden, dass das GEKO-Modell in Stör- und Unfallanalysen zur Simulation der Wärmeabfuhr über das PHRS-C-System in KKW mit WWER-1200/491 angewendet werden kann. Hauptaufgabe des PHRS-C ist die langfristige Energieabfuhr aus dem Containment bei Unfällen. Diese Energie wird in den Analysen etwas überschätzt (Abb. 4.3). Im 8-Zonen-Modell werden höhere, realistischere Strömungsgeschwindigkeiten innerhalb der Zonen als im

6-Zonen-Modell berechnet, die in größeren Wärmeübergangskoeffizienten münden. Somit wird im 8-Zonen-Modell von Beginn der Berechnung bis ca. 1 000 s etwas mehr Wärme durch den Wärmetauscher abgeführt. In Abb. 4.3 ist zu berücksichtigen, dass der dargestellte experimentelle Verlauf kein gemessener ist, sondern ein von LUT auf Basis der Temperaturdifferenz und des Massenstroms durch den Wärmetauscher berechneter Verlauf. Nach 8 500 s erfolgt im Experiment der Übergang zu zweiphasigen Zuständen im Wärmetauscher. Die vom GEKO-Modell unter diesen Bedingungen berechnete abgeführte Energie, der Massenstrom und die Riser-Temperatur stimmen gut mit den gemessenen Verläufen überein.

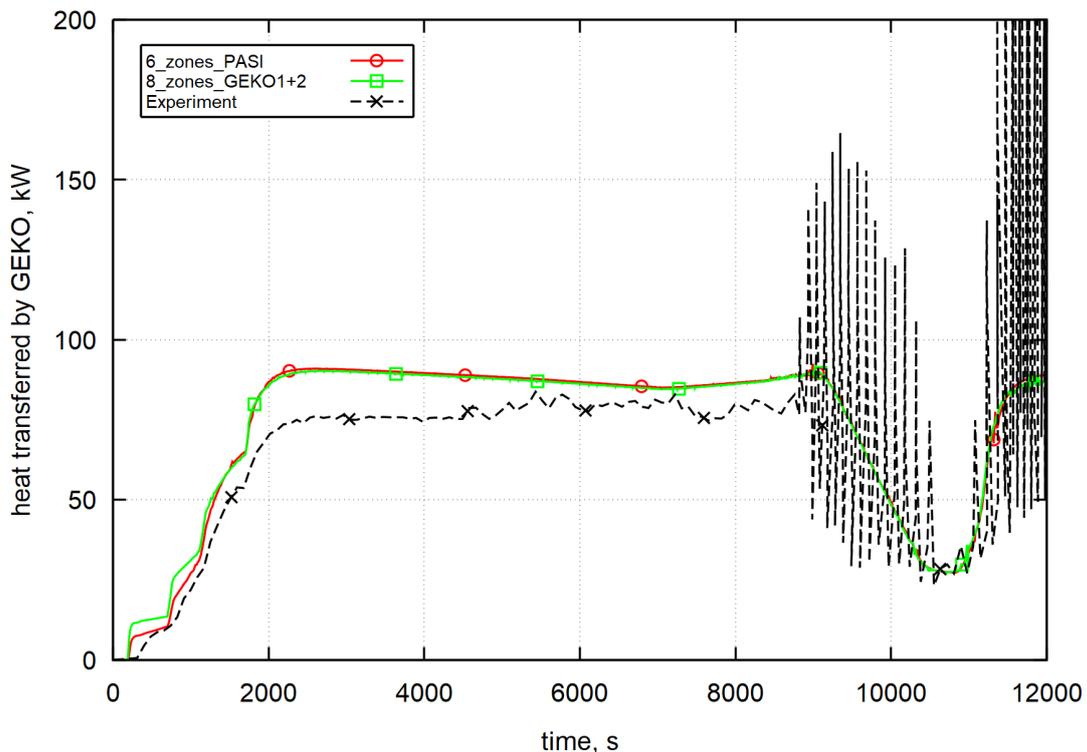


Abb. 4.3 COCOSYS 3.2dev, PASI-Versuchsanlage, NCE-Experiment, Vergleich der 6- und 8-Zonen-Modelle, abgeführte Wärmeleistung

Der berechnete Druck (Abb. 4.4) und die Atmosphärentemperatur im Containment-Behälter werden im 6-Zonen-Modell konservativ überschätzt. Dabei sind jedoch Aussagen in /EBM 22/ zur Unsicherheit bzgl. des eingespeisten Dampfes, der begrenzten Anzahl von gemessenen Parametern sowie zur Skalierung der Versuchsanlage zu berücksichtigen. Unter Nutzung des 8-Zonen-Modells stimmen der ermittelte Druckverlauf (Abb. 4.4) sowie die Atmosphärentemperatur im Druckbehälter besser mit dem Experiment überein.

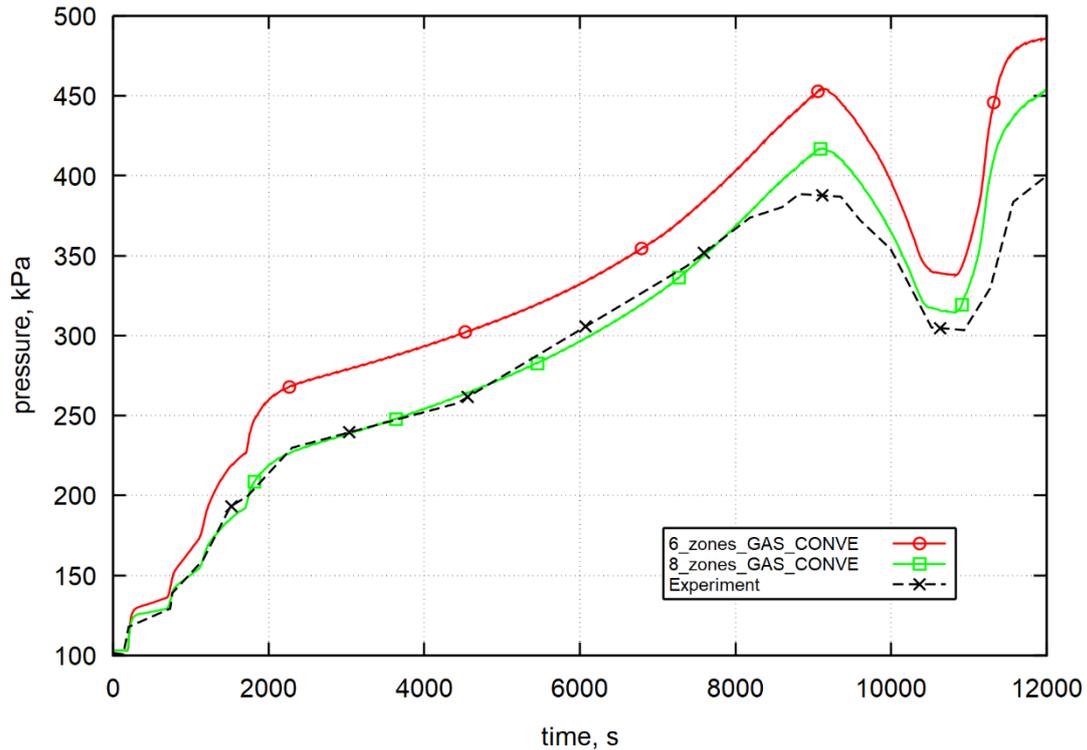


Abb. 4.4 COCOSYS 3.2dev, PASI-Versuchsanlage, NCE-Experiment, Vergleich der 6- und 8-Zonen-Modelle, Druck im Versuchsbehälter

Die letztendlich gute Übereinstimmung der COCOSYS-Nachrechnungen mit den Messwerten des PASI-Versuches NCE konnte nur mit verbessertem GEKO-Modell erreicht werden.

4.3.3 Pilotanalyse zum Unfallszenario KMV 2F DN346 mit TSA

Im Folgenden sind beispielhaft die Ergebnisse der Pilotanalyse mit der aktuellen COCOSYS-Version 3.2dev (Stand März 2023) erläutert; ausführlich sind die Untersuchungen in /ARN 23/ sowie in /ARN 23a/ dokumentiert.

In der Pilotanalyse kam ein Datensatz mit vereinfachter Nodalisierung, der auf einem generischen WWER-1000/320-Datensatz basiert, zur Anwendung. Dieser Eingabedatensatz ist als vergleichsweise grober Testdatensatz zu verstehen, da das freie Volumen von 66 300 m³ auf 75 000 m³ erhöht und damit an das WWER-1200/491-Containment angepasst wurde. Dieses vereinfachte Modell berücksichtigt nicht die größeren Wandoberflächen und auch nicht das doppelschalige Containment in WWER-1200. Das Nodalisierungsschema ist in Abb. 4.5 dargestellt. Der angepasste Datensatz besteht aus 42 Zonen einschließlich der Umgebungszone. Die rot markierten Zonen R24a und R25a

in der Kuppel stellen das zusätzliche Volumen (gegenüber dem WWER-1000-Containment) dar, in dem sich das PHRS-C befindet. Das PHRS-C besteht aus 4 Strängen mit jeweils 33 % Kapazität. In den Analysen wird angenommen, dass 3 Stränge verfügbar sind, d. h. 12 von 16 Wärmetauschern inklusive ihrer Wassertanks (Zonen *Tank*).

Der vereinfachte Datensatz war ursprünglich für die alte COCOSYS-Version V2.4v5 erstellt worden. Er wurde deshalb jeweils an die neuen Codeversionen 3.0 und später 3.1 bzw. 3.2dev adaptiert. Neue Programmversionen zeichnen sich neben verbesserten/erweiterten Modellen und dadurch zusätzlichen Eingabedaten i. A. auch durch zusätzliche Tests von Eingabedaten aus. In /ARN 23/ ist anhand von Vergleichsplots gezeigt, dass diese Adaption nur marginalen Einfluss auf die Simulationsergebnisse hatte.

Im Ergebnis der Validierung des GEKO-Modells anhand des PASI-Versuches NCE und der Codeerweiterungen erfolgten im Anlagendatensatz Modifikationen der GEKO-Eingabedaten. Diese betreffen die Neigung der Wärmetauscherrohre (senkrechte Rohre des PHRS-C), des totalen Strömungsverlustbeiwertes sowie Länge und Durchmesser der Einlass- und Auslassrohre /ARN 23/.

Mit diesem Datensatz erfolgten in mehreren Bearbeitungsphasen parallel zur GEKO-Modellverbesserung Rechnungen zum Unfallszenario KMV 2F DN346 mit TSA /ARN 23/. Die Variantenanalyse wird im Folgenden kurz beschrieben. Die Massen- und Energiefreisetzungsraten (MER) für das Unfallszenario umfassen einen Prozesszeitraum von 6 000 Sekunden und sind zu WWER-1200 verfügbaren Unterlagen entnommen worden. Sie bestehen aus Werten, die aus Grafiken abgelesen wurden, und stellen somit eine signifikante Unsicherheit in den Massen- und Energiefreisetzungsraten dar. Längere Rechnungen liegen der GRS nicht vor, eigene Analysen sind in anderen BMUV-Projekten in Arbeit. Die Prozessdauer von 6 000 s umfasst die In-vessel-Phase des Unfalls. In dem unterstellten Szenario versagen die aktiven Komponenten des Kernnotkühlsystems sowie das Containment-Sprühsystem. Nach ca. 3 100 s ist der Reaktorkern ausgetrocknet und nach ca. 3 500 s beginnt die Verlagerung des geschmolzenen Kerns in das untere Reaktorplenum. Wasser und Dampf werden in die Zone R12 freigesetzt, d. h. in eine der Zonen, die die Dampferzeuger-Boxen darstellen (siehe Markierung in Abb. 4.5).

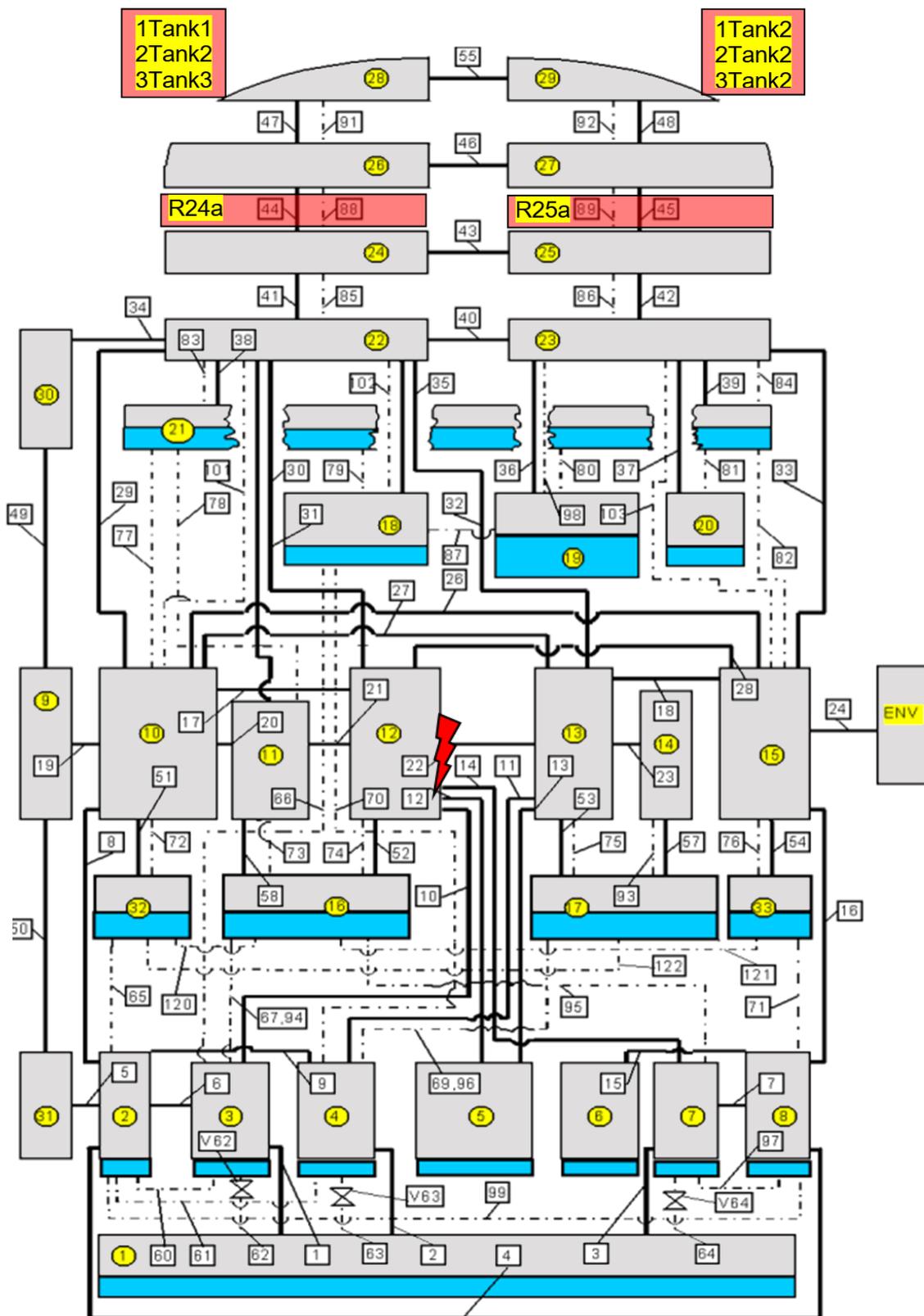


Abb. 4.5 COCOSYS, 42-Zonen-Nodalisierung für das Containment von KKW mit WWER-1200/491 mit markierter Bruchzone

Die Analyse wurde anhand der fünf in Tab. 4.1 aufgelisteten Rechnungsvarianten durchgeführt

Tab. 4.1 Varianten der Pilotanalyse zum Unfallszenario KMV 2F DN346 mit vereinfachtem Datensatz

Variante	Beschreibung
p2_GEKO	GEKO-Modell nach Phase-2-Modifikationen
p2_PASIdia	Phase-2-Modifikationen; geringerer Durchmesser entsprechend PASI-Versuchsanlage
p3_GEKO	GEKO-Modell nach Phase-3-Modifikationen (entsprechend COCOSYS 3.2dev)
p3_PASIdia	Phase-3-Modifikationen; geringerer Durchmesser entsprechend PASI-Versuchsanlage
no_GEKO	ohne GEKO (PHRS-C)

Abb. 4.6 zeigt einen Vergleich des Druckverhaltens in der Containment-Kuppel (Zone R25a) in den 4 Varianten mit und der Variante ohne Berücksichtigung des PHRS-C. Der erste maximale Druckwert bei 72 s wird durch das PHRS-C nur geringfügig beeinflusst und ist in allen Varianten fast identisch. Dies ist darauf zurückzuführen, dass das PHRS-C erst mit einer zeitlichen Verzögerung Einfluss auf das Containment-Verhalten haben kann, da die Wärmetauscherrohre (WTR) und das darin befindliche Wasser erst aufgewärmt werden müssen, um eine natürliche Konvektion im PHRS-C zu generieren. Es ist zu erkennen, dass nach diesem Maximum der Druck aufgrund der Dampfkondensation an den WTR allmählich abnimmt. Der sprunghafte Druckanstieg nach etwa 3 500 s wird durch den Anstieg der Dampffreisetzung in der MER verursacht, der durch die Verlagerung der inneren Reaktorstrukturen zusammen mit geschmolzenen Bestandteilen des Kerns in das untere Reaktorplenum hervorgerufen wird. Die Analyseergebnisse zeigen, dass die Wärmeabfuhr über das PHRS-C zu einer Verringerung des Containmentdrucks am Ende der Berechnung um ca. 0,5 bar führen. Die Varianten mit halbem Durchmesser für Ein- und Auslassrohre zeigen eine geringere Effektivität in der Druckabsenkung. Die Druckverläufe, die mit dem Stand des GEKO-Modells der Phasen 2 und 3 mit den größeren Rohrdurchmessern (Varianten p2_GEKO und p3_GEKO) berechnet werden, sind nahezu identisch. Das ist dadurch begründet, dass es in diesen Varianten nicht zum Sieden in den Auslassrohren und WTR kommt und somit die Änderungen in Phase 3 der Codemodifikation keinen Einfluss haben. In diesen beiden Varianten ist die

Wärmeübertragung durch die größere verfügbare Wassermasse effektiver als in den Varianten mit den kleineren Durchmessern.

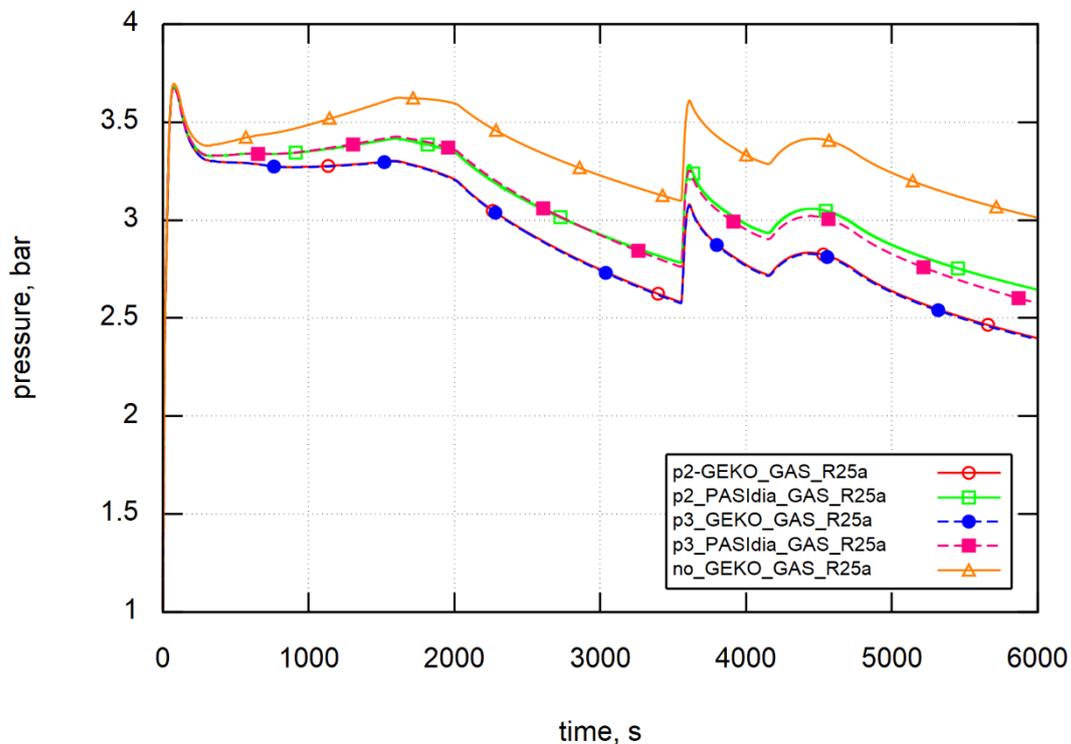


Abb. 4.6 COCOSYS, WWER-1200/491, Pilotanalyse KMV DN346 mit vereinfachter Nodalisierung, Druck in der Containment-Kuppel

Wärme aus der Containment-Atmosphäre wird durch Dampfkondensation an das Medium in den WTR abgeführt und durch natürliche Zirkulation an das Wasser in den Tanks des PHRS-C weitergeleitet. Die insgesamt durch drei PHRS-C-Stränge abgeführte Wärmeleistung ist in Abb. 4.7 dargestellt. Nach 6 000 s haben die Wärmetauscher in den Varianten p2_GEKO und p3_GEKO eine Energie von etwa einem Siebtel der MER aufgenommen. Aus Abb. 4.7 ist ersichtlich, dass der Unterschied der GEKO-Modelle aus Phase 2 und Phase 3 nur für die Varianten mit halbem Durchmesser (PASIdia) signifikant ist. Während die abgeführte Wärme in Variante p3_GEKO nur geringfügig höher als in p2_GEKO ist, weist p2_PASIdia zum Ende der untersuchten Prozesszeit eine deutlich schlechtere Wärmeabfuhr im Vergleich zur Phase-3-Version des GEKO-Modells (p3_PASIdia) auf.

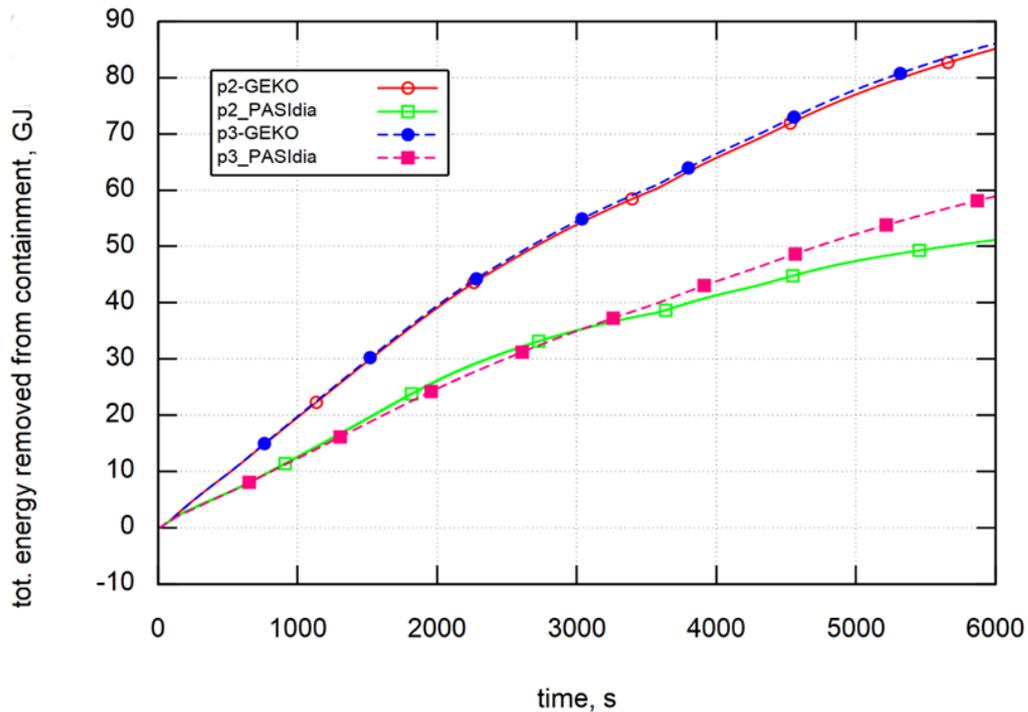


Abb. 4.7 COCOSYS, WWER-1200/491, Pilotanalyse KMV DN346 mit vereinfachter Nodalisierung, gesamte durch GEKO absorbierte Energie

Signifikant unterschiedliche Ergebnisse der Berechnungen mit den Phase-2- und 3-Versionen des GEKO-Modells kommen u. a. erst beim Sieden des Wassers in den WTR und Auslassrohren zu Stande. Letzteres ist für die Varianten mit halbem Durchmesser für die Auslassrohre der Fall; unter Verwendung der für das KKW angegebenen Durchmesser kommt es nicht zur Dampfbildung im Auslassrohr.

4.3.4 Schlussfolgerungen aus Modelladaption, -verifikation und -validierung

Die Mehrzahl der bei der Verifikation und Validierung bzw. in den Pilotrechnungen für die Kraftwerksanlage identifizierten Modellschwächen in GEKO konnte behoben werden. Die Verbesserungen führten letztendlich zu einer guten Übereinstimmung der COCOSYS-Nachrechnung mit den Messwerten des PASI-Versuches NCE.

Die während der PASI-Nachrechnungen gewonnenen Erkenntnisse sind hilfreich für die Bewertung der Fähigkeiten des GEKO-Modells im Hinblick auf seine Anwendung auf KKW mit WWER-1200/491 und lassen eine neue Qualität in Stör- und Unfallanalysen zu Anlagen dieses Typs erwarten. Die Modellkorrekturen und -erweiterungen verbessern dessen Anwendbarkeit auf das PHRS-C System in KKW mit WWER-1200/491

wesentlich. Dies betrifft zum einen die nunmehr logischeren Ergebnisse wie z. B. die Beseitigung von Oszillationen im berechneten Dampfgehalt bei Zweiphasenzuständen im Wärmetauscher oder die deutliche Reduzierung der Massen- und Energiebilanzfehler, was bei Verringerung der Energieabfuhr aus dem Containment über den Wärmetauscher nun auch zu einem plausibleren Temperaturanstieg im Wasserpool führt. Zum anderen laufen Anlagensimulationen für WWER-1200/491 unter Verwendung des GEKO-Modells zur Simulation des PHRS-C nun wesentlich stabiler und durch die deutliche Reduzierung der Rechenzeit auch wesentlich schneller.

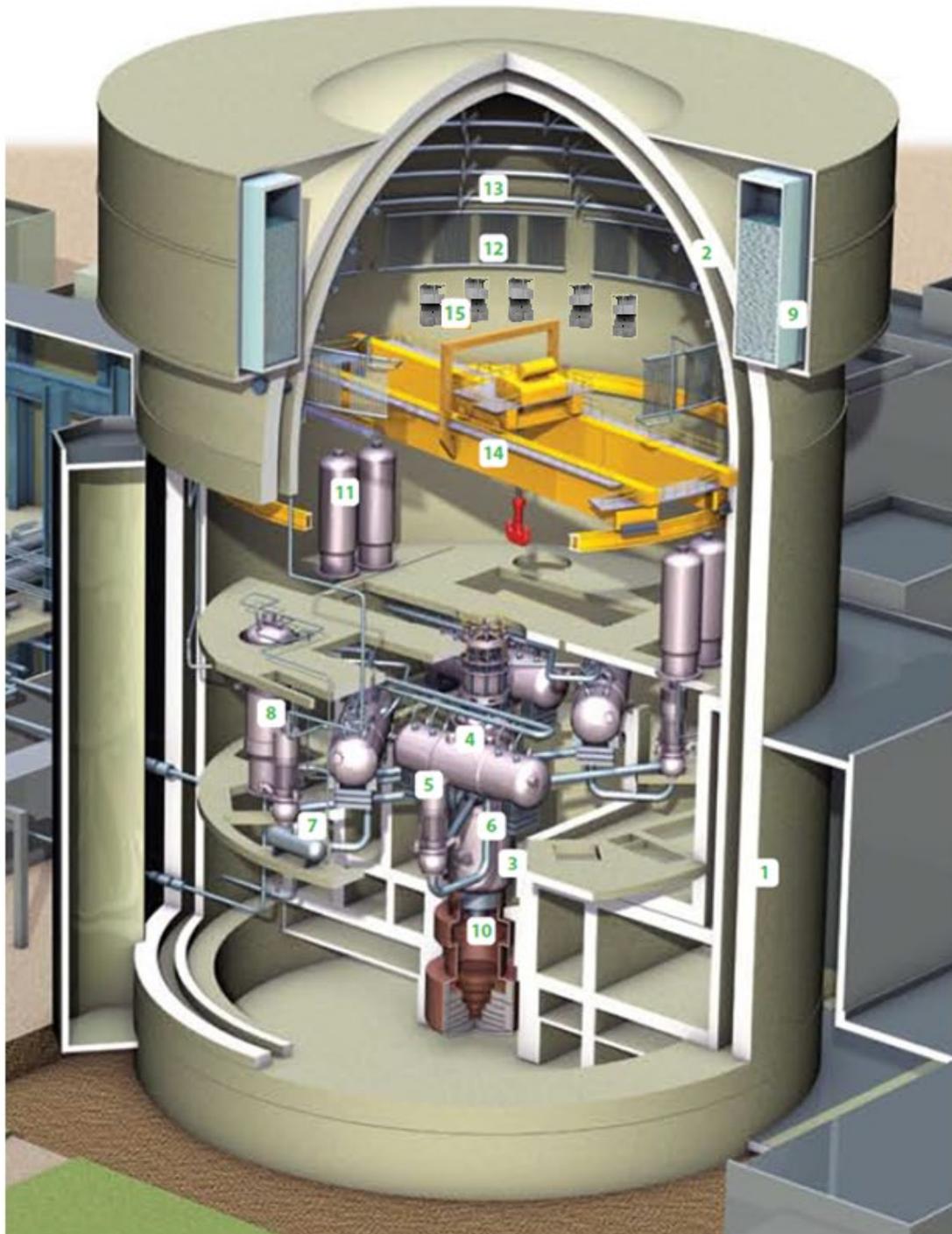
4.4 COCOSYS-Analysen von Auslegungsstörfällen und Unfallszenarien für eine WWER-1200-Anlage

Das passive Wärmeabfuhrsystem PHRS-C ist eins der wesentlichen neuen Sicherheitssysteme im Containment von KKW mit WWER-1200/491. Deshalb lag ein Schwerpunkt der Eigenforschungsarbeiten im Arbeitspaket 3 auf der Modellierung und der Analyse des Stör- und Unfallverhaltens des PHRS-C. Zu diesen Arbeiten ist der Bericht /ARN 23a/ erstellt worden, in dem die Ergebnisse im Detail beschrieben sind. Im Folgenden wird eine Zusammenfassung dazu gegeben.

4.4.1 Design und geometrische Daten zum Containment von KKW mit WWER-1200/491

Eine Übersicht zum doppelschaligen Containment von Anlagen mit WWER-1200/491 und den darin installierten Systemen gibt Abb. 4.8. Sie basiert auf einer Abbildung, die im Prospekt „The VVER today“ vom russischen Konzern Rosatom publiziert ist /ROS 21/, und wurde um die Bezeichnungen „external containment“ und „internal containment“ sowie um die autokatalytischen Wasserstoffrekombinatoren ergänzt.

In Tab. 4.2 sind Basisdaten zum Containment von KKW mit WWER-1200/491 entsprechend den Angaben in /ROS 21/ sowie Auslegungsparameter zum Containment aufgelistet. Zudem enthält die Tabelle Angaben aus der Recherche nach weiteren Containmentdaten. Die aufgelisteten Volumina wurden auf Basis vorhandener Informationen abgeschätzt.



- Legend:
- | | |
|--|--------------------------------------|
| 1 Reactor building, external containment | 9 PHRS tanks |
| 2 Annulus with internal containment | 10 Core catcher |
| 3 Reactor pressure vessel | 11 ECCS accumulators |
| 4 Steam generator | 12 PHRS building condenser |
| 5 Main coolant pump | 13 Spray system |
| 6 Main circulation line | 14 Polar crane |
| 7 Bubbler tank | 15 Passive autocatalytic recombiners |
| 8 Pressuriser | |

Abb. 4.8 Übersichtsschema zum Containment von KKW mit WWER-1200/491 (auf Basis von /ROS 21/)

Tab. 4.2 Wesentliche geometrische Daten und Auslegungsparameter zum Containment von KKW mit WWER-1200/491

Parameter	Äußeres Containment	Inneres Containment
Höhe, m	71,4	67,1
Innendurchmesser, m	50,0	44,0
Wanddicke des zylindrischen Bereiches, m	2,2	1,2
Wanddicke des Kuppelbereiches, m	0,8	1,1
Material	Stahlbeton	
Nettovolumen, m ³		82 000
Freies Volumen, m ³	21 000	74 000
Containment-Auslegungsdruck, bar	5,0	
Containment-Auslegungstemperatur (langzeitig), °C	150	

4.4.2 Adaption, Vervollständigung und Austestung der COCOSYS-Datensätze für WWER-1200/491

In den Untersuchungen zum Containment von KKW mit WWER-1200/491 kamen zwei Datensätze zum Einsatz. Zum einen ist dies ein Datensatz mit vereinfachter Nodalisation, der auf einem Eingabemodell für WWER-1000/320 mit hochskaliertem Containmentvolumen beruht und der vorwiegend in den Pilotrechnungen während der Verbesserung des GEKO-Modells angewendet worden war (siehe Kapitel 4.3.3). Zum anderen ist dies ein exakterer und detaillierter COCOSYS-Datensatz für KKW mit WWER-1200/491. Die Basis dieses detaillierten COCOSYS-Eingabemodells bildet ein gemeinsam mit der belarussischen TSO JIPNR-Sosny für COCOSYS V2.4 erstellter Datensatz mit 43 Zonen.

Der detaillierte Datensatz wurde durch die GRS zunächst an die COCOSYS-Version 3.0 (Bestandteil von AC²-2019.1) und später an die aktuelle Nutzerversion COCOSYS 3.1 (AC²-2021.1) adaptiert. Ausgehend von ca. 100 Anlagenräumen im Containment eines WWER-1200/491 sowie detaillierten Anlagenzeichnungen hatte JIPNR Sosny ein erstes Nodalisationsschema entwickelt. Darin nicht enthaltene Modelle zur Abbildung des Containment-Wärmeabfuhrsystems PHRS-C wurden von der GRS in den Datensatz integriert. Dieses erweiterte Eingabemodell umfasst nunmehr 48 Zonen, darunter zwei

Zonen, die das sekundäre Containment simulieren, und eine Umgebungszone, 156 Verbindungen und 160 Wärmeleitstrukturen.

Das im detaillierten Datensatz verwendete Gesamtvolumen des primären Containments beträgt ca. 77 000 m³, wobei unter den gewählten Anfangsbedingungen davon ~2 700 m³ mit Wasser gefüllt sind, was im Vergleich zu den Werten in Tab. 4.2 die Ungenauigkeit in den verfügbaren Daten widerspiegelt. Der Ringraum hat ein Volumen von ~19 000 m³.

Die Datensätze wurden während der Phasen ihrer Adaption und Vervollständigung sukzessive der Rechnungen zur Austestung in Bezug auf ihre Lauffähigkeit und die Lieferung plausibler Ergebnisse geprüft. Die erarbeiteten und überprüften Datensätze kamen in generischen Analysen von Auslegungsstörfällen und Unfällen für eine WWER-1200/491-Anlage zur Anwendung. Die Ergebnisse dieser Analysen sind im nachfolgenden Kapitel beschrieben.

4.4.3 Generische COCOSYS-Analysen von Auslegungsstörfällen und Unfällen für eine WWER-1200/491-Anlage

Analyse des Auslegungsstörfalls KMV 2F DN850

Das analysierte Szenario ist der Auslegungsstörfall „Doppelendbruch einer Hauptkühlmittelleitung (KMV 2F DN850) mit Ausfall der internen und externen Stromversorgung“. Den Schwerpunkt der Analyse bilden die Prozesse im PHRS-C-System, das mit dem verbesserten GEKO-Modell simuliert wird. Das PHRS-C wird zwar nicht zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen benötigt, beginnt jedoch begründet durch seine passive Funktionsweise auch bei derartigen Störfällen, Energie aus dem Containment abzuführen.

In den Rechnungen ist der Datensatz mit der detaillierten, 48 Zonen umfassenden Nodalisierung zum Einsatz gekommen. Er wurde an das Störfallszenario angepasst und berücksichtigt das Containment-Sprühsystem sowie Hoch- und Niederdruck-Pumpen des Kernnotkühlsystems. Die als Randbedingung benötigten WWER-1200/491-spezifischen Massen- und Energiefreisetzungsraten (MER) sind vorläufiges Ergebnis einer ATHLET-Pilotrechnung mit AC²-2019.1 für eine Reaktoranlage WWER-1200/491 über 1 000 s Prozesszeit. Die ATHLET-Rechnung wurde im BMUV-Vorhaben EF2 durchgeführt /BAK 23/.

Diese Störfallanalyse wurde anhand von drei Varianten durchgeführt; ihre Ergebnisse sind in /ARN 23/ beschrieben. Ihre Ergebnisse zeigen, dass die Berücksichtigung des PHRS-C während eines Auslegungsstörfalls nur eine geringe Wirkung auf die Parameterverläufe im Containment hat. Folglich ist die Annahme, das PHRS-C bei der Simulation von Auslegungsstörfällen als konservative Randbedingung zu vernachlässigen, gerechtfertigt. Die Auslegungsgrenzwerte des Containments (siehe Tab. 4.2) werden für den hier untersuchten Störfall auch ohne Berücksichtigung des PHRS-C eingehalten.

Das verbesserte GEKO-Modell liefert in der Simulation für KKW mit WWER-1200/491 plausiblere Parameterverläufe als die ursprüngliche Modellversion. Bisherige Widersprüche, z. B. in der Massenbilanz, sind damit gelöst.

Analyse des Unfallszenarios KMV 2F DN346 mit TSA

Für die Analyse des Unfallszenarios „Bruch der Druckhalter-Anschlussleitung 2F DN346 mit TSA“ kam ebenfalls der oben beschriebene detaillierte Datensatz zum Einsatz. Die entsprechende MER wurde in einer der Dampferzeugerboxen angesetzt. Sie basiert (analog zu Kapitel 4.3) auf Angaben aus Unterlagen zu einer WWER-1200-Anlage. Im Unterschied zur Analyse des Auslegungsstörfalls sind aufgrund des angenommenen TSA keine Pumpensysteme berücksichtigt (Ausfall des Containment-Sprühsystems und der Hoch- und Niederdruck-Pumpen des Kernnotkühlsystems).

Die Unfallanalyse wurde anhand von zwei Varianten durchgeführt (siehe Tab. 4.3), d. h. die Wirkung des PHRS-C auf den Unfallablauf steht im Fokus. Die Untersuchungsergebnisse sind in /ARN 23/ ausführlich beschrieben. Im Folgenden werden ausgewählte Ergebnisse daraus dargestellt.

Tab. 4.3 Varianten des Unfallszenarios KMV 2F DN346

Variante	Beschreibung
p3_GEKO	GEKO-Modell nach Phase-3-Modifikationen
no_GEKO	ohne GEKO (PHRS-C)

Der Vergleich des Druckverlaufes in der Containment-Kuppel (Zone R18) mit und ohne Berücksichtigung des PHRS-C ist in Abb. 4.9 gezeigt.

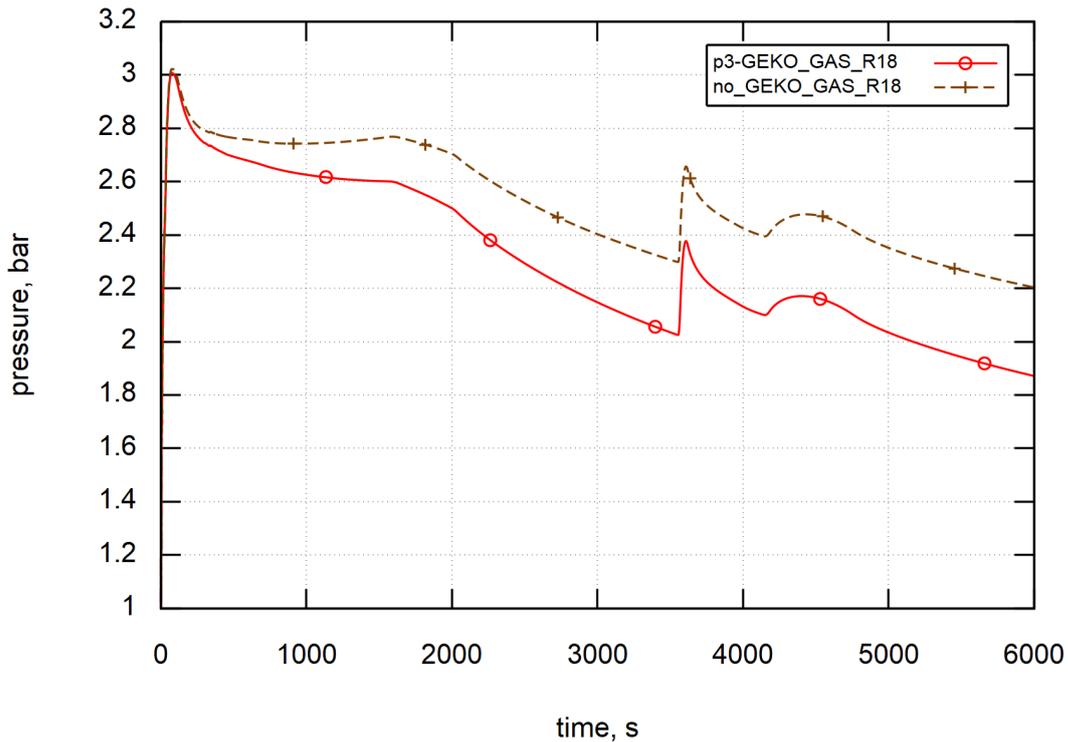


Abb. 4.9 COCOSYS 3.2dev, WWER-1200/491, Unfallszenario KMV DN346, Druck in der Containment-Kuppel mit und ohne Berücksichtigung des passiven Wärmeabfuhrsystems

Das erste Druckmaximum, das nach 72 s auftritt, wird nur minimal durch das PHRS-C beeinflusst. Anschließend nimmt der Druck in der Variante mit PHRS-C aufgrund der zusätzlichen Dampfkondensation an den Wärmetauschern stärker ab. In beiden Varianten steigt der Druck nach etwa 3 500 s wieder an, was auf die MER zurückzuführen ist (siehe Erläuterungen in Kapitel 4.3). Am Ende der untersuchten Prozesszeit von 6 000 s beträgt die Verringerung des Containmentdrucks durch die Wärmeabfuhr über das PHRS-C ca. 0,3 bar.

Da für einen Unfallablauf die erforderlichen Randbedingungen bisher lediglich für die ersten 6 000 s vorliegen, kann die Notwendigkeit des PHRS-C zur Einhaltung der Auslegungsgrenzwerte (siehe Tab. 4.2) hier nicht gezeigt werden. Die Ergebnisse der Analyse illustrieren aber, dass mit zunehmender Zeit die Wirkung des PHRS-C immer bestimmender wird. Erfahrungen zeigen, dass nach einem Tag Störfalldauer die Containment-Außenwände durchgewärmt sind und damit als signifikante Wärmesenke entfallen. Dann gewinnt die Energieabfuhr über das PHRS-C entscheidend an Bedeutung.

Aus dem Vergleich von Abb. 4.9 und Abb. 4.6 wird ersichtlich, dass mit dem vereinfachten Nodalisierungsschema ein insgesamt höherer Druck berechnet wird. Hauptursache dafür ist, dass im Gegensatz zum einfachen Datensatz im detaillierten auch die Strukturen des WWER-1200-Containments und damit die entsprechende größere Wärmesenke realistischer abgebildet sind. Weitere Ursachen sind die Berücksichtigung des sekundären Containments und der insgesamt höheren Wassermassen im Containment.

Aus diesem Grund wird auch weniger Wärmeenergie durch das PHRS-C aufgenommen. Die gesamte durch das PHRS-C abgeführte Energie ist in Abb. 4.10 dargestellt. Sie beträgt am Ende der Rechnung 60 GJ (Kurve „detailed“) und somit etwa 25 GJ weniger als in der Variante mit dem vereinfachten Nodalisierungsschema (Kurve „upscaled“).

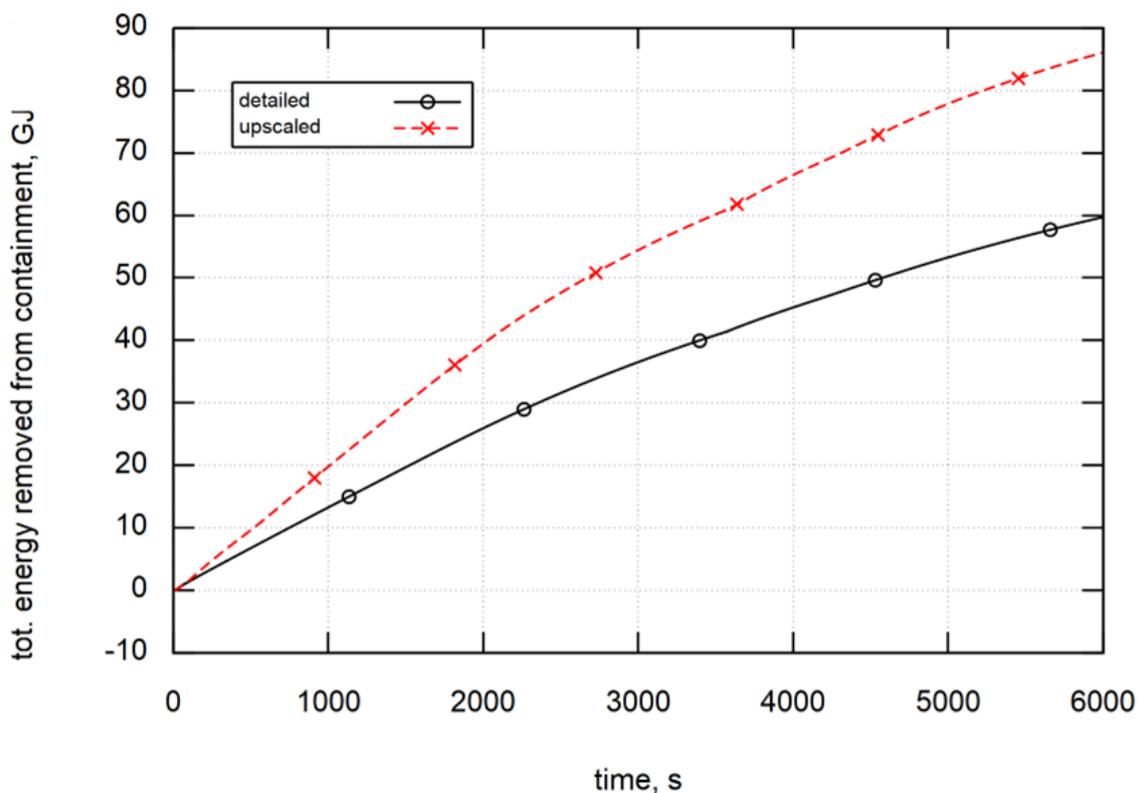


Abb. 4.10 COCOSYS 3.2dev, WWER-1200/491, Unfallszenario KMV DN346, durch das passive Wärmeabfuhrsystem PHRS-C abgeführte Energie bei vereinfachter (upscaled) und detaillierter Nodalisierung

4.4.4 Schlussfolgerungen aus den Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit WWER-1200/491

In den Untersuchungen zu Stör- und Unfällen zum Containment von KKW mit WWER-1200/491 kam das GEKO-Modell in COCOSYS, das im Laufe des Vorhabens verbessert und erweitert sowie anhand der PASI-Versuchsanlage für senkrechte Wärmetauscher validiert wurde, zur Simulation von Prozessen im passiven Wärmeabfuhrsystem PHRS-C unter Verwendung eines detaillierten Datensatzes zum Einsatz. Diese Prozesse und die Reaktion der Containment-Atmosphäre während der postulierten Szenarien wurden in Variantenrechnungen analysiert. Die Analyseergebnisse bestätigen, dass das PHRS-C bereits in der kurzen Spanne der untersuchten Prozesszeit von 1 000 s (Auslegungsstörfall KMV 2F DN850) bzw. 6 000 s (Unfall KMV 2F DN346 mit TSA) einen signifikanten Einfluss auf das Druck- und Temperaturverhalten hat. Zum Ende der betrachteten Prozesszeit beträgt die Druckreduzierung durch das PHRS-C beim Unfallszenario 8,4 %, bezogen auf den Auslegungsdruck (Überdruck) des Containments.

Die Annahme, das PHRS-C bei der Simulation von Auslegungsstörfällen als konservative Randbedingung zu vernachlässigen, ist für das untersuchte Szenario bestätigt worden, da die Auslegungsgrenzwerte des Containments auch ohne PHRS-C eingehalten werden.

In den Untersuchungen wurden als Randbedingung Massen- und Energieausträge verwendet, die eine Reihe von Ungenauigkeiten in sich bergen. Sie spiegeln sich in der Genauigkeit der Analyseergebnisse wider. Zur Präzisierung dieser Randbedingung sind in Zukunft entweder eigene Analysen (z. B. mit ATHLET/ATHLET-CD) oder die Bereitstellung der Massen- und Energieausträge durch Partnerinstitutionen notwendig.

Für eine umfassende Bewertung der Prozesse im Containment sind weitere Stör- und Unfallanalysen über längere Prozesszeiten erforderlich. Bislang konnten allerdings für Anlagen mit WWER-1200/491 keine verwertbaren Massen- und Energiefreisetzungsraten z. B. für einen Bruch der Frischdampfleitung oder die Ex-vessel-Phase eines Unfallszenarios gefunden werden. Es wird erwartet, dass die Energiefreisetzung durch Wechselwirkungen der Schmelze mit dem Opfermaterial des Kernfängers zu einer wesentlich höheren Belastung der Wärmetauscher des PHRS-C über einen längeren Zeitraum und schließlich zu einer starken Aufheizung des Wassers in den Wassertanks

führen wird. Das daraus resultierende Sieden in den WTR und Auslassrohren kann im aktuellen GEKO-Modell nun auch für senkrechte WTR effizient berechnet werden.

Im Zusammenhang mit den durchgeführten Pilot- und Anlagenrechnungen wurden Daten und Annahmen identifiziert, die in zukünftigen Stör- und Unfallanalysen mit COCOSYS für KKW mit WWER-1200/491 mit dem Ziel der Verbesserung der Aussagegenauigkeit überprüft werden sollten (siehe /ARN 23a/).

Weiteres Potential zur realitätsnäheren Unfallanalyse von Parametern im Containment von KKW mit WWER-1200/491 besteht in der Simulation von Wasserstoffverteilungsprozessen im Containment. In den bisher durchgeführten Arbeiten fanden sie in Ermangelung der Wasserstoff-Austrittsraten aus dem Reaktorkühlkreislauf keinen Niederschlag. Informationen zu installierten Wasserstoffrekombinatoren liegen vor und könnten mit den in COCOSYS verfügbaren Modellen simuliert werden.

Zu einer vollständigen Analyse des Containmentverhaltens bei Unfällen gehört auch die Betrachtung von Prozessen der Freisetzung von Spaltprodukten und Aerosolen aus dem Reaktorkühlkreislauf und deren Verteilung im Containment. Hierzu liegen der GRS derzeit keine Freisetzungsraten vor. Alternativ könnten die Untersuchungen von der GRS nach Erstellung eines speziellen ATHLET-CD-Modells sowie nach Erweiterung des COCOSYS-Datensatzes um das AFP-Modul durchgeführt werden.

Auf Basis der vorgelegten Untersuchungen lässt sich schlussfolgern, dass das verbesserte GEKO-Modell für KKW mit WWER-1200/491 plausible Parameterverläufe liefert. Mit dieser Modellversion sind zudem Widersprüche z. B. in der Massenbilanz beseitigt worden. Die spezifische Validierung des Modells anhand eines Versuches an der PASI-Anlage zeigt eine gute Übereinstimmung mit den Messwerten. Die Verwendung des daraus abgeleiteten Modellparameters zum Strömungsverlust sowie des abgeleiteten Modells zur Bestimmung des Wärmeübergangskoeffizienten an den PHRS-C führt somit zu belastbaren Ergebnissen in den Analysen für KKW.

5 Zusammenstellung und Aufbereitung von Informationen zur Umsetzung der Erfahrungen aus der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi auf KKW mit WWER in Osteuropa (AP 4)

5.1 Zielstellung und Aufgaben

Die Zielrichtung der geplanten Aktivitäten im AP 4 war die Zusammenstellung und Aufbereitung von Informationen zu ausgewählten Sicherheitsertüchtigungsmaßnahmen in KKW der Baureihe WWER-440, die aus der Umsetzung der Erfahrungen der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi resultieren. Diese Arbeiten sollten speziell für die Kernkraftwerke Riwne-1/2 und Armenien-2 erfolgen. Dies schloss sowohl die Analyse relevanter Modifikationen im ukrainischen kerntechnischen Regelwerk ein als auch die Einschätzung der durchgeführten Maßnahmen, gespiegelt an internationalen Standards und Vorgaben. Damit sollte Kenntnis darüber erlangt werden, ob die sicherheitserhöhenden Maßnahmen in den betrachteten Ländern auf einem international akzeptierten Niveau liegen. Es sollten Aussagen ermöglicht werden, inwieweit die ergriffenen Maßnahmen „lessons learnt“ aus der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi im Hinblick auf ihre Wirksamkeit bei Stör- und Unfällen darstellen. Hierbei sollten Synergieeffekte innerhalb des Vorhabens wirken und z. B. Ergebnisse aus den Stör- und Unfallanalysen im AP 1 Berücksichtigung finden. Es war geplant, die Ergebnisse der Einschätzung abschließend mit den Partnerinstitutionen NRSC (Armenien) und SSTC NRS (Ukraine) zu diskutieren.

Das AP 4 beinhaltete die folgenden Arbeitsaufgaben /VER 20/:

- Zusammenstellung und Aufbereitung von Informationen zur Modifikation des ukrainischen Regelwerkes basierend auf den Erfahrungen aus der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi (↗ Kapitel 5.1.1)
- Übertragbarkeit der Konsequenzen auf Maßnahmen im KKW Armenien-2 (↗ Kapitel 5.2)
- Auswahl von exemplarisch zu untersuchenden Maßnahmen zur Sicherheitsertüchtigung für das KKW Riwne-1/2 und erste Einschätzung ihrer Wirksamkeit und Effektivität (↗ Kapitel 5.3)

- Auswahl von exemplarisch zu untersuchenden Maßnahmen zur Sicherheitserhöhung für das KKW Armenien-2 und erste Einschätzung ihrer Wirksamkeit und Effektivität (↗ Kapitel 5.4)
- Berichtslegung (TN) zu allen Aufgaben (↗ Kapitel 5.1.1 – 5.4).

5.1.1 Informationen zur Modifikation des ukrainischen kerntechnischen Regelwerkes

In der Ukraine erfolgen zurzeit Modifikationen des kerntechnischen Regelwerkes auf der Grundlage von zwei wesentlichen Vereinbarungen:

- Harmonisierung des ukrainischen Regelwerkes mit sicherheitstechnischen Vorgaben der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) im Rahmen des Nationalen Aktionsplanes zum EU-Stresstest,
- Anpassung/Angleichung des ukrainischen Regelwerkes an die EU-Richtlinien im Rahmen des Assoziierungsabkommens zwischen der Europäischen Union und der Ukraine, das am 01.09.2017 nach der Ratifizierung in Kraft trat.

5.1.2 Harmonisierung des ukrainischen Regelwerkes entsprechend WENRA-Vorgaben

Die Ukraine hat sich im Rahmen der Umsetzung des Nationalen Aktionsplanes (im Weiteren NAcP) von ENSREG verpflichtet, das ukrainische kerntechnische Regelwerk mit den sicherheitstechnischen Vorgaben (sog. Referenzlevel, im Weiteren RL) der WENRA² für existierende Kernkraftwerke zu harmonisieren. Ein weiterer obligatorischer Grund für die Harmonisierung des nationalen Regelwerkes ist die Mitgliedschaft der Ukraine in der WENRA und in deren Arbeitsgruppe „Reactor Harmonisation Working Group (RHWG)“. Durch die RHWG wird angestrebt, die Anforderungen an die Sicherheit von Kernkraftwerken in den WENRA-Mitgliedsländern zu vereinheitlichen.

Die WENRA-Anforderungen sind typenoffen und generischer Natur. Mit den von der RHWG erarbeiteten Referenzlevels werden Grundprinzipien formuliert, die in die jeweiligen nationalen Regelwerke überführt werden sollen. Der Prozess der Regelwerksimplementierung wird auf der Grundlage einer Selbsteinschätzung der WENRA-

² Die WENRA ist ein Beratungsgremium von europäischen atomrechtlichen Behörden.

Mitgliedsländer dokumentiert. Die WENRA hat mehrere Fassungen der WENRA RLs für existierende KKW erarbeitet: Eine erste Version wurde im Januar 2008 veröffentlicht /WEN 08/. Es folgte eine umfassende Neufassung im September 2014 /WEN 14/, die die Erfahrungen aus dem Reaktorunfall von Fukushima Daiichi und die Ergebnisse der in dessen Folge durchgeführten ENSREG-Stresstests reflektiert. Im Februar 2021 wurden die neuesten WENRA RLs in der Fassung von 2020 herausgegeben /WEN 21/. Mit den neu gesammelten Erfahrungen wurde in der Fassung von 2020 neben dem vollständig überarbeiteten RL C „Leadership and Management for Safety“ auch das RL T „Natural Hazards“ auf alle externen (natürlichen und zivilisatorischen) Gefahren erweitert und in einem neuen RL TU „External Hazards“ zusammengestellt. Das RL S „Protection against Internal Fires“ wurde um interne Gefahren erweitert und als neues RL SV „Internal Hazards“ formuliert. Somit enthält die Fassung der WENRA RLs von 2020 insgesamt 19 RLs (Safety Issues, Themenfelder) mit 362 Anforderungen (requirements). Eine Übersicht dazu ist in Tab. 5.1 gegeben.

In der Ukraine beschäftigt sich die atomrechtliche Behörde SNRIU mit der Anpassung des nationalen Regelwerkes an die WENRA RLs. In Fragen der Regelwerksanpassung ist sie direkter Ansprechpartner der GRS.

Zum Zweck der Harmonisierung hat die Ukraine die Maßnahme Nr. 26 „Harmonisierung des ukrainischen Regelwerkes zur nuklearen und radiologischen Sicherheit mit den WENRA-Anforderungen“:

- a) Selbstbewertung;
- b) Ausarbeitung eines Aktionsplanes zur Harmonisierung des Regelwerkes

in ihren NAcP aufgenommen. Beide Aktivitäten werden unter der Schirmherrschaft der WENRA-Arbeitsgruppe RHWG durchgeführt. Die erste Selbstbewertung der Übereinstimmung nationaler nuklearer Sicherheitsvorschriften mit den WENRA RLs in der Fassung von 2008 wurde im Rahmen eines technischen Hilfsprojekts der Europäischen Kommission durchgeführt. Abschließend fand ein Peer Review der Selbstbewertung durch die Experten der Regulierungsbehörden von Tschechien, der Slowakei, Finnland und Bulgarien statt. Nach der Herausgabe der RLs in der Fassung von 2014 fand eine erneute Selbstbewertung statt, die im März 2016 fertiggestellt wurde. Danach wurde der Aktionsplan der SNRIU von 2018 zur Harmonisierung des Regelwerkes erstellt, demzufolge noch 74 der insgesamt 342 Anforderungen zu implementieren waren. Neben diversen anderen Anforderungen beinhalten diese 74 komplett das RL T „Natural

Hazards“ mit 19 Anforderungen und das RL F „Design Extension of Existing Reactors“ mit 25 Anforderungen. Im derzeit gültigen NAcP 2021 ist die Maßnahme Nr. 26 als vollständig umgesetzt gekennzeichnet.

Als RHWG-Mitglied berichtet SNRIU über die Fortschritte bei der Harmonisierung des Regelwerkes mit den WENRA RLs für existierende Kernkraftwerke. Gemäß dem Bericht aus der Sitzung der RHWG im April 2022 sind mit Stand 01.01.2022 noch 58 Anforderungen der WENRA-Anforderungen in der Fassung von 2014 in das ukrainische Regelwerk einzupflegen (Abb. 5.1) /RHW 22/.

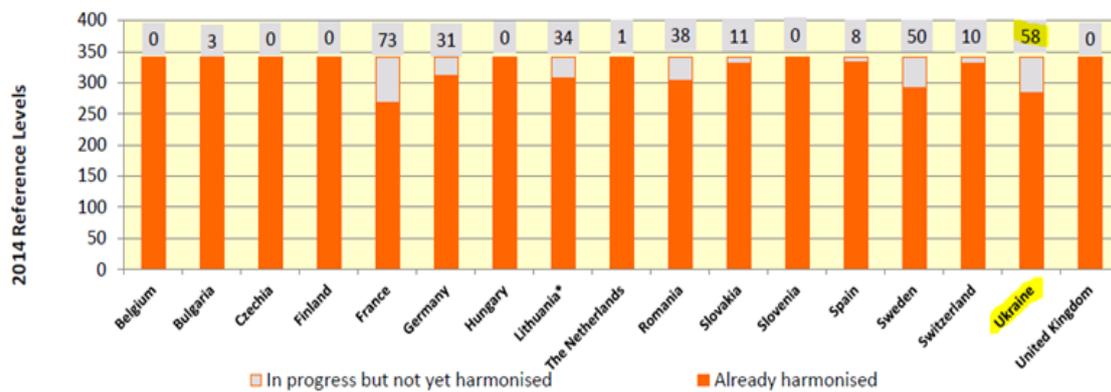


Abb. 5.1 Umsetzung der WENRA RLs in der Fassung von 2014 in die Regelwerke der WENRA-Länder, Stand: 01. Januar 2022

Während des Projektmeetings mit SSTC NRS im August 2021 /MIN 21c/ wurde darüber informiert, dass SNRIU eine neue Selbstbewertung des bestehenden kerntechnischen Regelwerkes hinsichtlich der Übereinstimmung mit den aktualisierten WENRA-Anforderungen unter Einbeziehung der WENRA RLs für existierende Anlagen in der Fassung von 2020 durchführt. Gemäß dem internen Zeitplan von SNRIU war das Vorlegen der Ergebnisse dieser Selbstbewertung sowie eines entsprechenden Aktionsplanes zur Verbesserung des ukrainischen Regelwerkes ursprünglich für Januar 2022 geplant. Nach Informationen von SNRIU konnte der Termin nicht eingehalten werden und wurde angesichts des Krieges in der Ukraine auf unbestimmte Zeit verschoben. Gemäß dem Bericht aus der letzten Sitzung der RHWG im April 2023 /RHW 23/ waren alle Mitglieder einschließlich der Ukraine mit der Selbstbewertung Ende 2022 fertig. Im Ergebnis soll im Jahr 2023 die vorläufige quantitative Berichterstattung über die Umsetzung der RLs von 2020 im nationalen Regelwerk erfolgen. Die Ukraine war zum Zeitpunkt der letzten Sitzung der RHWG mit ihrem Beitrag über die Anpassungen des nationalen Regelwerkes mit den RLs von 2020 nicht fertig. Mit Stand 01.04.2023 sind immer noch 58

Anforderungen der WENRA-Referenzlevel in der Fassung von 2020 in das ukrainische Regelwerk einzupflegen (Abb. 5.2) /RHW 23/.

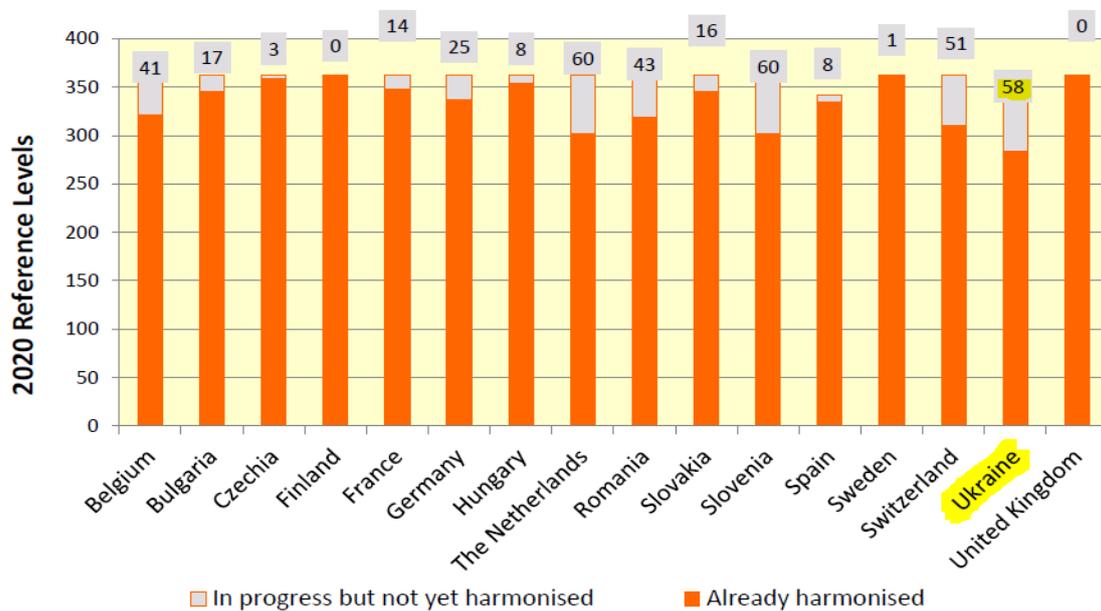


Abb. 5.2 Umsetzung der WENRA RLs in der Fassung von 2020 in die Regelwerke der WENRA-Länder, Stand: April 2023

Aufgrund der Komplexität der Berücksichtigung der neuen Anforderungen in den verschiedenen ukrainischen Regularien ist die Prüfung des Harmonisierungsgrades durch die GRS nur in Zusammenarbeit mit SNRIU möglich. Die vor dem Krieg geplante Zusammenarbeit zur Verfolgung der Modifikationen des ukrainischen Regelwerkes bis zum Projektende war mit Beginn des Krieges im Februar 2022 nicht mehr möglich. Für die Fortführung der Verfolgung und Prüfung der Regelwerksharmonisierung standen der GRS in der zweiten Vorhabenshälfte lediglich die öffentlich verfügbaren Informationsquellen sowie die Beiträge aus den RHWG-Sitzungen zur Verfügung.

Tab. 5.1 enthält eine Auflistung der WENRA RLs in den Fassungen von 2014 und 2020 und gibt einen Überblick (blaue Markierungen), welche RLs durch den Harmonisierungsprozess in der Ukraine behandelt wurden bzw. werden und von der GRS cursorisch eingeschätzt wurden.

Die GRS hat den Harmonisierungsgrad des ukrainischen Regelwerkes in Bezug auf den WENRA RL LM „Emergency Operating Procedures and Severe Accident Management Guidelines“ für in Betrieb befindliche Kernkraftwerke cursorisch eingeschätzt. Dabei handelt es sich um die Entwicklung und Einführung von Störfallprozeduren (engl.:

Emergency Operating Procedures; EOPs) und Handlungsempfehlungen zur Milderung der Folgen von Unfällen mit schwerem Kernschaden (engl.: Severe Accident Management Guidances; SAMGs).

Tab. 5.1 Auflistung der WENRA RLs in den Fassungen von 2014 und 2020

N°	Safety issue (Referenzlevel RL)	Number of requirements in RLs (Anforderungen)	
		2014	2020
1	A – Safety Policy	9	9
2	B – Operating Organization	15	15
3	C – Management System	26	33
4	D – Training and Authorization of NPP staff	15	15
5	E – Design Basis Envelope for Existing Reactors	46	46
6	F – Design Extension of Existing Reactors	25	25
7	G – Safety Classification of Structures, Systems and Components	7	7
8	H – Operational Limits and Conditions	19	19
9	I – Ageing Management	8	11
10	J – System for Investigation of Events and Operational Experience Feedback	16	16
11	K – Maintenance, In-service inspection and Functional Testing	20	20
12	LM – Emergency Operating Procedures and Severe Accident Management Guidelines	20	20
13	N – Contents and updating of Safety Analysis Report	17	17
14	O – Probabilistic Safety Analysis	16	16
15	P – Periodic Safety Review	9	9
16	Q – Plant Modifications	15	15
17	R – On-site Emergency Preparedness	20	20
18	S – Protection against Internal Fires	20	-
18	SV – Internal Hazards	-	31
19	T – Natural Hazards	19	-
19	TU – External Hazards	-	18
	Total	342	362

Für das KKW Riwne sind symptomorientierte EOPs und SAMGs nach dem methodischen Ansatz der Firma Westinghouse entwickelt worden. Zum Zeitpunkt der Einschätzung lag der GRS nur ein Entwurf der SAMGs für Block 1 des KKW Riwne vor, der nicht vollständig den aktuellen technischen Anlagenzustand widerspiegelt. Diese SAMGs wurden cursorisch eingeschätzt. Hieraus resultiert eine Reihe von Fragen. Einen Überblick zu den aktuell gültigen SAMGs für das KKW Riwne-1/2 gibt Tab. 5.2.

Zur Einschätzung der SAMGs hat die GRS die im Jahre 2021 in der Ukraine in Kraft getretene Verordnung Nr. 290 „Sicherheitsanforderungen an die Notfalldokumentation für Kernkraftwerke“ herangezogen. Im Ergebnis zeigte sich, dass diese Verordnung alle sechs Themengebiete, die das RL LM vorschreibt, umfasst und alle 20 Anforderungen

des RL LM enthalten sind. Es kann konstatiert werden, dass das ukrainische Regelwerk vollständig mit dem RL LM harmonisiert worden ist.

In die Bearbeitung des AP 4 fließen zudem Erkenntnisse ein, die die GRS im Rahmen multinationaler Projekte erlangen konnte. Innerhalb des EU-Vorhabens UK/TS/53 „Strengthening and Alignment of Ukrainian Nuclear Safety Regulations in Line with the EU-Experience, Best Practice and EURATOM Acquis“ wurden Erkenntnisse zur Harmonisierung des ukrainischen Regelwerkes im Hinblick auf die WENRA RLs F „Design Extension of Existing Reactors“ und T „Natural Hazards“ gewonnen /INS 20/, die durch GRS-Mitarbeiter analysiert wurden und in die Diskussion der Regelwerksänderungen eingeflossen sind.

Tab. 5.2 Überblick zu den aktuell gültigen SAMGs für das KKW Riwne-1/2

SAMGs	Leistungsbetrieb von Block 1	Leistungsbetrieb von Block 2	abgeschalteter Zustand von Block 1
Bezeichnung	142-1-RUTA-OGT (142-1-PYTA-OGT)	142-2-RUTA-OGT (142-2-PYTA-OGT)	142-1-RUTAor-OGT (142-1-PYTAor-OGT)
Datum der Erstellung durch NAEK	27.03.2014 (finale Bestätigung)	15.10.2014	15.09.2015
Datum der Genehmigung durch SNRIU	25.03.2014	08.12.2015	23.11.2016
ursprüngliches Gültigkeitsdatum	01.08.2017	31.12.2018	23.11.2019
Aktuelles/verlängertes Gültigkeitsdatum	Nicht bekannt	31.12.2023	23.11.2024

Bei der Prüfung des Harmonisierungsgrades des ukrainischen Regelwerkes wurde des Weiteren die im Jahre 2021 in Kraft getretene Verordnung Nr. 263 „Sicherheitsanforderungen an die Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken im Hinblick auf äußere Ereignisse natürlichen Ursprungs“ von der GRS eingeschätzt. Grundlage dafür war das überarbeitete und auf alle externen Gefahren erweiterte RL TU „Einwirkung von außen“ der WENRA-Anforderungen für existierende Kernkraftwerke in der Fassung von 2020. Das RL TU umfasst insgesamt 18 Anforderungen, die in sechs Hauptthemen unterteilt sind. Die Verordnung Nr. 263 umfasst alle sechs Themengebiete. Die Einschätzung der Verordnung im Hinblick auf den Harmonisierungsgrad mit dem RL TU hat ergeben, dass mit Ausnahme der durch Menschen induzierten äußeren Ereignisse die Mehrzahl der 18 Anforderungen des RL TU vollständig berücksichtigt wird. Es kann nicht ausgeschlossen werden, dass festgestellte Unstimmigkeiten zum Teil durch die Qualität der Übersetzung und deren Interpretation hervorgerufen wurden. Die hieraus resultierenden Fragen der

GRS wurden an SSTC NRC und/oder SNRIU weitergeleitet, blieben jedoch bis dato unbeantwortet.

5.1.3 Anpassung des ukrainischen Regelwerkes an die EU-Richtlinien

2014 wurde ein Assoziierungsabkommen zwischen der Europäischen Union und der Ukraine unterzeichnet, das am 01.09.2017 nach der Ratifizierung in Kraft trat. Der Paragraph 342 des Abkommens beinhaltet u. a. die Angleichung des ukrainischen kerntechnischen Regelwerkes an die EU-Richtlinien zur nuklearen Sicherheit, zur Entsorgung radioaktiver Abfälle und zum Strahlenschutz und damit die

- Richtlinie 2006/117/Euratom von 2006 über die Überwachung und Kontrolle der Verbringung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente;
- Richtlinie 2011/70/Euratom von 2011 über einen Gemeinschaftsrahmen für die verantwortungsvolle und sichere Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle;
- Richtlinie 2013/59/Euratom von 2013 zur Festlegung grundlegender Sicherheitsnormen für den Schutz vor den Gefahren einer Exposition gegenüber ionisierender Strahlung;
- Richtlinie 2014/87/Euratom von 2014 zur Änderung der Richtlinie 2009/71/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen.

Um fristgerecht diese Angleichung durchzuführen, wurden von der Regierung der Ukraine Umsetzungspläne festgelegt, die in /GAV 23/ aufgelistet und kurz beschrieben sind. Darüber hinaus entwickelt SNRIU Jahrespläne zur Aufbereitung des kerntechnischen Regelwerkes im Rahmen behördlicher Aktivitäten zur Entwicklung der nationalen kerntechnischen Gesetzgebung. Anhand der Jahresarbeitspläne für 2020 bis 2023 hat die GRS die Modifikationen des ukrainischen Regelwerkes verfolgt. Beispielsweise beinhaltet der Jahresplan 2022 für die Entwicklung von Rechtsakten insgesamt 15 Rechtsakte zur nuklearen Sicherheit, zum Transport und zur Entsorgung radioaktiver Abfälle sowie zum Strahlenschutz, die neu erstellt oder modifiziert werden müssen. Zwei Rechtsakte davon sollen das kerntechnische Regelwerk der Ukraine an die EU-/Euratom-Richtlinien anpassen.

Der Jahresarbeitsplan 2023 für die Entwicklung von Rechtsakten wurde am 19.12.2022 veröffentlicht und beinhaltet insgesamt 16 Rechtsakte zur nuklearen Sicherheit, zum Transport und zur Entsorgung radioaktiver Abfälle sowie zum Strahlenschutz, die neu erstellt oder modifiziert werden müssen. Basierend auf den Jahresplänen von 2022 und 2023 sowie dem Aktionsplan zur Entwicklung des technischen Regelwerkes bis 2025 hat SNRIU in der ersten Jahreshälfte 2023 (Stand Mai 2023) vier Entwürfe von Rechtsakten veröffentlicht, die in /GAV 23/ aufgeführt sind. Mit deren künftiger Inkraftsetzung erfolgt ein weiterer Schritt zur Anpassung des ukrainischen Regelwerkes an die EU-Richtlinie 2013/59/Euratom (s. oben). Es ist abzusehen, dass die kriegerischen Ereignisse in der Ukraine einen signifikanten Einfluss auf die Umsetzung der Jahresarbeitspläne haben.

Sämtliche Ergebnisse der Recherchen und Einschätzungen zum ukrainischen nuklearen Regelwerk sind im Bericht /GAV 23/ enthalten.

5.2 Harmonisierung des armenischen kerntechnischen Regelwerkes

Während des Projektmeetings im August 2021 mit der armenischen atomrechtlichen Behörde ANRA und deren TSO NRSC /MIN 21b/ wurde dargelegt, dass die armenische Regelwerkspyramide aus vier Hauptebenen besteht. Auf der ersten Ebene finden sich das Atomgesetz und das Genehmigungsgesetz als Teil der Gesetzesebene. Die zweite Ebene umfasst die Regierungsentscheidungen zur Laufzeitverlängerung des KKW Armenien-2 und deren Anforderungen in Form von Regierungsverordnungen. Die dritte Ebene bezieht sich auf technische Normen und Standards der Russischen Föderation, die im Bereich nukleare Sicherheit und Strahlenschutz relevant sind. Zusätzlich hat Armenien für spezifische Bereiche wie den Strahlenschutz eigene Standards entwickelt, die der vierten Ebene zugeordnet werden.

5.2.1 Übereinstimmung des Regelwerkes mit den WENRA RLs zum Unfallmanagement

Langfristig ist Armenien bestrebt, sein Regelwerk zur kerntechnischen Sicherheit, zum Strahlenschutz und zum Umgang mit radioaktiven Abfällen den internationalen Standards anzupassen. Während der Projektmeetings im August 2021 /MIN 21b/ und im Oktober 2022 /MIN 22b/ mit ANRA und NRSC wurde darüber informiert, dass Armenien derzeit einen Beobachterstatus bei der WENRA hat, der zwar nicht dazu verpflichtet, die

Regeln und Richtlinien auf Grundlage der WENRA RLs zu harmonisieren, jedoch dienen sie als Orientierung bei der Gestaltung des eigenen Regelwerkes, das bisher im Wesentlichen an das russische angelehnt ist oder direkt von diesem übernommen wurde. Die ukrainischen Erfahrungen bei der Regelwerksharmonisierung können dabei für die armenischen Experten von großem Nutzen sein. In beiden Ländern werden Anlagen mit Reaktoren des Typs WWER betrieben, die auf der Grundlage sowjetischer Normen und Standards entwickelt worden sind. Eine weitere Grundlage der Harmonisierung des armenischen Regelwerkes bildet die im NAcP gelistete Maßnahme 6.3.14 „Harmonisierung des nationalen kerntechnischen Regelwerkes mit den WENRA-Referenzlevels im Zusammenhang mit dem Unfallmanagement“. Bis vor Kurzem war deren Umsetzung nicht konsequent durchgeführt worden. Die WENRA RLs gelten für Armenien als eine Art internationale Praxis.

Im Frühjahr 2023 fanden die Vorarbeiten zum Ausschreibungsverfahren für ein EU-Projekt der INSC-Kooperation zur Unterstützung von ANRA und NRSC statt. In diesem Vorhaben geht es neben der Einhaltung der ausgewählten EU-Richtlinien um die Harmonisierung des kerntechnischen Regelwerkes Armeniens mit bestimmten sicherheitstechnischen Vorgaben der WENRA in der Fassung von 2014 für bestehende Reaktoren. Für die Arbeiten im EU-Projekt wurden folgende WENRA RLs ausgewählt: RL A „Safety Policy“, RL I „Ageing Management“ und RL LM „Emergency Operating Procedures and Severe Accident Management Guidelines“. Diese RLs sind für Armenien von besonderer Bedeutung. Voraussichtlicher Beginn des Projektes ist Ende 2023 bei einer Laufzeit von 3 Jahren.

5.2.2 Anpassung des armenischen Regelwerkes zum Umgang mit bestrahltem Kernbrennstoff und radioaktiven Abfällen an die EU-Richtlinien

2017 hat Armenien ein Abkommen über eine umfassende Partnerschaft (Comprehensive and Enhanced Partnership Agreement, CEPA) mit der EU und EURATOM vereinbart, das im März 2021 in Kraft trat. Das Abkommen beinhaltet u. a. die Angleichung des armenischen kerntechnischen Regelwerkes an fünf EU-Richtlinien zur nuklearen Sicherheit in Bezug auf die Entsorgung radioaktiver Abfälle und den Strahlenschutz, die schrittweise bis zum Jahre 2026 umzusetzen sind. Auch hier können die Erfahrungen der ukrainischen Fachleute hilfreich sein, da die Ukraine im Rahmen des abgeschlossenen Assoziierungsabkommens mit der EU zur Umsetzung der entsprechenden Vorschriften verpflichtet ist und bei der Realisierung bislang deutlich größere Fortschritte als Armenien erzielt hat.

Im Jahre 2021 hat Armenien eine Selbstbewertung des Angleichungsgrades mit den EU-Richtlinien durchgeführt und eine Bewertungsmatrix erstellt, auf deren Basis künftig die Überarbeitung des neuen Atomgesetzes sowie des Strahlenschutzregelwerkes (BSS – Basic Safety Standards) erfolgen soll. Anzumerken ist, dass die Betriebsdokumentation (Betriebshandbuch, EOPs, SAMGs) sowie die Dokumentation von Sicherheitsnachweisen in Armenien in russischer Sprache erstellt wurden. Das kerntechnische Regelwerk hingegen liegt nur in Armenisch vor. Demzufolge ist es der GRS nur bei freiwilliger Unterstützung von ANRA bzw. NRSC in Form von Übersetzungen möglich, die Änderungen im armenischen Regelwerk hinsichtlich der Angleichung an EU-Richtlinien zu verfolgen. Vor diesem Hintergrund wurde der GRS im Juli 2022 durch ANRA eine englische Übersetzung ausgewählter, nur in armenischer Sprache vorliegender Dokumente zum Regelwerk für den Strahlenschutz zugesandt. Diese Unterlagen sind Gegenstand der Aufbereitung von Informationen zur Organisation und Durchführung von Stilllegungsprojekten, insbesondere zu Fragen des Strahlenschutzes, innerhalb des AP 5 geworden. Während des Projektmeetings im Oktober 2022 /MIN 22b/ wurden die Ergebnisse der Arbeiten der GRS zusammen mit den Fortschritten der ANRA bei der Erstellung eines ersten Entwurfes, der sog. Revision „0“, des neuen Atomgesetzes sowie denen der NRSC zur Angleichung des Strahlenschutzgesetzes (BSS) an die EU-Richtlinie 2013/59/Euratom präsentiert und diskutiert.

5.3 Maßnahmen zur Sicherheitsertüchtigung im KKW Riwne-1/2 und erste Einschätzung ihrer Wirksamkeit und Effektivität

Zur Verfolgung der Umsetzung der Sicherheitsertüchtigungsmaßnahmen im KKW Riwne-1/2 fand im AP 4 wegen der Covid-19-Pandemie lediglich ein Präsenzmeeting mit SSTC NRS im August 2021 /MIN 21c/ in Kiew statt. Die weitere Kooperation erfolgte mittels umfangreicher schriftlicher Korrespondenz und in Telefonaten. Wegen des seit Februar 2022 andauernden Krieges in der Ukraine waren auch diese Kontakte mit SSTC NRS und der ukrainischen atomrechtlichen Behörde SNRIU bis zum Ende des Vorhabens stark eingeschränkt. Nachfolgend sind wesentliche Informationen, die zu den thematischen Schwerpunkten für das KKW Riwne-1/2 im AP 4 erhalten, diskutiert und eingeschätzt wurden, zusammengefasst dargestellt. Sämtliche Erkenntnisse zur Modernisierung des KKW Riwne-1/2 sind im Bericht /GAV 23/ enthalten.

5.3.1 Genehmigung für den Weiterbetrieb

Im KKW Riwne hatte bereits 2010 Block 1 und 2011 Block 2 eine Laufzeit von 30 Jahren erreicht. 2010 bzw. 2011 wurden jeweils Genehmigungen zum Weiterbetrieb dieser Blöcke für 20 Jahre erteilt, wobei nach 10 Jahren eine periodische Sicherheitsüberprüfung durchgeführt werden muss. Für beide Blöcke sind die geforderten Überprüfungen erfolgt. Sicherheitstechnische Ertüchtigungsmaßnahmen basieren im KKW Riwne-1/2 (sowie in den anderen Anlagen in der Ukraine) auf zwei Programmen:

- dem „Komplexprogramm zur Erhöhung der Sicherheit der Kernkraftwerke der Ukraine“ (Complex Consolidated Safety Upgrade Program – CCSUP, in verschiedenen Quellen auch mit CSIP abgekürzt) aus dem Jahre 2010,
- dem Nationalen Aktionsplan (im Weiteren NAcP), der im Rahmen der durchgeführten ENSREG-Stresstests und nach Auswertung der vorliegenden Versionen des Nationalen Berichtes erstellt wurde.

Beide Dokumente sind als „Living Documents“ zu betrachten, d. h. Maßnahmen können neu eingefügt, modifiziert bzw. gestrichen werden. Der aktuelle Status beider Programme wird weiter unten beschrieben.

Abschließend wurden die behördlichen Entscheidungen zu den weiteren zehn Betriebsjahren der Blöcke 1 und 2 im Dezember 2020 bzw. Juni 2021 mit Auflagen getroffen. Aktuell ist der Weiterbetrieb für Block 1 bis zum 22. Dezember 2030 und für Block 2 bis zum 22. Dezember 2031 genehmigt.

5.3.2 Umsetzung des Complex Consolidated Safety Upgrade Programme (CCSUP) und des Nationalen Aktionsplans (NAcP)

Eine der Bedingungen für die Erteilung einer Genehmigung für den Weiterbetrieb ist die Umsetzung des CCSUP, das im Jahr 2010 für den Zeitraum 2011 bis 2017 entwickelt und durch das Ministerkabinett der Ukraine im Dezember 2011 genehmigt wurde. Im Mai 2019 wurde das CCSUP vom Ministerkabinett bis zum 31.12.2023 verlängert. Darüber hinaus gilt für wesentliche Sicherheitsverbesserungen der NAcP. Insgesamt wurden 32 Maßnahmen zur Sicherheitsverbesserung für das KKW Riwne-1/2 festgelegt. Es ist festzustellen, dass sich die folgenden NAcP-Maßnahmen mit den Maßnahmen aus dem CCSUP überschneiden:

- Maßnahmen zur Beherrschung extremer äußerer Ereignisse wie Erdbeben, Überflutungen und andere extreme meteorologische Bedingungen,

- Maßnahmen zur Verbesserung der Robustheit der Anlage beim Verlust von Sicherheitsfunktionen (Station Black Out und Verlust der sicherheitstechnisch bedeutsamen Wärmesenke) und
- Maßnahmen zur Verbesserung anlageninterner Schutzmaßnahmen bei Unfällen (engl.: Severe Accident Management, SAM).

Zum Stand der Umsetzung der Maßnahmen liefern der NAcP der Ukraine sowie seine Aktualisierungen aussagekräftige Erkenntnisse. Seit der ersten Version vom März 2013 wurde der NAcP viermal von SNRIU aktualisiert, um den Umsetzungsfortschritt aufzuzeigen. Der NAcP 2020 weist die neu aufgenommene Maßnahme Nr. 33 „Implementierung der RDB-Außenkühlung (IVR)“ für das KKW Riwne-1/2 aus, deren Umsetzung ursprünglich bis Ende Dezember 2021 geplant war, bis dato aber noch nicht abgeschlossen wurde. Mit der letzten Aktualisierung im Jahr 2021 enthält der NAcP /NAP 21/ für das KKW Riwne-1/2 insgesamt 29 Maßnahmen, von denen 20 umgesetzt wurden. Die meisten anstehenden Aktivitäten in dieser Anlage betreffen Vorkehrungen zur Verhinderung oder zur Minderung von Folgeschäden aus Unfällen. Gemäß dem NAcP sollen die noch zu implementierenden neun Maßnahmen spätestens im Jahr 2024 umgesetzt sein.

Einige Maßnahmen des NAcP finden sich im CCSUP wieder, das wesentlich umfangreicher als der NAcP ist. Das CCSUP wurde durch den staatlichen Betreiber aller ukrainischen Kernkraftwerke „NAEK Energoatom“ quartalsweise aktualisiert und auf der Webseite des Betreibers veröffentlicht. Von Januar bis Dezember 2022 gab es wegen des Krieges keine neuen Informationen zum Status des CCSUP. Nach der fast einjährigen Pause hat NAEK Energoatom neue Informationen zum CCSUP für die ersten drei Quartale 2022 auf seinem neuen Portal veröffentlicht.

Das CCSUP wurde in zwei Etappen entwickelt, Es besteht aus ursprünglich geplanten Maßnahmen und zusätzlichen Post-Fukushima-Maßnahmen. Tab. 5.3 und Tab. 5.4 geben eine Übersicht zum Stand der Umsetzung des CCSUP im September 2022. Eine detaillierte Gesamtliste der geplanten und umgesetzten Maßnahmen für das KKW Riwne-1/2 wurde im Vorhaben sowohl auf Grundlage öffentlich verfügbarer Quellen als auch unter Einbeziehung von Ergebnissen aus EU-Vorhaben erstellt und vervollständigt. Die Liste ist als Anhang im Bericht /GAV 23/ enthalten.

Tab. 5.3 Umsetzung der ursprünglichen Sicherheitsertüchtigungsmaßnahmen im KKW Riwne-1/2, Stand: 30.09.2022 /NAE 22/

KKW	Gesamtanzahl der geplanten Maßnahmen	Anzahl der umgesetzten Maßnahmen	Anzahl (%) der zu implementierenden Maßnahmen
KKW Riwne-1	54	47	7 (12,9 %)
KKW Riwne-2	53	46	7 (13,2 %)

Tab. 5.4 Umsetzung der Post-Fukushima-Maßnahmen im KKW Riwne-1/2, Stand: 30.09.2022 /NAE 22/

KKW	Gesamtanzahl der geplanten Maßnahmen	Anzahl. der umgesetzten Maßnahmen	Anzahl (%) der zu implementierenden Maßnahmen
KKW Riwne-1	15	10	5 (33,3 %)
KKW Riwne-1	15	10	5 (33,3 %)

Anzumerken ist, dass seit Kriegsbeginn viele Informationen der Geheimhaltung unterliegen. Man kann jedoch davon ausgehen, dass einige der im CCSUP geplanten Maßnahmen seit Oktober 2022 umgesetzt worden sind. Gemäß CNS-Bericht vom August 2022 wurde begründet durch den Krieg in der Ukraine der Abschluss aller Maßnahmen des CCSUP auf das Jahr 2025 verlegt.

5.3.3 Stand ausgewählter Modernisierungsmaßnahmen im KKW Riwne-1/2

Auf der Basis der recherchierten Informationsquellen (u. a. Veröffentlichungen von NAEK Energoatom, Datenbank zum CCSUP, EU-Vorhaben) wurden ausgewählte Sicherheitsertüchtigungsmaßnahmen des KKW Riwne-1/2 zur detaillierteren Betrachtung aufbereitet. Bei der Auswahl wurden die aus dem Reaktorunfall von Fukushima Daiichi resultierenden Schlussfolgerungen sowohl zum Schutz des SLS als auch zur Verbesserung der Robustheit der Anlage beim Verlust von Sicherheitsfunktionen berücksichtigt. Des Weiteren wurden hierbei die Schwerpunkte im AP 1 des Vorhabens – Unfallanalysen mit signifikanter Wasserstoffgeneration sowie Untersuchung von Prozessen im Brennelement-Lagerbecken bei Kühlungsausfall – in Betracht gezogen.

Maßnahmen zum Schutz des Störfalllokalisierungssystems (SLS)

Zum Erhalt der Integrität des SLS als der letzten physischen Barriere zum Schutz der Umgebung gegen den Austritt radioaktiver Stoffe wurden sowohl die bereits umgesetzten Maßnahmen:

- **34408**: Implementierung eines Systems zur Wasserstoffüberwachung im SLS,
- **39105**: Machbarkeitsstudie zur Lokalisierung der Kernschmelze im RDB

als auch die noch in der Umsetzung befindlichen Maßnahmen:

- **31103**: Implementierung eines Systems zur RDB-Außenkühlung (IVR),
- **36203**: Erarbeitung und Implementierung von Maßnahmen zur Senkung der Wasserstoffkonzentration im SLS bei Unfällen (H₂-Rekombinatoren)

ausgewählt. Nachfolgend sind Erkenntnisse zu den ausgewählten Maßnahmen zusammenfassend dargestellt.

Maßnahme 34408 zur Implementierung eines Systems zur Wasserstoffüberwachung im SLS

Die Maßnahme hat die kontinuierliche Überwachung und Aufzeichnung der Wasserstoffkonzentration sowohl während des Normalbetriebs als auch unter Stör- und Unfallbedingungen zum Ziel. Das Wasserstoffüberwachungssystem im SLS des KKW Riwne-1/2 wurde in zwei Etappen während der Revisionen in den Jahren 2011 und 2012 installiert und schließlich 2012 in Betrieb genommen. Das System ist zweisträngig und umfasst Sensoren zur Messung von Wasserstoffkonzentration, Raumdruck, -temperatur und -feuchtigkeit sowie die dafür notwendige Leittechnik. Die Installationsorte der Sensoren sind so gewählt, dass sie eine repräsentative Aussage über die örtliche Verteilung des Wasserstoffs geben.

Die GRS hat die Maßnahme 34408 kursorisch eingeschätzt. Dabei sind zunächst Fragen mit SSTC NRS zu den Randbedingungen während der angenommenen Unfallszenarien sowie zur entsprechenden Qualifizierung der Messsensoren diskutiert worden. Es stellte sich heraus, dass die Umgebungsbedingungen bei Unfällen für das neue Messsystem Berechnungen entnommen wurden, die im Rahmen der IVR-Untersuchungen

durchgeführt wurden. Die Untersuchungsergebnisse sind der GRS zur Verfügung gestellt worden.

Des Weiteren stand der GRS ein Bericht zur Analyse der Bildung explosiver Wasserdampfkonzentrationen in den Räumen des SLS bei postulierten Unfällen (inkl. schwerer Kernschäden) für das KKW Riwne-1/2 zur Verfügung. Wie aus dem Bericht hervorgeht, werden nicht bei allen berechneten Unfallszenarien die Auslegungswerte des SLS eingehalten.

Aus Sicht der GRS sollte die Qualifizierung des Messsystems bzw. die Einhaltung der zulässigen Auslegungswerte von Druck, Temperatur und Aktivität in der Atmosphäre des SLS für ausgewählte Unfallszenarien mit schwerem Kernschaden unter Berücksichtigung des Einsatzes zusätzlicher Systeme (wie. z. B. eines passiven Sprühsystems zur Wärmeabfuhr aus dem SLS bei IVR) neu bewertet werden.

Auch in Bezug auf die Einhaltung der mittlerweile neu in Kraft getretenen bzw. harmonisierten nationalen Regularien wird eine Neubewertung der Wirksamkeit der Maßnahme Nr. 34408 als erforderlich erachtet.

Die Maßnahme 34408 steht in enger Wechselwirkung mit anderen Maßnahmen zur Handlungsweise bei Auslegungsstörfällen und Empfehlungen bei Unfällen. Nach der vollständigen Umsetzung der Maßnahme 31103 (IVR) und der damit im Zusammenhang stehenden Maßnahmen 36203 (H₂-Rekombinatoren) und ggf. Nr. 36205 („Venting“) sollten neue Stör- und Unfallanalysen durchgeführt werden, um Bedarf und Anforderungen an zusätzlich zu installierende, qualifizierte Messinstrumente zu ermitteln.

Die GRS hat ihre Fragen und Anmerkungen zur Maßnahme 34408 an das SSTC NRS gesandt. Sie sind Bestandteil des Berichtes /GAV 23/.

Maßnahmen 39105 Machbarkeitsstudie zur Lokalisierung der Kernschmelze im RDB und 31103 zur Implementierung eines Systems zur RDB-Außenkühlung (IVR)

Die Maßnahme 39105 wurde 2017 umgesetzt. Die Machbarkeitsstudie selbst wurde im Dezember 2015 erstellt und im Juni 2016 ergänzt. Bei der Einschätzung der Maßnahme im Rahmen eines EU-Vorhabens wurden einige offene Punkte festgestellt. Abschließend wurde von SNRIU der Abschlussbericht über die Ergebnisse der Machbarkeitsstudie am

11.12.2017 mit Verweis auf einen PSA-Bericht herausgegeben. Infolge der Ergebnisse aus der Machbarkeitsstudie entstand die neue Maßnahme 31103 zur IVR.

Deterministische Analysen zeigen, dass in Unfallszenarien mit RDB-Versagen die Gefahr der Zerstörung des Reaktorschacht-Bodens besteht. Sie ist eine mögliche Folge der Ablation des Betons durch die Kernschmelze. Die Zerstörung bedeutet den Integritätsverlust des SLS. Aus diesem Grund ist eine der Hauptstrategien bei Unfällen dieser Art die Lokalisierung der Kernschmelze im RDB durch externe Kühlung des Reaktors (In-vessel Retention, IVR). Damit soll das RDB-Versagen verhindert werden. Die Maßnahme 31103 umfasst die technischen Lösungen zur RDB-Außenkühlung.

Lösungen zur RDB-Außenkühlung sind in verschiedenen Anlagen mit WWER-440 bereits erfolgreich realisiert, wobei die anlagenspezifischen Randbedingungen zu berücksichtigen sind.

Für die Blöcke 1 und 2 des KKW Riwne wurden im Jahre 2018 technische Lösungen für das IVR-Konzept entwickelt. Im November 2020 wurde der Umsetzungsplan aktualisiert und der Abschluss der Arbeiten zur Maßnahme auf Revisionen der Blöcke 1 und 2 im Jahr 2023 verschoben. Zu den praktisch umgesetzten systemtechnischen Modernisierungen zählen:

- die Modernisierung der Wärmeisolierung des RDB, wobei ein Wärmeschutzschild mit passivem Wirkungsprinzip für die Reaktorwärmeabschirmung installiert wird und die Verbindungsstellen im Bereich der Reaktorstützen ertüchtigt werden;
- die Modernisierung des Lüftungssystems;
- die Drainage des Wassers aus dem Nasskondensator.

Der Umsetzungsgrad nach der Revision im Jahr 2021 war für den Block 1 und 2 jeweils auf ca. 50 % (Stand März 2021) geschätzt. Seit März 2023 ist die Maßnahme 31103 im Block 1 weitestgehend umgesetzt. Mit ihrer Umsetzung müssen noch weitere damit verknüpfte Maßnahmen überprüft bzw. angepasst werden. Der vollständige Abschluss soll Ende 2023 bzw. Mitte 2024 erfolgen.

Umfangreiche Informationen zu bereits implementierten Anlagenänderungen im Zusammenhang mit der IVR-Maßnahme im KKW Dukovany (Tschechien) konnten Experten der GRS während einer Anlagenbegehung im Oktober 2022 sammeln. Die zur

Umsetzung der IVR gewonnenen Erkenntnisse waren Gegenstand der Arbeiten im AP 1 und sind im Kapitel 2.5 beschrieben.

Maßnahme 36203 zur Erarbeitung und Implementierung von Aktivitäten zur Senkung der Wasserstoffkonzentration im SLS bei Unfällen (H₂-Rekombinatoren)

Die Maßnahme wurde noch nicht umgesetzt. Im Rahmen der Arbeiten zur Betriebsdauerverlängerung wurden im Jahr 2004 für die Bedingungen von Auslegungsstörfällen 9 passive Rekombinatoren (im Weiteren als Reko bezeichnet) vom Typ FR90/1-1500T zur katalytischen Oxidation von Wasserstoff installiert. Die Lage der Rekos im SLS ist in Abb. 2.6 gekennzeichnet. Das Ziel der Maßnahme 36203 ist die effektive Beseitigung von Wasserstoff auch bei auslegungsüberschreitenden Störfällen. Sie steht in unmittelbarem Zusammenhang mit der Maßnahme 31103, da die Wasserstoffgeneration während eines Unfalls signifikant beeinflusst wird. Der Entwurf einer technischen Lösung, mit der die örtliche Verteilung der bereits installierten Rekos überprüft und ggf. verändert und/oder zusätzliche Rekos installiert werden sollen, wird gegenwärtig mit SNRIU abgestimmt.

Die in der Slowakei umgesetzte technische Lösung besteht in der Installation von 28 Rekos des Typs FR90/1-1500T und 4 des Typs FR90/1-750T /STS 11/. Das damit vorliegende Konzept zur Wasserstoffsicherheit verfügt über Sicherheitsreserven, die in deterministischen Analysen ausgewiesen wurden. Diese Herangehensweise wird auch bei der Lösungsfindung für das KKW Riwne berücksichtigt. Die vollständige Umsetzung der Maßnahme 36203 ist erst nach Installation der Anlagenmodifikationen zur IVR möglich und soll laut aktualisiertem NAcP /NAP 21/ bis Ende 2023 erfolgen. Eine Besonderheit der Blöcke 1 und 2 des KKW Riwne ist, dass im SLS ein zusätzliches Sprühsystem zur Wärmeabfuhr bei IVR installiert werden soll.

In Bezug auf die Berücksichtigung internationaler Richtlinien beruht die neue technische Lösung für die Maßnahme 36203 sowohl auf mit den WENRA Vorgaben harmonisierten nationalen Vorschriften als auch auf der IAEO-Sicherheitsrichtlinie NS-G-1.10 „Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants“. Seitens der GRS wird empfohlen, bei der abschließenden Genehmigung der technischen Lösung zu überprüfen, ob sie dem 2019 in Kraft getretenen IAEO-Sicherheitsstandard SSG-53 „Design of the Reactor Containment and Associated Systems for Nuclear Power Plants“ entspricht.

Detailinformationen zur Maßnahme 36203 und deren Einschätzung sowie zu einer Reihe weiterer Maßnahmen werden im Bericht /GAV 23/ gegeben.

5.4 Maßnahmen zur Sicherheitserhöhung im KKW Armenien-2 und erste Einschätzung ihrer Wirksamkeit und Effektivität

Zur Verfolgung der Umsetzung der Modernisierungsmaßnahmen fanden neben zahlreichen Korrespondenzen und Telefonaten auch zwei Projektmeetings mit der armenischen atomrechtlichen Behörde ANRA und deren Sachverständigenorganisation NRSC im August 2021 /MIN 21b/ und im Oktober 2022 /MIN 22b/ in Jerewan statt. Nachfolgend sind wesentliche Informationen, die zu den thematischen Schwerpunkten für das KKW Armenien-2 im AP 4 erhalten, diskutiert und eingeschätzt wurden, zusammenfassend dargestellt. Sämtliche Erkenntnisse zur Modernisierung des KKW Armenien-2 sind im Bericht /GAV 23/ enthalten.

5.4.1 Laufzeitverlängerung

Während des Vorhabens INT KoNuS lief die bis April 2021 gültige Betriebsgenehmigung des KKW Armenien-2 aus. Vorab wurden in den Jahren 2020/21 Sicherheitsanalysen unter Berücksichtigung folgender Rahmenbedingungen/Anforderungen durchgeführt:

- Erweiterung des Spektrums an Auslegungsstörfällen vom ursprünglichen KMV DN100 (DN32) auf die KMV 2F DN100 und 2F DN209;
- Spezifisches Akzeptanzkriterium für KMV: maximale Brennelement-Hüllrohrtemperatur <700 °C;
- Begründung der Sicherheitsfunktionen des zu modernisierenden Sprühsystems (Druckabbau im SLS; Auswaschen radioaktiver Spaltprodukte, insbesondere von Jodisotopen, aus der SLS-Atmosphäre; Kühlung der Borsäurelösung im Behälter B-8/2).

Abschließend wurde ein aktualisierter Sicherheitsbericht erstellt. Vom 15. Mai bis zum 02. Oktober 2021 liefen die geplanten Revisionsarbeiten, die u. a. umfassende Modernisierungsmaßnahmen zur geplanten Laufzeitverlängerung beinhalteten. Der nach dieser Revision erreichte Stand führte zur Erteilung einer neuen Betriebsgenehmigung. Sie wurde im Oktober 2021 unter Auflagen für 10 Jahre, d. h. bis zum 1. September 2031, erteilt. Es ist jedoch festzustellen, dass während der Jahresrevision 2021 nicht alle

geplanten Sicherheitertüchtigungsmaßnahmen vollständig umgesetzt werden konnten und daher auf die spätere Revisionen verschoben worden sind.

Die Bedingungen der neuen Genehmigung sind unterteilt in:

- Betriebsbedingungen (u. a. Genehmigung für den Lastbetrieb für die Dauer von 5 Jahren, also zunächst bis zum Jahr 2026),
- Aktualisierung des Programmes zur Laufzeitverlängerung,
- Sicherheitertüchtigungsmaßnahmen,
- Berichterstattung,
- Betriebsmanagement,
- Erlaubnisse.

Die konkreten Inhalte der Bedingungen sind in /GAV 23/ aufgeführt.

Für das KKW Armenien-2 wurde vom Betreiber ein Antrag für die vorläufige Prüfung der Vorgehensweise für die wiederholte Betriebsverlängerung anhand eines Kurzprogramms bei ANRA eingereicht. Es soll die Verlängerung des Lastbetriebes über September 2026 hinaus ermöglichen und beschreibt grob den Verlauf von Arbeiten zur wiederholten Betriebsverlängerung ohne Angabe von Fristen. Die Arbeiten werden in zwei Etappen aufgeteilt:

- eine analytische mit dem Nachweis der technischen Machbarkeit, Sicherheit und Wirtschaftlichkeit der Betriebsdauerverlängerung,
- eine praktische mit der Durchführung von technisch-organisatorischen Modifizierungen.

Das Kurzprogramm beinhaltet die sicherheitserhöhenden Maßnahmen, die die Grundlage für den sicheren wiederholten Weiterbetrieb bilden. Nach Abschluss beider Etappen soll spätestens bis zum 01.04.2026 ein Antrag für die Genehmigung des wiederholten Weiterbetriebs bei ANRA gestellt werden. Das Kurzprogramm sieht einen möglichen Weiterbetrieb von Block 2 bis September 2036 vor.

5.4.2 Umsetzung des Nationalen Aktionsplanes (NAcP)

Armenien hat den Entwurf des Nationalen Aktionsplanes im Jahre 2017 erstellt. Im Herbst 2019 wurde die Endfassung an ENSREG übergeben, auf deren Basis im November 2019 ein EU Peer Review stattfand. Im Februar 2020 wurde der NAcP offiziell auf

der ENSREG-Homepage veröffentlicht. Der NAcP Armeniens zur Umsetzung aller Empfehlungen und Hinweise aus dem EU-Stresstest hat den Status eines freiwillig erstellten Dokuments. Ursprünglich war geplant, dass der Plan von 2017 nicht weiter aktualisiert wird. Später informierte ANRA darüber, dass – anders als beim Projekttreffen im August 2021 mitgeteilt – der NAcP von 2017 durch ANRA nun doch aktualisiert wird.

Die letzte Aktualisierung des NAcP durch ANRA fand im August 2022 statt und wurde zur Veröffentlichung an ENSREG übersandt. Diese wurde jedoch bis dato noch nicht auf dem ENSREG-Portal veröffentlicht. Der armenische Betreiber berichtet ANRA in halbjährlichem Zyklus über den Stand der Umsetzung der KKW-bezogenen Maßnahmen des NAcP.

Mit Stand Dezember 2022 wurden 31 der 65 KKW-bezogenen Maßnahmen umgesetzt. Bei den 20 Maßnahmen zum Stromausfall und zum Ausfall der sicherheitstechnisch bedeutsamen Wärmesenke sind seit 2021 unverändert 7 vollständig umgesetzt geblieben. Des Weiteren wurden im Betreiberbericht vom Dezember 2022 neue Fristen für die Umsetzung der Maßnahmen festgelegt. Für das Jahr 2023 sind insgesamt 9 Maßnahmen zum Stromausfall und zum Ausfall der sicherheitstechnisch relevanten Wärmesenke sowie zum verbesserten Umgang bei Unfällen geplant. Einige dieser Maßnahmen können nur während der Revision praktisch umgesetzt werden, beispielweise die Maßnahme 6.3.4 „Modernisierung des Sprühsystems im Störfalllokalisierungssystem“ sowie die Maßnahme 6.3.6 „Dichtheit des Störfalllokalisierungssystems“.

Die Implementierung ausgewählter Maßnahmen zum Stromausfall und zum Ausfall der sicherheitstechnisch bedeutsamen Wärmesenke sowie zu den Vorkehrungen zur Verhinderung oder zur Minderung von Folgeschäden bei Unfällen hat einen relativ langen Realisierungshorizont (s. Tab. 5.5).

Tab. 5.5 Umsetzungsfristen ausgewählter Maßnahmen im NAcP Armeniens,
Stand Dezember 2022 /NAP 22/

Frist	Maßnahmen im NAcP
2023	6.3.4 – Modernisierung des Sprühsystems im SLS
	6.3.9 – Entwicklung von Störfallprozeduren (EOPs)
2024	6.3.1 – Entwicklung von Handlungsempfehlungen bei Unfällen (SAMGs)
	6.3.6 – Verbesserung der Dichtheit des SLS
	6.3.12 – Verbesserung der Klimatisierung der Reservewarte sowie Entwicklung und Installation eines speziellen PAMS für die Umgebungsbedingungen bei Unfällen
2026	6.2.16 – Qualifizierung von leittechnischen Systemen für extreme Umgebungsbedingungen
	6.2.17 – Entwicklung eines Revisionsprogramms und eines Wartungsplans für die Systeme und Komponenten zur Folgenbegrenzung bei Unfällen
	6.3.14 – Harmonisierung des nationalen kerntechnischen Regelwerkes mit den WENRA-Referenzlevels im Zusammenhang mit dem Unfallmanagement
ohne Frist	6.3.3 – Beschaffung und Implementierung von Systemen zur Begrenzung und Milderung von Unfallfolgen wie passive autokatalytische Rekombinatoren
	6.3.5 – Machbarkeitsstudie und Entwicklung von Maßnahmen zur Lokalisierung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter durch RDB-Außenkühlung

5.4.3 Stand ausgewählter Modernisierungsmaßnahmen im KKW Armenien nach den Revisionen 2021 und 2022

Erfolgreiches Glühen des Reaktordruckbehälters (RDB)

Die maximal mögliche Laufzeit des Blockes 2 wird durch die zunehmende Versprödung des RDB-Grundwerkstoffes und insbesondere der kernnahen Schweißnaht eingeschränkt. Zum Zweck der Laufzeitverlängerung wurde ein Glühverfahren für die Schweißnaht Nr. 4 (siehe Abb. 5.3) und den angrenzenden Grundwerkstoff im kernnahen RDB-Wandbereich entwickelt. Das Verfahren wurde bereits in verschiedenen Reaktordruckbehältern von WWER-440-Anlagen erfolgreich angewendet. Laut ANRA wurde das Glühen der Schweißnaht Nr. 4 mit angrenzendem kernnahen Wandbereich zur thermischen Ausheilung und zur Verringerung der Sprödbruchwahrscheinlichkeit während der Revision im Juli 2021 von einem russischen Expertenteam erfolgreich durchgeführt. Es handelt sich hierbei um eine Maßnahme zur Laufzeitverlängerung.

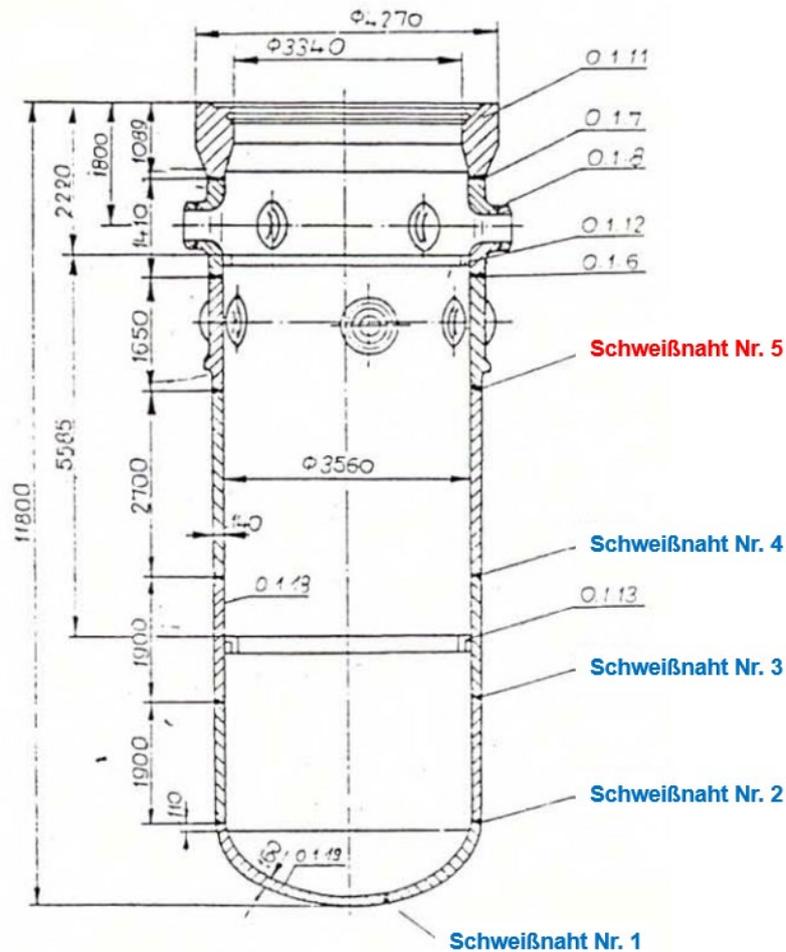


Abb. 5.3 Schnitt durch den RDB eines WWER-440 mit Kennzeichnung der Schweißnähte /GRS 90/

Im Rahmen eines INSC-Vorhabens wurde das Thema thermische Ausheilung des RDB vertieft als „Safety Case Review“ untersucht. Demzufolge wird nach dem erfolgreichen Glühen der Schweißnaht Nr. 4 die Laufzeit von Block 2 durch den maximalen Neutronenfluss für den nicht ausheilbaren Bereich des RDB begrenzt. Berechnungen von IRSN haben als Limit das Ende des 51. Brennstoffzyklus (2039) ergeben. Die Untersuchungen bestätigen, dass in Bezug auf die Neutronenversprödung des RDB ein sicherer Betrieb bis zum Jahr 2026 möglich ist. Nach dem Glühen des RDB und dem Nachweis der Erfüllung einzuhaltender Anforderungen kann der Reaktor mit 100 % Nennleistung betrieben werden. Seit Dezember 2021 erfolgte der Betrieb mit 98 % Leistung.

Ein weiterer Aspekt dieses Themas ist die Entwicklung des „Überwachungsprogramms des RDB“ gemäß den in Armenien gültigen, jedoch mittlerweile veralteten russischen

Anforderungen³ sowie die Vorbereitung von Voreilproben des Werkstoffs der Schweißnaht Nr. 4 für die Überwachungsbestrahlung. Ursprünglich waren Voreilproben im KKW Armenien-2 nicht vorgesehen. Der armenische Betreiber hat eine Vereinbarung mit dem russischen Kurtschatow-Institut getroffen, um Proben aus dem RDB von Block 3 des KKW Nowoworonesch zu erhalten. Allerdings weisen diese Proben nicht die gleiche chemische Zusammensetzung wie der Werkstoff der Schweißnaht Nr. 4 im KKW Armenien-2 auf. Für die regulatorischen Aktivitäten zur Überprüfung und Bewertung der RDB-Sprödbrechbeständigkeit und der Verschlechterung der Werkstoffeigenschaften muss eine Untersuchung mit Schweißmaterial durchgeführt werden, das die gleiche chemische Zusammensetzung hat wie das des zu untersuchenden RDB. Laut ANRA hat nach Aussage des Herstellers die Schweißnaht Nr. 6 des RDB von Block 4 des KKW Greifswald die gleiche chemische Zusammensetzung bezüglich Phosphor (Ph) und Kupfer (Cu). Bis Ende 2023 müssen die Proben an der Innenwand platziert werden. Nach der Bestrahlung im RDB werden die entsprechenden Tests durchgeführt, um 2025/26 Aussagen zu den geänderten Werkstoffeigenschaften der Schweißnaht Nr. 4 des KKW Armenien-2 vorlegen zu können.

Verbesserung der Dichtheit des Störfalllokalisierungssystems (Maßnahme 6.3.6)

Das SLS stellt bei Stör- und Unfällen die letzte Barriere gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Kraftwerksumgebung dar. Die SLS-Dichtheit ist von großer Bedeutung für die Auswirkungen von Stör- und Unfällen und hat Einfluss auf die Auslegung der Sicherheitssysteme. Berechnet wird die Dichtheit anhand des Druckabfalls im SLS, gemessen über einen Zeitraum von 24 Stunden bei vorgegebenem Überdruck. Schließlich wird die Dichtheit des SLS als Leckrate in die Umgebung in vol.%/d angegeben. Die Leckrate des KKW Armenien, Block 2, betrug vor den Modernisierungsarbeiten ca. 750 vol.%/d und wird kontinuierlich gesenkt. Der Zielwert, der bis zum Jahr 2024 erreicht werden soll, wird mit 100 vol.%/d angegeben. Das dafür entwickelte Komplexprogramm besteht aus einzelnen Etappen, die mit den jährlichen Revisionsarbeiten verknüpft sind. Während der Revision im Jahr 2022 wurde eine Leckrate von 481,03 vol.%/d extrapoliert auf einen Überdruck von 80 kPa erzielt. Diese Leckrate ist in den im Kapitel 2.2 beschriebenen Stör- und Unfallanalysen mit dem COCOSYS-Code verwendet worden.

³ Seit 2016 ist in Russland die neue Richtlinie NP-089-15 „Rules for design and safe operation of equipment and pipelines of nuclear power facilities“ in Kraft. Sie wurde noch nicht in das armenische Regelwerk übernommen. Ihre Berücksichtigung ist geplant.

Wie bereits oben erwähnt, basiert gegenwärtig das Notfallmanagement des KKW Armenien-2 ausschließlich auf ereignisorientierten Störfallprozeduren (EOPs), deren wichtigstes Ziel es ist, die Kühlung des Reaktorkerns zu gewährleisten. Es schließt Prozeduren für Auslegungs- und auslegungsüberschreitende Störfälle mit ein. Die Erstellung von Störfallprozeduren ist eine Genehmigungsanforderung.

Inzwischen ist die regulatorische Herangehensweise für die EOPs geändert worden. Demzufolge sollen symptomorientierte EOPs implementiert werden. Für den Leistungsbetrieb und den abgeschalteten Anlagenzustand sind symptomorientierte EOPs erarbeitet worden. Sie spiegeln den Anlagenzustand zwischen 2013 und 2016 wider. Ebenso wurden EOPs für das Abklingbecken bei abgeschalteter Anlage entwickelt und von NRSC überprüft.

Nach der vollständigen Umsetzung der Modernisierung von Kernnotkühl- und Sprühsystem sollen die EOPs dem Anlagenzustand entsprechend angepasst werden. Wesentliche Aspekte bei der Entwicklung von EOPs sind ihre vollständige Validierung sowie die Schulung des Personals. Der im stillgelegten Block 1 installierte Simulator des armenischen Kernkraftwerks ist nicht dafür geeignet, das Störfallgeschehen im Block 2 nachzubilden und das Personal zu schulen. Zurzeit läuft ein Betreiberprojekt mit Unterstützung des US-amerikanischen Energieministeriums DOE zur Fertigung eines Full-Scale Simulators. DOE finanziert und liefert die Software, die armenische Seite die Hardware. Die überarbeiteten EOPs sollten 2022 bei ANRA eingereicht werden. Ihre Fertigstellung und somit die Umsetzung der Maßnahme 6.3.9 wird im Jahr 2023 erwartet.

Die Handlungsempfehlungen bei Unfällen (Severe Accident Management Guidances, SAMGs) sind in Armenien nicht Gegenstand spezieller behördlicher Anforderungen und deren Aktualisierung nicht Bestandteil der neuen Betriebsgenehmigung. Die Notwendigkeit der Entwicklung von SAMGs ist lediglich Teil der Anforderungen an die deterministischen Analysen im Sicherheitsbericht. Die für das KKW Armenien-2 erarbeiteten SAMGs entsprechen dem Anlagenzustand von 2017 und spiegeln damit nicht die aktuelle Situation wider. Der Aufbau der SAMGs erfolgte entsprechend der von der Firma Westinghouse entwickelten symptomorientierten Herangehensweise. Die der GRS verfügbare Dokumentation zu den SAMGs besteht aus insgesamt 21 Einzeldokumenten in Russisch und Englisch, die 2017 erarbeitet wurden. Abb. 5.4 zeigt einen Auszug aus der zu diesen SAMGs von der GRS erstellten Übersicht.

Code	Title of SAMG component measures
Main Control Room Guidelines Руководство БЩУ по управлению тяжелыми авариями	
SARG-1 PГТА-1	Severe Accident Control Room Guidelines initial response
SARG-2 PГТА-2	Severe Accident Control Room Guidelines for transients when the TSC is staffed and functional
Engineering support unit Группы Инженерно-Технической Поддержки (ГИТП)	
Long Term Monitoring Activities Guidelines Руководство по выходу из области управления тяжелыми авариями	
SAEG-1 PВТА-1	TSC long-term monitoring
SAEG-2 PВТА-1	SAMG termination
Severe Accident Guidelines Руководство по тяжелой аварии	
DFC ДБС	Diagnostic Flow Chart диагностическая блок-схема
SAG-1 PТА-1	Inject into Steam Generators
SAG-2 PТА-2	Depressurize the RCS
SAG-3 PТА-3	Inject into the RCS
SAG-5 PТА-5	Reduce fission product releases
SAG-6 PТА-6	Control containment conditions
SAG-7 PТА-7	Reduce containment Hydrogen
SAG-8 PТА-8	Flood containment

Abb. 5.4 Auszug aus der Übersicht zu SAMGs für das KKW Armenien-2

Im Jahr 2020 hat NRSC im Auftrag von ANRA eine Bewertung der SAMGs für das KKW Armenien durchgeführt. 2021 wurde im Rahmen eines EU-Vorhabens eine Bewertung der SAMGs zur Unterstützung von ANRA durchgeführt. Die Ergebnisse dieser Bewertungen haben gezeigt, dass für eine Reihe von Unfallszenarien die im KKW Armenien-2 verfügbaren technischen Lösungen nicht ausreichend sind, um die Folgen vollständig zu lokalisieren. Insbesondere betrifft das die Gefahren im Zusammenhang mit Wasserstoffverbrennungen im SLS und die Verhinderung des RDB-Versagens. Um diese Gefahren zu beseitigen, ist die Implementierung spezieller Systeme notwendig. SAMGs für andere KKW enthalten Strategien, die die Zufuhr von Stickstoff zur Verhinderung der Entflammbarkeit von Wasserstoff sowie die Messung der Wasserstoffkonzentration empfehlen. Hierfür fehlen im KKW Armenien-2 jedoch die erforderlichen Systeme.

Die Aktualisierung der SAMGs war bis Ende 2022 geplant. Das EU-Vorhaben zu ihrer Bewertung ist im Jahr 2021 abgeschlossen worden. Die darauf beruhenden Kommentare und Empfehlungen wurden zur Überarbeitung der SAMGs an den Betreiber übergeben. Nach Umsetzung der für Unfälle relevanten Maßnahmen zur Sicherheitsertüchtigung des KKW Armenien-2 ist eine erneute Revision der SAMGs erforderlich.

Die in engem Zusammenhang damit stehenden Maßnahmen zur Qualifizierung der Leittechnik für extreme Umgebungsbedingungen durch Installation eines Post Accident Monitoring Systems (Maßnahmen 6.2.16, 6.2.17 und 6.3.12) sind ebenfalls noch nicht umgesetzt. Dies war ein weiterer Diskussionspunkt während des Projektmeetings mit ANRA und NRSC im Oktober 2022 /MIN 22b/. Der Betreiber des armenischen Kernkraftwerks hat ein neues Programm zur Ausrüstungsqualität erstellt, das eine Auflistung unzureichend qualifizierter Ausrüstungen und Kabel enthält. Das Kraftwerk ist dabei, die Qualifizierung der entsprechenden Ausrüstungen und Kabel zu organisieren. Parallel dazu ist zu dieser Thematik mit der IAEO im Rahmen der technischen Kooperation ein Projekt vorgesehen, dessen Ausschreibung jedoch noch nicht erfolgt ist.

Modernisierung des Kernnotkühlsystems (Maßnahme 6.3.2) und des Sprühsystems im SLS (Maßnahme 6.3.4)

Beim Austesten des während der Revision 2021 modernisierten Notkühlsystems wurden in den Rohrleitungen der Niederdruckstränge Vibrationen festgestellt, die die Erfüllung der zugeordneten Sicherheitsfunktionen stark beeinträchtigen. Für eine bestimmte Zeit war nur das Hochdruck(HD)-Notkühlsystem in Bereitschaft. Da dieses System ebenfalls modernisiert wurde und neue HD-Pumpen installiert wurden, kann ein KMV mit DN100 bzw. DN209 beherrscht werden. Jedoch werden kleine Leckstörfälle in den Primärkreisleitungen wie DN32 bzw. DN80 nicht ohne zusätzliche Personalhandlungen beherrscht. Bis zur Revision 2022 wurde eine neue technische Lösung für das Niederdruck-Notkühlsystem erarbeitet und während der Revision umgesetzt. Dabei wurden die Trassierung der Rohrleitungen im Niederdruckteil des Systems geändert sowie neue Drosseln installiert. Infolgedessen verringerten sich die Vibrationen deutlich und wurden als unkritisch eingestuft. Für die Hochdruck-Notkühlpumpe wurde ein Grenzwert der Kühlmitteltemperatur von 80°C im Havarieborbehälter eingeführt. Das modernisierte Kernnotkühlsystem wurde in den im Kapitel 2.2 beschriebenen Störfallanalysen berücksichtigt.

Die Umsetzung der Maßnahme 6.3.4 „Modernisierung des Sprühsystems im Störfalllokalisierungssystem“ konnte während der Revision 2021 ebenfalls nicht vollständig

abgeschlossen werden. Beim Test des modernisierten Sprühsystems wies der Durchsatz durch die Sprühdüsen wesentlich geringere Werte aus als in der analytischen Sicherheitsbegründung verwendet. Gemäß vorläufigen Untersuchungen erfüllt das System jedoch seine Sicherheitsfunktionen. Bis zur Revision 2022 war vorgesehen, eine endgültige Entscheidung zu treffen.

Für eine korrekte Simulation des neuen Auslegungsstörfalls „Abriss der DH-Verbindungsleitung 2F DN209“, die im Arbeitspaket AP 1 vorbereitet und durchgeführt wurde, sind die notwendigen Daten zum modernisierten Sprühsystem sowie die stark modifizierte Logik zur Zu- und Abschaltung der Sprühstränge aufbereitet worden (s. Abb. 2.1). Auch während der Revision 2022 konnten die Arbeiten am Sprühsystem nicht in vollem Umfang abgeschlossen werden. Das ist nun für die Revision 2023 vorgesehen.

Umfassende Analyse der Wasserstoffgeneration und Maßnahmen zur Beschaffung und Implementierung von Systemen zur Begrenzung und Milderung von Unfallfolgen wie passive autokatalytische Rekombinatoren (Maßnahme 6.3.3)

NRSC hat mit Zustimmung durch ANRA vom Betreiber einen Auftrag zur Durchführung von Analysen zur Wasserstoffgeneration unter Berücksichtigung des erweiterten Spektrums an Auslegungsstörfällen (KMV DN100 und KMV 2F DN209) im KKW Armenien-2 erhalten. Schwerpunkte dieser Analysen sind:

- Anzahl und Platzierung von passiven Wasserstoffrekombinatoren in Kombination mit aktiven Zündern,
- Betrieb des modernisierten Sprühsystems und dessen Interaktion mit den Sicherheitsklappen (Exklappen) des SLS,
- Berücksichtigung der verbesserten SLS-Dichtheit.

Auf Basis der Analyseergebnisse sollen Maßnahmen zur Beherrschung der Wasserstoffproblematik abgeleitet werden.

Umsetzung der Maßnahme zur RDB-Außenkühlung „In-Vessel Retention (IVR)“ (Maßnahme 6.3.5)

Die Maßnahme 6.3.5 wird im Bericht zur Umsetzung des NAcP Armeniens /NAP 22/ als umgesetzt angegeben. Sie ist in zwei Etappen unterteilt: die Durchführung einer Machbarkeitsstudie zum Konzept der RDB-Außenkühlung und die systemtechnischen Ertüchtigungen zur Implementierung des Konzeptes. Das Prinzip der RDB-Außenkühlung ist in Abb. 5.5 dargestellt. Die Machbarkeitsstudie für die Außenkühlung des Reaktors von Block 2 des KKW Armenien wurde abgeschlossen. Sie beinhaltet insbesondere einen Vergleich der technischen Lösungen in anderen KKW mit WWER-440-Reaktoren in Bezug auf die Gegebenheiten im Kernkraftwerk Armenien. Ebenso ist eine wirtschaftliche Bewertung enthalten. Aus der Studie wird geschlussfolgert, dass das Konzept grundsätzlich realisierbar ist. Allerdings ist weder eine Entscheidung zur Durchführung des Konzeptes getroffen worden noch wurden konkrete technische Maßnahmen zu seiner Umsetzung erarbeitet. Damit ist einzuschätzen, dass die Maßnahme 6.3.5 noch nicht vollständig umgesetzt wurde.

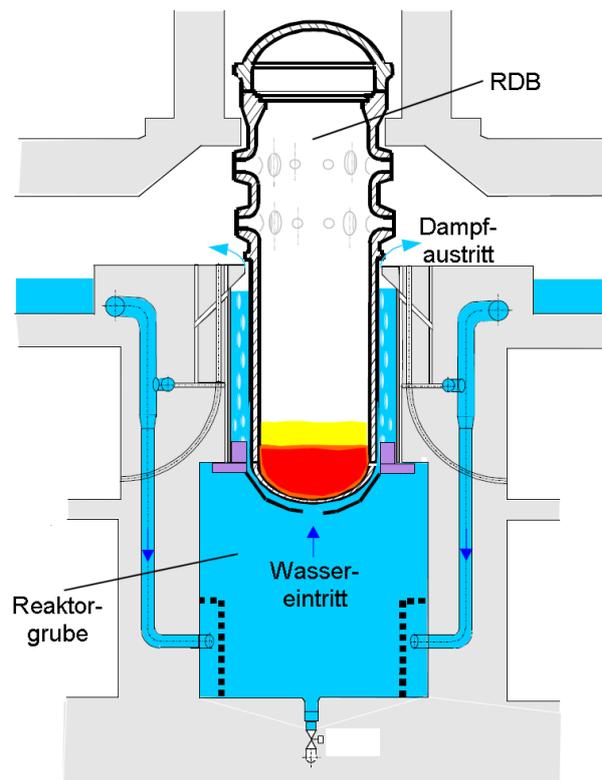


Abb. 5.5 Prinzip der RDB-Außenkühlung

Detailinformationen zu allen erläuterten Maßnahmen und Angaben zum Status weiterer Sicherheitsertüchtigungen, wie z. B. zur sicheren Notbespeisung und zur langfristigen Notkühlung des BE-Lagerbeckens sowie zur Überarbeitung der Handlungsempfehlungen bei Unfällen im KKW Armenien-2, sind im Bericht /GAV 23/ enthalten.

6 Anlagenstilllegung und -rückbau (AP 5)

6.1 Zielstellung und Aufgaben

Auch nach Beendigung des Betriebs von Kernkraftwerken kommt der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit sowohl bei allen Stilllegungs- und Rückbauaktivitäten als auch beim Handhaben des nuklearen Abfalls wie der bestrahlten Brennelemente große Bedeutung zu. Die GRS sollte hier Informationen aus Armenien, Bulgarien und der Ukraine zum methodischen und konzeptionellen Ansatz sammeln, aufbereiten und geeignet zusammenstellen. Dies sollte u. a. die notwendigen Arbeitsschritte, zu beachtende Sicherheitsprinzipien und sonstige sicherheitstechnische wichtige Fragestellungen bei der Stilllegung und dem Rückbau kerntechnischer und anderer Anlagen (z. B. des Kernbrennstoffkreislaufs) umfassen.

Das AP 5 beinhaltet die folgenden Arbeitsaufgaben /VER 20/:

- Sammlung und Aufbereitung von Informationen zur Organisation und Durchführung von Stilllegungsprojekten (↗ Kapitel 6.3)
- Sammlung und Aufbereitung von Informationen zum Management von bei der Stilllegung anfallenden Reststoffen (↗ Kapitel 6.3)
- Sammlung und Aufbereitung von Informationen zu Sicherheitsanforderungen beim Umgang mit Reststoffen bei Wiederverwendung, Rezyklierung und Entsorgung (↗ Kapitel 6.4)
- Sammlung und Aufbereitung von Informationen zur Organisation und Durchführung der Stilllegung anderer strahlenschutztechnisch relevanter Anlagen (↗ Kapitel 6.5)
- Berichtslegung (TN) zu allen Aufgaben (↗ Kapitel 6.2 – 6.5).

6.2 Generelle Herangehensweise und Überblick über die Arbeiten zu Anlagenstilllegung und -rückbau

Partner für die Zusammenarbeit im Arbeitspaket 5 waren die Organisationen SNRIU und SSTC NRS aus der Ukraine, die bulgarischen Organisationen BNRA, NCRRP, Ecoengineering-RM sowie ANRA und NRSC aus Armenien.

Schwerpunkte der Forschungsaktivitäten lagen auf der Sammlung und Aufbereitung von Informationen zu Stilllegungsprojekten, zu bei der Stilllegung anfallenden Reststoffen und zu den damit verbundenen Sicherheitsanforderungen in Armenien, Bulgarien und der Ukraine. Darin eingeschlossen sind auch exemplarische Untersuchungen von sicherheitstechnischen Fragen. Hierzu fanden Projektmeetings mit SSTC NRS im November 2020 /MIN 20c/ und im September 2021 /MIN 21d/ und mit NRSC im Oktober 2022 /MIN 22b/ und im Dezember 2022 /MIN 22e/ statt. Darüber hinaus sind Gespräche mit den Partnern aus der Ukraine und Armenien am Rande von Meetings zu anderen Projekten geführt worden. Es wurde immer als wichtig eingeschätzt, dass Themen von beiderseitigem Interesse bearbeitet werden, zu denen auch durch die Partner entsprechende wichtige Informationen zur Verfügung gestellt werden konnten.

Unabhängig davon werden, wie schon in der Vergangenheit, Informationen aus anderen Projekten, z. B. INSC-Projekten mit GRS-Beteiligung, als Informationsquelle genutzt, um Methodiken und Konzepte zur Sicherheitsbewertung von Stilllegungs- und Rückbauaktivitäten ausländischer Expertenorganisationen kennenzulernen und ihre Anwendbarkeit auf die Praxis in Deutschland zu prüfen und ggf. Teilaspekte aus diesen zu übertragen.

Im Weiteren wird zusammenfassend dargestellt, welche Informationen und Erkenntnisse die GRS

- zur Organisation und Durchführung von Stilllegungsprojekten und zum Management von bei der Stilllegung anfallenden Reststoffen
- zu Sicherheitsanforderungen beim Umgang mit Reststoffen bei Wiederverwendung, Rezyklierung und Entsorgung und
- zur Organisation und Durchführung der Stilllegung anderer strahlenschutztechnisch relevanter Anlagen

gewonnen hat.

Detailliertere Angaben zu den im AP 5 durchgeführten Arbeiten sind im Bericht /KUC 23a/ zu finden.

6.3 Informationen zur Organisation und Durchführung von Stilllegungsprojekten und zum Management von bei der Stilllegung anfallenden Reststoffen

Umfangreiche Informationen zur Organisation und Durchführung von Stilllegungsprojekten und zum Management von bei der Stilllegung anfallenden Reststoffen wurden auf der Basis der Teilnahme an der KONTEC 2021 verfügbar gemacht. Eine Aufbereitung dieser Informationen erfolgte in einem detaillierten und umfangreichen Kurzbericht zum Vorhaben 4720I01512 über die Teilnahme an der KONTEC 2021 /KUC 21/. In diesem Bericht erfolgte eine Darstellung zu nutzbaren Ergebnissen und Erkenntnissen in Bezug auf die in AP 5 genannten Schwerpunkte, wie u. a. der Organisation, Durchführung und Sicherheitsanalyse von Stilllegungsprojekten, der vergleichenden Analyse zum Umgang mit bei Stilllegung, Demontage, Rückbau und Sanierung anfallenden Reststoffen und radioaktiven Abfällen.

Im Zusammenhang mit den bilateralen Arbeiten mit bulgarischen Experten fand während der KONTEC 2021 noch ein Fachgespräch mit einem Vertreter der bulgarischen Nuklearbehörde BNRA zum Stand der Sanierungsarbeiten an einer Anlage des RADON-Typs in Bulgarien statt. Dies war insofern von Bedeutung, als im Rahmen der bilateralen Arbeiten mit der Ukraine eine Bewertung von Sicherheitsanalysen ähnlicher Anlagen in der Ukraine erfolgte und dazu der Bericht /KUC 22/ erstellt wurde. Der Fokus der Sanierung der bulgarischen Anlage dieses Typs wird, im Gegensatz zu den bewerteten Anlagen in der Ukraine und Moldawien, auf die sichere Rückholung der eingelagerten radioaktiven Abfälle und den weiteren Umgang, z. B. die Konditionierung für eine spätere Endlagerung in einem oberflächennahen Endlager, gelegt. Dieses Endlager befindet sich derzeit in der Errichtungsphase am Standort des KKW Kosloduj.

Informationen zur Organisation und Durchführung der Stilllegung anderer strahlenschutztechnisch relevanter Anlagen, wie z. B. der Anlagen des RADON-Typs in der Ukraine, werden im Kapitel 6.5 gegeben.

Im zusammenfassenden Bericht zum AP 5 /KUC 23a/ wird neben den Arbeiten mit armenischen Partnerorganisationen zur Verbesserung des Strahlenschutzes auch auf das Management von bei der Stilllegung anfallenden Reststoffen eingegangen. In diesem Bericht wird auch ein Überblick zu den Herausforderungen zur Gestaltung der Bedingungen für ein sicheres und nachhaltiges Abfallmanagementsystem in Armenien gegeben.

Ein Austausch dieser Informationen zur Organisation und Durchführung von Stilllegungsprojekten und zum Management von bei der Stilllegung anfallenden Reststoffen erfolgte insbesondere während zweier Treffen mit armenischen Experten. Das erste dieser Treffen wurde am 26./27. Oktober 2022 z. T. als Online-Veranstaltung organisiert /MIN 22b/. In der Präsentation der Partnerorganisation NRSC, die während des Meetings gegeben wurde, und in der darauffolgenden Diskussion wurde auf die früheren Kooperationsarbeiten zwischen der GRS und ANRA/NRSC auf diesem Gebiet verwiesen und Möglichkeiten der Fortsetzung, insbesondere auf der Basis einer Zusammenstellung von Vorschlägen zu Kooperationsaspekten, besprochen. Dies war u. a. auch die Grundlage für das zweite Treffen, welches als Präsenzveranstaltung in Berlin durchgeführt wurde /MIN 22e/. Auf diesem Treffen wurden die letzten Arbeiten bis zum Projektabschluss zum Management von bei der Stilllegung anfallenden Reststoffen besprochen. Dies betraf z. B. die Information zu Anforderungen und zur praktischen Realisierung der Inventarisierung von radioaktiven Abfällen und sonstigen Reststoffen, wie sie u. a. in der Europäischen Abfallrichtlinie 2011/70/Euratom gefordert ist.

Weitere Informationen zur Organisation und Durchführung von Stilllegungsprojekten und zum Management von bei der Stilllegung anfallenden Reststoffen, wie z. B. umschlossene Strahlungsquellen in der Ukraine, sind im Kapitel 6.5 dargestellt.

6.4 Informationen zu Sicherheitsanforderungen beim Umgang mit Reststoffen bei Wiederverwendung, Rezyklierung und Entsorgung

Informationen zu Sicherheitsanforderungen beim Umgang mit Reststoffen bei Wiederverwendung, Rezyklierung und Entsorgung wurden insbesondere bei den durchgeführten Forschungsarbeiten mit Partnern aus Bulgarien verfügbar gemacht /KUC 23a/.

Die Bedeutung dieser Sicherheitsanforderungen konnte anhand konkreter Beispiele, wie des Umgangs mit beim Sanierungsbetrieb von ehemaligen Uranbergbaubetrieben aus Filteranlagen anfallenden radioaktiven kontaminierten Schlämmen, verdeutlicht werden. In Bezug auf eine notwendige Behandlung dieser Schlämme wurde als eine wichtige Sicherheitsanforderung die Ausarbeitung und Bestätigung (durch die bulgarische Nuklearbehörde BNRA) einer Dosisabschätzung und damit der Bestimmung des Risiko- bzw. Gefährdungspotentials als integraler Teil der Strahlenschutzvorsorge identifiziert.

Basis für diese Arbeiten war eine Dosisabschätzung, die durch bulgarische Strahlenschutzexperten im Jahr 2021 für ausgewählte, stillgelegte Anlagen zur Uranförderung in Bulgarien erfolgte. Die Ergebnisse dieser Dosisabschätzung sind im Dokument „Bewertung der externen und internen Exposition von Personen aus der Bevölkerung beim Management von technologischen Sedimenten (Schlämmen) mit erhöhten Inhalten“ beschrieben, welches von Ecoengineering-RM der GRS im Rahmen der gemeinsamen Arbeiten zur Verfügung gestellt wurde. Die in diesem Dokument vorgeschlagenen Ansätze zur Dosisabschätzung für Personal und Bevölkerung wurden von der GRS mit dem Ziel der Einschätzung von Plausibilität und Nachvollziehbarkeit analysiert.

Nach Analyse der Arbeiten zur Dosisabschätzung wurde aus der Sicht der GRS festgestellt, dass diese Abschätzung einer Überarbeitung unterzogen werden muss. Die Erkenntnisse aus der Einschätzung der bulgarischen Dosisabschätzung als Bestandteil anlagenspezifischer Strahlenschutzprogramme sowie der Einschätzung des weiteren Umgangs mit Schlämmen aus Filteranlagen für uranhaltige Abwässer und zu Herangehensweisen der damit im Zusammenhang stehenden radiologischen Charakterisierung in Bulgarien wurden für die Gestaltung der Eigenforschungsarbeiten im Arbeitspaket 5 genutzt.

Die GRS recherchierte Informationen zu Dosisabschätzungen und Berechnungen unter Nutzung von verschiedenen Rechenprogrammen und wertete diese aus. Darauf aufbauend wurde vorgeschlagen, das frei verfügbare Rechenprogramm NORMALYSA („NORM And Legacy Site Assessment“, Facilia AB) sowohl bei den bulgarischen Partnern als auch bei der GRS anzuwenden. Dieses Programm fand im Vorläufervorhaben zur Analyse von Aktivitätsfreisetzungen aus einem oberflächennahen Endlager in der Tschernobyl-Zone, vergleichend mit dem damals in der GRS ebenfalls genutzten Rechencode SPRING, Verwendung. Auf der Basis der Analysen und Auswertung von verfügbaren Informationen zur Nutzung verschiedener Rechenprogramme erfolgte eine Zusammenstellung generischer Eingabedaten. Daten und Modelle für die angenommenen Expositionsszenarien wurden zusammengefasst und konnten somit als Grundlage für Berechnungen mit NORMALYSA Verwendung finden. Dabei konnte auf Beispielberechnungen und Eingabe-Parameter-Datensätze zurückgegriffen werden, die im Rahmen des IAEA-MODARIA-Projekts WG3 für eine Modell-Vergleichsübung erstellt wurden. Das Analysekonzept von NORMALYSA ist in der Abb. 6.1 schematisch dargestellt.

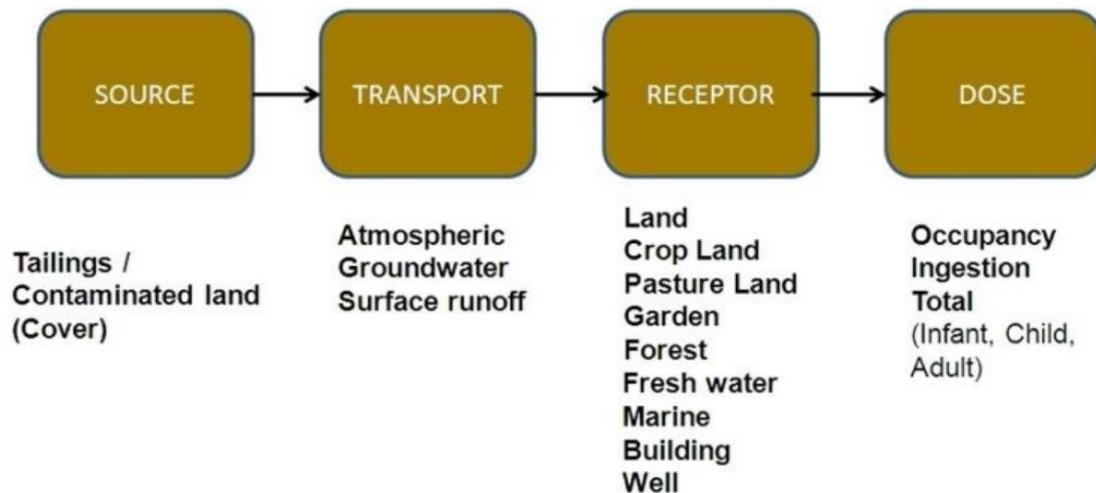


Abb. 6.1 Schema zum Analysekonzept „Quelle – Auswirkung“ des Rechenprogramms NORMALYSA /NOR 18/

Ziel der Untersuchungen war es, eine nachvollziehbare und modifizierbare Berechnungsgrundlage für Dosisabschätzungen zu erstellen, deren Ergebnisse auch mit den Ergebnissen der bulgarischen Berechnungen verglichen werden können. Dazu wurden drei Modelle auf der Basis von vorhandenen Beispielrechnungen entwickelt. Berechnungen wurden exemplarisch durchgeführt, um die Funktionsfähigkeit von Programm und Eingabedatensätzen zu prüfen. Da die Identifizierung, Festlegung und Anpassung einer Vielzahl von Eingabedaten die im Vorhaben gegebenen Möglichkeiten deutlich überschritten, obliegt es den zukünftigen Anwendern, diese zu spezifizieren und entsprechend zu nutzen. Eine direkte Vergleichbarkeit der Berechnungsergebnisse war allerdings nicht gegeben, da keine standortabhängigen Daten zur Geosphäre, die in NORMALYSA genutzt werden, verfügbar waren. Zu den Fragen der Migrationsmodellierung soll hier auch noch auf die weiterführenden Arbeiten, an denen die GRS auch beteiligt ist, verwiesen werden. Dies betrifft z. B. das „smart-Kd-Konzept“, welches das Sorptionsverhalten für bestimmte Radionuklide in Transportmodellen als transiente Prozesse beschreibt, da sich die Umweltbedingungen mit der Zeit ändern.

6.5 Informationen zur Organisation und Durchführung der Stilllegung anderer strahlenschutztechnisch relevanter Anlagen

Informationen zur Organisation und Durchführung der Stilllegung anderer strahlenschutztechnisch relevanter Anlagen wurden insbesondere bei den durchgeführten Forschungsarbeiten mit Partnern aus der Ukraine verfügbar gemacht /KUC 23a/.

In der Technischen Notiz /KUC 22/ wurden Ansätze und Ergebnisse zur Durchführung der Stilllegung anderer strahlenschutztechnisch relevanter Anlagen, wie es die Anlagen des RADON-Typs sind, und die damit in Verbindung stehende Sicherheitsbewertung vergleichend analysiert. Betrachtet wurden dabei zwei ähnliche Lagerstandorte: zum einen in der Ukraine, in der Nähe der Hauptstadt Kiew, und zum anderen in der Republik Moldau, in der Nähe der Hauptstadt Kischinau. Beiden Sicherheitsbewertungen ist gemein, dass sie nicht in erster Linie der Einschätzung des aktuellen Standes der Sicherheit bzw. der Einhaltung von Strahlenschutznormen dienen, sondern dass diese als Begründung bzw. zur Festlegung der Reihenfolge der Rückholung der radioaktiven Abfälle aus den Lagereinrichtungen an diesen Standorten herangezogen werden sollen. Art und Umfang der Sicherheitsbewertungen und der Störfallanalysen und die dazu herangezogenen Informationen wurden analysiert und u. a. mit den Empfehlungen der IAEO verglichen.

Neben den Ländern wie die Ukraine und Moldau gibt es ähnliche Lagerstätten vom RADON-Typ auch noch in weiteren Ländern, wie z. B. Litauen, Ungarn, Estland, Bulgarien und Russland. Auf der Grundlage der durchgeführten Arbeiten sind u. a. weitere Einschätzungen von historischen radioaktiven Hinterlassenschaften in europäischen Ländern mit möglichen radiologischen Auswirkungen auch auf Territorien außerhalb der Anlagengelände selbst möglich. Auf die im Jahr 2022 erfolgten Einschätzungen im Zusammenhang mit den kriegerischen Angriffen Russlands auf die Ukraine in unmittelbarer Nähe zu RADON-Lagern, wie sie vom BMUV angefragt wurden, soll hier verwiesen werden. Insbesondere die Möglichkeit der Einschätzung der Auswirkungen eines direkten Angriffs auf ein RADON-Lager war damit gegeben.

In der Technischen Notiz /KUC 23/ sind Informationen zur Organisation und Durchführung der Stilllegung anderer strahlenschutztechnisch relevanter Anlagen, wie sie z. B. historische Hinterlassenschaften in der Ukraine darstellen, gegeben. Dies betrifft auch Themen zum Umgang mit Reststoffen, in diesem Fall zur Freigabe, Rezyklierung bzw. der Endlagerung von Strahlungsquellen, wie sie im Kapitel 6.3 dargestellt sind. So wurden Ansätze und Ergebnisse für eine spezifische Sicherheitsbewertung einer möglichen Endlagerung radioaktiver Abfälle vorgestellt, die einen oder mehrere Hot-Spots von Elementen mit einer erhöhten Aktivitätskonzentration bestimmter Radionuklide enthalten. Diese Hot-Spots können aus Partikeln oder (umschlossenen) Strahlungsquellen mit deutlich höherer (spezifischer) Aktivität als die gemittelte Aktivität in den umgebenden radioaktiven Abfällen bestehen.

Der Ansatz der Sicherheitsbewertung, die vorgeschlagene Methodik und die damit verbundene individuelle Dosisabschätzung wurden analysiert und mit internationalen Empfehlungen, z. B. der IAEQ, und mit guten nationalen Praktiken anderer Länder, wie den USA und Deutschland, verglichen. In einem weiteren Schritt wurde die Anwendbarkeit der vorgeschlagenen Methodik bei der Entsorgung von bei Sanierungsarbeiten anfallenden radioaktiven Abfällen, analysiert. Dies betraf konkret das Sanierungsprojekt der ehemaligen ukrainischen Lagereinrichtung Tsybuleve (siehe Abb. 6.2).



Abb. 6.2 Bergung der „Well type“-Lager für ausgediente Strahlungsquellen in Tsebuleve /SNR 20/

Das Ergebnis dieser Arbeit war die Definition von Bedingungen und Voraussetzungen, unter denen diese spezielle Art von radioaktiven Abfällen in einem oberflächennahen Endlager des Typs ENSDF in der Tschernobyl Exclusion Zone (siehe Abb. 6.3) entsorgt werden kann.

Auf der Grundlage der in /KUC 23/ beschriebenen Arbeiten sind u. a. weitere Bewertungen des Umgangs mit umschlossenen Strahlenquellen, die Entwicklung entsprechender Vorschriften und die weitere Festlegung von Abfallannahmekriterien für Endlager möglich. Dies könnte im Hinblick auf die radiologischen Auswirkungen auch für die Definition von Umgangsmöglichkeiten mit umschlossenen Strahlenquellen in Deutschland von Bedeutung sein.



Abb. 6.3 Oberflächennahes Endlager (ENSDF) in der Sperrzone von Tschernobyl mit zwei parallelen Abschnitten aus je 11 Stahlbetonmodulen /SNR 20/

Dieses Thema wurde während eines Treffens im September 2021 mit Vertretern von SSTC NRS detailliert besprochen /MIN 21d/. Es wurde auf diesem Treffen u. a. die Arbeitsbeziehung UA-3646 /CON 22/ mit SSTC NRS abgestimmt. In dieser Arbeitsbeziehung haben die ukrainischen Fachkollegen Bedingungen zur Endlagerung von radioaktiven Abfällen, in denen sich eine bestimmte Anzahl von „hot-spots“ in Form von Strahlungsquellen mit unterschiedlicher Aktivität befinden kann, erarbeitet. Die Ergebnisse dieser Arbeiten sind im Detail in den Berichten /SST 23c/ und /KUC 23/ beschrieben.

7 Zusammenfassung

Im Folgenden werden die im Vorhaben 4720I01512 erzielten Ergebnisse zu jedem Arbeitspaket zusammengefasst, das weitere Vorgehen umrissen und ein Fazit gegeben.

7.1 Übersicht zu den Arbeitsbeziehungen mit Kooperationspartnern

Das Vorhaben umfasste Arbeitsbeziehungen zu vier ausländischen Partnerorganisationen. Tab. 7.1 gibt hierzu eine Übersicht. Detailinformationen sind in den Kapiteln zu den Arbeitspaketen 1 bis 5 gegeben.

Tab. 7.1 Arbeitsbeziehungen mit ausländischen Institutionen

Nr.	AP	Bezeichnung der Arbeitsbeziehung	Institution	Land	Quelle
1	1	UA-3587	NRSC	Armenien	/CON 20/
2	1, 2	UA-3591	SSTC NRS	Ukraine	/CON 21/
3	2	UA-3593	ENPRO	Bulgarien	/CON 21a/
4	5	UA-3646	SSTC NRS	Ukraine	/CON 22/

Tab. 7.2 zeigt den zum Abschluss des Vorhabens erreichten Stand der Arbeitsbeziehungen mit allen Kooperationspartnern.

Tab. 7.2 Stand der Arbeitsbeziehungen zu den Kooperationspartnern

Land	Partner	AP 1	AP 2	AP 3	AP 4	AP 5	Reaktortyp
Armenien	NRSC	V, U	-	-	V	V	WWER-440/270
Tschechien	SURO	V	-	-	-	-	WWER-440/213
Ukraine	SSTC NRS	-	V, U	-	V	V	
Bulgarien	ENPRO	-	-	V, U	-	-	WWER-1000
Tschechien	SURO	-	V	-	-	-	
Ukraine	SSTC NRS	-	V, U	-	-	-	
Belarus	BCNRS, GAN	-	-	a	-	-	WWER-1200
Finnland	VTT, LUT	-	-	d	-	-	
Russland	SEC NRS	-	-	a	-	-	
Armenien	ANRA	-	-	-	-	V	(übergreifend)
Bulgarien	NCRRP, BNRA, Ecoengineering-RM	-	-	-	-	V	
Ukraine	SNRIU, SSTC NRS	-	-	-	-	V, U	

Legende:

- V Zusammenarbeit entsprechend Vereinbarung und/oder Absprachen
- d Diskussionen zur Kooperation erfolglos
- a Kontakte wegen des Angriffskrieges Russlands gegen die Ukraine abgebrochen
- U Arbeitsbeziehung
- Keine Aktivitäten

7.2 Zusammenfassung der Ergebnisse in den Arbeitspaketen

Arbeitspaket 1: Codeadaptation, Stör- und Unfallanalysen mit AC² zu Kernkraftwerken mit Reaktoren des Typs WWER-440

Im AP 1 sind Eigenforschungsarbeiten zur Adaption der GRS-Codes ATHLET-CD und COCOSYS, zur Erstellung und Erweiterung von Datensätzen dafür und schließlich zur Durchführung und Ergebnisinterpretation deterministischer Analysen zum Stör- und Unfallverhalten von KKW mit WWER-440 in Fortsetzung der Untersuchungen in den Vorläufervorhaben durchgeführt worden. Methodik und Instrumentarium zur Stör- und Unfallanalyse von angenommenen Ereignissen in den ausgewählten Anlagen mit Reaktoren dieses Typs sind vervollständigt und die Fähigkeiten der GRS ausgebaut worden,

bei konkreten Ereignissen auf vorliegende Ergebnisse zurückgreifen bzw. weitere deterministische Analysen zum Verhalten bei Stör- und Unfällen durchführen zu können.

Einen wichtigen Platz nahm in diesem Arbeitspaket der fachliche Austausch mit den osteuropäischen TSO-Partnerinstitutionen NRSC (Armenien) und SSTC NRS (Ukraine) ein, die einerseits anlagenspezifische Daten zur Verfügung stellten und andererseits eigene Rechnungen mit den GRS-Codes und mit anderen Rechenprogrammen für den Ergebnisvergleich durchführten. In den Untersuchungen kamen die neuesten Versionen des AC²-Programmpaketes inklusive der Entwicklerversionen zur Anwendung. Referenzanlagen für die Analyse der postulierten Stör- und Unfallszenarien waren die KKW Armenien, Block 2, und Riwne, Blöcke 1 und 2 (Ukraine). Zusätzlich wurden Arbeiten in Kooperation mit der tschechischen TSO SURO in das Vorhaben aufgenommen, die sich auf das Referenz-KKW Dukovany, Blöcke 1 bis 4, bezogen.

Am Beispiel des KKW Armenien, Block 2, wurden für WWER-440-Anlagen der älteren Generation mit Unterstützung von NRSC Daten zu Modernisierungsmaßnahmen (insbesondere das Notkühlsystem und das Sprühsystem betreffend) in die COCOSYS-Datensätze implementiert und damit ein Auslegungsstörfall und ein Unfallszenario analysiert. Im Mittelpunkt stand die Berechnung von Parametern im Störfalllokalisierungssystem (SLS) wie Druck, Temperatur und Wasserstoffkonzentration in den SLS-Räumen. Ergänzend dazu wurde die Freisetzung von Spaltprodukten, die Schmelze-Beton-Wechselwirkung und deren Modellierung in COCOSYS während Unfallszenarien mit schwerem Kernschaden untersucht. Ein wichtiges Element dieser wissenschaftlichen Arbeiten waren Nachrechnungen zum Experiment T1 an der slowakischen Versuchsanlage HYDRO-1. Sie dienten der Validierung des COCOSYS-Codes hinsichtlich der Modellierung der Sumpfvorstopfung durch Isolationsmaterial. Die Ergebnisse dieser umfangreichen Untersuchungen legen nahe, dass die Funktionslogik der modernisierten Sicherheitssysteme eine Schlüsselrolle bei der Beherrschung von Störfällen und der Milderung der Auswirkungen von Unfällen mit schwerem Kernschaden spielt. Die Modellierung des Sprühsystems und die anschließende Prüfung der Ergebnisse auf Plausibilität stellen eine solide Basis für künftige Analysen dar. Da die Modernisierung der untersuchten Sicherheitssysteme noch nicht abgeschlossen ist, kommt auch in Zukunft der Adaption der Datensätze und ihrer Anwendung in Analysen zur Bewertung der Effektivität der Sicherheitserüchtigungsmaßnahmen im KKW Armenien-2 eine wichtige Rolle zu.

Abläufe von postulierten Unfällen in KKW mit WWER-440/213, d. h. in Anlagen der neueren Generation, sind mit ATHLET-CD und COCOSYS für die ukrainische

Referenzanlage Riwne, Blöcke 1 und 2, untersucht worden. Der Schwerpunkt der Unfallanalysen mit der COCOSYS-Version 3.0.1 lag auf der Untersuchung der Wirksamkeit zusätzlich installierter passiver Rekombinatoren zur Verhinderung von Wasserstoffbränden. Die hierfür notwendigen Daten wurden zusammengetragen, mit den Fachkollegen des SSTC NRS diskutiert und in die COCOSYS-Datensätze implementiert. Die Rechnungsergebnisse sind plausibel. Im angenommenen Installationskonzept werden Mängel in der Verteilung der Rekombinatoren sichtbar. Für das KKW Riwne steht die Entscheidung über die Installation weiterer Rekombinatoren im SLS noch aus. Mit dem entwickelten und ausgetesteten COCOSYS-Modell ist die Fortsetzung der Analysen nach Vorlage der Modernisierungsdetails mit verhältnismäßig wenig Aufwand möglich.

Mit ATHLET-CD wurde die Wirksamkeit der Modernisierungsmaßnahme zur langfristigen Notkühlung eines maximal beladenen Brennelement-Lagerbeckens im KKW Riwne-1/2 bei Ausfall des Kühlsystems untersucht, wobei Notfallmaßnahmen zur Beckenkühlung Berücksichtigung fanden. Die Ergebnisse der Unfallanalyse zeigen die Möglichkeit, mit ATHLET-CD Unfallszenarien in BE-Lagerbecken von KKW mit WWER-440 adäquat zu modellieren und plausible Ergebnisse zu erhalten. Die Anwendung der neuen Codeversion 3.2.1 wies im Vergleich zur vorherigen Version 3.1A eine bessere Stabilität aus.

Ein seit langem angestrebtes Ziel in der Anwendung von ATHLET-CD auf WWER-440-Reaktoren war eine adäquate und realistischere Modellierung der Spezifik des Reaktorkerns mit kombinierten Brennstoff-Absorber-Elementen. Mit dem jüngst entwickelten Modell können nun auch die Kernzerstörungsprozesse der in den unteren Bereich des Reaktors abgesenkten Brennelemente inkl. Spaltproduktfreisetzung und Nuklidinventarverhalten abgebildet werden. Im Rahmen des Vorhabens wurde mit diesem Modell exemplarisch ein Unfallszenario mit totalem Stromausfall analysiert. Die Ergebnisse zeigen im Vergleich zum bislang für WWER-440 genutzten Standardmodell für Druckwasserreaktoren wesentliche Unterschiede. Das neue Modell zur Simulation der Prozesse im Kern von WWER-440 liefert plausiblere Resultate, was an der Dampfproduktion und der Wasserstoffgeneration demonstriert werden konnte. In Zukunft wird weiter an der im Vorhaben begonnenen Kopplung von ATHLET-CD mit COCOSYS für die Untersuchung von Unfallszenarien in KKW mit WWER-440 geforscht werden. Hierbei aufgetretene Fragen konnten bislang nicht in vollem Umfang gelöst werden.

Kooperationsthemen mit der tschechischen TSO SURO waren das Erfassen relevanter Informationen zum aktuellen Modernisierungsstand des KKW Dukovany, Blöcke 1 bis 4,

sowie der Informationsaustausch und Diskussionen zur codebasierten Methodik in deterministischen Sicherheitsanalysen für dieses Kraftwerk.

Es ist vorgesehen, im Folgevorhaben die Zusammenarbeit mit den Fachkollegen von NRSC, SSTC NRS und SURO zur Untersuchung von Stör- und Unfallabläufen in KKW mit WWER-440 unter Anwendung der GRS-Codes des Programmpaketes AC² sowohl im Stand-alone-Modus als auch in der gekoppelten Version fortzusetzen.

Arbeitspaket 2: Generische Unfallanalysen mit AC² zu Kernkraftwerken mit Reaktoren des Typs WWER-1000

Dieses Arbeitspaket beinhaltet die Vorbereitung und Durchführung von Analysen zu den komplexen Prozessen, die in Kernkraftwerken mit WWER-1000 während eines postulierten Unfalles mit Versagen des Reaktordruckbehälters (RDB) ablaufen. Hierfür kam das Programmpaket AC² mit seinen Bestandteilen ATHLET, ATHLET-CD und COCOSYS zur Anwendung. Phänomenologische Schwerpunkte dieser Analysen bildeten die Kernschmelzeausbreitung im Containment und die Wechselwirkungen zwischen dem Containmentbeton und der Schmelze mit Blick auf die Notfallmaßnahme zur Druckentlastung des Containments (Venting) in den Referenzanlagen KKW Kosloduj-5/6 (Bulgarien) und Saporischschja-1 (Ukraine). An diesen Forschungsarbeiten waren Wissenschaftler der bulgarischen Expertenorganisation ENPRO und der ukrainischen TSO SSTC NRS beteiligt, die u. a. die Anlagendetails zu den Referenz-KKW beitrugen und eigene Analysen mit COCOSYS und dem US-amerikanischen Code MELCOR durchführten.

Für das KKW Saporischschja, Block 1, wurden gemeinsam mit SSTC NRS ein im Vorläufervorhaben entwickelter COCOSYS-Datensatz an die Codeversionen 3.0.1 und 3.1 adaptiert und spezifische Daten zur Anlagengeometrie implementiert. Unter Anwendung des modifizierten Datensatzes, der durch ein 97-Zonen-Modell charakterisiert ist, wurden COCOSYS-Variantenrechnungen zum postulierten Unfallszenario mit Kühlmittelverluststörfall bei gleichzeitigem totalen Stromausfall durchgeführt, in denen insbesondere der Druckaufbau und die Wasserstoffkonzentration im Containment analysiert wurden. Im Ergebnis der Untersuchungen wurde festgestellt, welche Randbedingungen und Phänomene einen wesentlichen Beitrag zum langzeitigen Druckaufbau im Containment während der Ex-vessel-Phase leisten. Unter den für das KKW Saporischschja gegebenen Bedingungen wird ca. 22 Stunden nach Unfalleintritt der Ansprechdruck für das Containment-Venting erreicht. Insgesamt verdeutlicht und untermauert die vorliegende

Analyse die Bedeutung von Notfallmaßnahmen wie der gefilterten Druckentlastung und der Installation und Verwendung von Wasserstoff-Rekombinatoren zur Unfallfolgenminderung und betont bei der Bewertung von Unfallszenarien die Notwendigkeit einer sorgfältigen Herangehensweise an die Nodalisierung des Containments sowie an die Modellierung von Energieeinspeisung und von Durchschmelzkriterien bei der Betonerosion.

Der Aufgabenstellung entsprechend wurde für das Referenzkraftwerk Kosloduj, Blöcke 5 und 6, mit COCOSYS 3.1 das gleiche Unfallszenario wie für die ukrainische Anlage untersucht, wobei der Fokus auf der Simulation von zwei Kernschmelzepools und von Prozessen der Betonerosion lag. Hervorzuheben ist hierbei die detailgetreue Abbildung der Geometrie der Bodenflächen zur Berechnung der Wassermassen im unteren Bereich des Containments. Sie basierte auf Informationen, die mit Unterstützung von ENPRO zusammengetragen wurden. Der aktuelle, adaptierte COCOSYS-Datensatz für das KKW Kosloduj-5/6 umfasst 35 Zonen. Untersucht wurden damit neben dem Druckaufbau im Containment die Erosion des Betons in Wechselwirkung mit der nach dem RDB-Versagen austretenden Kernschmelze, der Massenübertrag zwischen den zwei modellierten Schmelzepools und die Wasserüberdeckung der Schmelze nach Eintritt in den zweiten Schmelzepool. Hierbei festgestellte Unstimmigkeiten und Ungenauigkeiten sollen Gegenstand des Folgevorhabens werden.

In Übereinstimmung mit der Zielsetzung des AP 2 wurden die Ergebnisse der COCOSYS-Rechnungen für beide Referenzanlagen gegenübergestellt. Die im Vorläufervorhaben festgestellten Diskrepanzen in den Druckverläufen treten nun nicht mehr auf. In der Rechnung für das KKW Kosloduj wird der Ansprechdruck für die Druckentlastung des Containments ca. 4,5 Stunden später erreicht als für die ukrainische Anlage. Generell lässt sich aus den vorliegenden Analysen schlussfolgern, dass die in COCOSYS verfügbaren Modelle für die Simulation von Unfällen mit RDB-Versagen für KKW mit WWER-1000/320 anwendbar sind und belastbare Ergebnisse liefern.

Ergänzt wurden die Unfalluntersuchungen zu KKW mit WWER-1000 durch eine Quelltermabschätzung mit ATHLET-CD bei postuliertem langzeitigen Kühlungsausfall des Brennelement-Lagerbeckens. Diese Aufgabe stand in enger Verbindung mit den kriegesischen Handlungen Russlands im Frühjahr 2022 rund um das KKW Saporischschja. Unter teils hochkonservativen Annahmen wurde die Radioaktivität der in die Umgebung des KKW austretenden Nuklide quantifiziert. Die Ergebnisse dieser Abschätzungen weisen abhängig von den gewählten Randbedingungen große Unterschiede aus. Es ist

vorgesehen, die Ursachen dieser Differenzen in Zukunft genauer zu untersuchen.

Arbeitspaket 3: Bewertung, Codeadaption und Stör- und Unfallanalysen mit AC² zu Kernkraftwerken mit Reaktoren des Typs WWER-1200

Das Arbeitspaket AP 3 des Projektes beinhaltete die weitere Erforschung und Bewertung von Prozessen in KKW der Generation 3+. Die Arbeiten waren unterteilt in bewertungsmethodologische Aktivitäten, anlagenspezifische Modellverifikation, -validierung und Pilotanwendung sowie Vorbereitung, Durchführung und Auswertung deterministischer Stör- und Unfallanalysen mit dem COCOSYS-Code.

Auf Basis der Ergebnisse einer Literaturrecherche nach relevanten internationalen Richtlinien und Empfehlungen der IAEO, WENRA und OECD/NEA wurde eine Bewertungsmethodik für Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit WWER-1200 mit Fokus auf das Containment erarbeitet. Diese Methodik kam in einer exemplarischen Einschätzung auf Vollständigkeit der in einem Sicherheitsbericht gegebenen Informationen zu Unfällen mit schwerem Kernschaden für das Containment zur Anwendung. Es wurde eine Reihe offener Punkte identifiziert, die im Sicherheitsbericht adressiert werden sollten, um den internationalen Richtlinien und Empfehlungen vollständig nachzukommen.

Ein zweiter Schwerpunkt im AP 3 waren Arbeiten zur Adaption, Verifikation und Validierung des GEKO-Modells in COCOSYS, in deren Ergebnis ein verbessertes und erweitertes Modell vorliegt, das nun auch für senkrecht angeordnete Wärmetauscher wie im Containment-Kühlsystem PHRS-C in WWER-1200/491 anwendbar ist. Das erweiterte Modell kam in einer Pilotanalyse für das PHRS-C zur Anwendung. Die implementierten Modifikationen werden in der nächsten Release-Version des GRS-Programmpaketes AC²-2023 enthalten sein. Zur weiteren Verbesserung des GEKO-Modells wurden zwei Punkte identifiziert, die im Rahmen der durch das BMUV geförderten COCOSYS-Entwicklung weiterverfolgt werden sollten.

Der abschließende Schwerpunkt der Arbeiten im AP 3 bestand in der Vorbereitung, Durchführung und Auswertung von Stör- und Unfallanalysen mit dem erweiterten GEKO-Modell in COCOSYS.

In einer Variantenrechnung zum Unfallszenario mit Doppelendbruch der Druckhalterverbindungsleitung DN346 bei gleichzeitigem totalen Stromausfall wurde das verbesserte GEKO-Modell zur Simulation der Prozesse im PHRS-C eines WWER-1200/491-

Containments eingesetzt. Hierbei kam insbesondere ein Datensatz mit detaillierter Nodalisierung, der primäres und sekundäres Containment von KKW mit WWER-1200/491 durch insgesamt 48 Zonen abbildet, zur Anwendung. Die Analyse der Prozesse im Containment zeigt, dass das PHRS-C bereits innerhalb von 6 000 Sekunden, die zur in-vessel-Phase des Unfalls gehören, einen signifikanten Einfluss auf das Druck- und Temperaturverhalten in der Containment-Atmosphäre hat. Die Simulation des Langzeitverhaltens eines Unfallszenarios mit ex-vessel-Phase ist nun bei Vorhandensein der entsprechenden Massen- und Energieeintrittsraten möglich, da das GEKO-Modell im Ergebnis der Modellerweiterung auch das Sieden in den Wärmetauscher- und Auslassrohren berechnen kann.

In einer weiteren Anlagenrechnung mit COCOSYS wurde der Einfluss des passiven Wärmeabfuhrsystems PHRS-C während des postulierten Auslegungstörfalles „Doppelendbruch einer Hauptkühlmittelleitung mit Ausfall der internen und externen Stromversorgung“ analysiert. Massen- und Energieeintrittsraten sind Ergebnisse einer aktuellen ATHLET-Analyse. Erwartungsgemäß ist die Wärmeabfuhr aus dem Containment durch das PHRS-C wesentlich geringer als beim Unfallszenario. Die Auslegungsgrenzwerte des Containments werden bei diesem Szenario auch ohne Berücksichtigung dieses Systems eingehalten.

Durch die erfolgten Untersuchungen mit COCOSYS und die daraus resultierenden Ergebnisse ist einerseits das Spektrum an Kernkraftwerkstypen, die von der GRS mit den eigenen Codes analysiert werden können, breiter geworden. Andererseits wurde durch die Forschungsarbeiten am GEKO-Modell die Basis der für Unfallanalysen verifizierten und validierten Modelle in AC² vervollständigt.

Arbeitspaket 4: Zusammenstellung und Aufbereitung von Informationen zur Umsetzung der Erfahrungen aus der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi auf Kernkraftwerke mit WWER in Osteuropa

Das Arbeitspaket 4 war auf die Zusammenstellung und Aufbereitung von Informationen zu ausgewählten Sicherheitsertüchtigungsmaßnahmen in KKW der Baureihe WWER-440 ausgerichtet. Der Fokus lag auf Maßnahmen, die aus der Umsetzung der Erfahrungen der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi resultieren. Diese Arbeiten erfolgten in Kooperation mit den atomrechtlichen Behörden und TSOs der Ukraine und Armeniens für die Referenzkraftwerke Riwne-1/2 und Armenien-2. Darin eingeschlossen waren sowohl eine Analyse relevanter Modifikationen im ukrainischen kerntechnischen

Regelwerk als auch die Einschätzung der durchgeführten Maßnahmen, gespiegelt an internationalen Standards und Vorgaben.

Im Zuge der Arbeiten wurden Informationen zur Harmonisierung des ukrainischen Regelwerkes mit den WENRA-Referenzlevels für KKW aus dem Jahr 2021 zusammengetragen und aufbereitet. Schlussfolgerungen zur Übertragbarkeit der hierbei gewonnenen Erkenntnisse auf das KKW Armenien-2 wurden gezogen. Von den insgesamt 162 Anforderungen in den WENRA-Referenzlevels sind im Ergebnis der Selbstbewertung und deren internationalen Peer Reviews im ukrainischen kerntechnischen Regelwerk 58 nicht oder nicht vollständig erfüllt. Ein Aktionsplan zur Harmonisierung des Regelwerkes liegt vor und wird periodisch aktualisiert. 5 der 19 WENRA-Referenzlevel sind im Rahmen des Vorhabens bezüglich ihrer Berücksichtigung im Regelwerk der Ukraine einer genaueren Prüfung unterzogen worden. Einer der Schwerpunkte hierbei war das Referenzlevel LM „Emergency Operating Procedures and Severe Accident Management Guidelines“.

Parallel zur Harmonisierung mit den WENRA-Anforderungen wurde die Angleichung des ukrainischen Regelwerkes an die EU-Richtlinien zur nuklearen Sicherheit, zur Entsorgung radioaktiver Abfälle und zum Strahlenschutz analysiert.

Informationen zum Umsetzungsstand ausgewählter Maßnahmen zur Sicherheitsertüchtigung für das KKW Riwne-1/2 wurden mit Unterstützung der ukrainischen Fachkollegen zusammengetragen und eine erste Einschätzung ihrer Wirksamkeit und Effektivität durchgeführt. Zu diesen Maßnahmen zählen die Implementierung eines Systems zur Wasserstoffüberwachung im SLS, die Erstellung einer Machbarkeitsstudie zur Lokalisierung der Kernschmelze im RDB, die Implementierung eines Systems zur RDB-Außenkühlung und die Erarbeitung und Implementierung von Maßnahmen zur Senkung der Wasserstoffkonzentration im SLS bei Unfällen. Die Komplexität des Modernisierungsprozesses in den ukrainischen KKW wird durch die Überlappung von Maßnahmen des Modernisierungsprogrammes CCSUP mit Maßnahmen des Nationalen Aktionsplanes noch weiter erhöht.

Für das KKW Armenien-2 wurde ebenfalls für ausgewählte Modernisierungsmaßnahmen der Stand ihrer Umsetzung erfasst und gemeinsam mit der armenischen TSO NRSC die Wirksamkeit und Effektivität dieser Maßnahmen bewertet. Hierbei wurde die Umsetzung des armenischen Nationalen Aktionsplanes einer cursorischen Überprüfung unterzogen. Konkret wurde u. a. auf die folgenden Maßnahmen eingegangen: das

Glühen des RDB, die Verbesserung der SLS-Dichtheit, die Entwicklung von Störfallprozeduren und Handlungsempfehlungen bei Unfällen, die Modernisierung des Kernnotkühlsystems und des Sprühsystems im SLS, die Analyse der Wasserstoffgeneration und Maßnahmen zur Beschaffung und Implementierung von Systemen zur Begrenzung und Milderung von Unfallfolgen (wie passive autokatalytische Rekombinatoren) sowie die RDB-Außenkühlung.

Arbeitspaket 5: Anlagenstilllegung und -rückbau

Im Rahmen der Bearbeitung des AP 5 hat die GRS Informationen zu Stilllegungsprojekten, zu bei der Stilllegung anfallenden Reststoffen und zu den damit verbundenen Sicherheitsanforderungen in Armenien, Bulgarien und der Ukraine in Kooperation mit Institutionen aus diesen drei Ländern gesammelt und aufbereitet. Darin eingeschlossen waren exemplarische Untersuchungen und Berechnungen zu Fragen des Strahlenschutzes.

Basis der Arbeiten zum Umgang mit Reststoffen bei Wiederverwendung, Rezyklierung und Entsorgung war eine Dosisabschätzung für ausgewählte, stillgelegte Anlagen zur Uranförderung in Bulgarien. Sie wurde von der GRS in Bezug auf Plausibilität und Nachvollziehbarkeit bewertet und die Empfehlung abgeleitet, diese Abschätzung zu überarbeiten.

Im Ergebnis von Recherchen der GRS zur Erstellung von Dosisabschätzungen wird die Nutzung des Rechenprogrammes NORMALYSA vorgeschlagen. Hiermit wurden Testrechnungen durchgeführt, deren Ziel es war, eine nachvollziehbare und modifizierbare Berechnungsgrundlage für Dosisabschätzungen zu erstellen, deren Ergebnisse auch mit den Resultaten der bulgarischen Abschätzungen direkt verglichen werden können.

In Gesprächen mit den armenischen Partnerorganisationen zur Verbesserung des Strahlenschutzes wurde das Management von bei der Stilllegung anfallenden Reststoffen behandelt und über die Anforderungen der Euratom an die Inventarisierung von radioaktiven Abfällen und sonstigen Reststoffen informiert.

Der Fokus bei der Stilllegung anderer strahlenschutztechnisch relevanter Anlagen, wie z. B. Anlagen des RADON-Typs, lag auf zwei ähnlichen Lagerstandorten dieses Typs in der Ukraine und in der Republik Moldau. Die hierzu vorliegenden Sicherheitsbewertungen wurden analysiert und mit den Empfehlungen der IAEO verglichen. In diesem

Zusammenhang wurde der Stand der Sanierungsarbeiten an einer Anlage des RADON-Typs in Bulgarien mit der bulgarischen atomrechtlichen Behörde BNRA diskutiert. Im Ergebnis der Arbeiten sind u. a. weitere Einschätzungen von historischen radioaktiven Hinterlassenschaften in europäischen Ländern mit möglichen radiologischen Auswirkungen auch auf Territorien außerhalb der Anlagengelände möglich. Die Ansätze zur Sicherheitsbewertung einer möglichen Endlagerung radioaktiver Abfälle, die vorgeschlagene Methodik und die damit verbundene individuelle Dosisabschätzung wurden analysiert und mit internationalen Empfehlungen, wie z. B. der IAEQ, verglichen.

Auf der Grundlage der durchgeführten Arbeiten sind weitere Bewertungen des Umgangs mit umschlossenen Strahlenquellen, die Entwicklung entsprechender Vorschriften und die weitere Festlegung von Abfallannahmekriterien für Endlager möglich. Dies könnte im Hinblick auf die radiologischen Auswirkungen auch für die Definition von Umgangsmöglichkeiten mit derartigen Strahlenquellen in Deutschland von Bedeutung sein.

7.3 Fazit

Das Vorhaben leistete einen wesentlichen Beitrag zur Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit in Europa und über die Grenzen Europas hinaus. Es war mit den Arbeitspaketen 1 bis 5 fachlich breit angelegt und bot damit zum einen die Möglichkeit der Verzahnung der verschiedenen Fachgebiete und der komplexen Betrachtung von Problemkreisen. Zum anderen werden die Forschungsergebnisse der GRS-Mitarbeiter durch die in der Kooperation erzielten Resultate aus Untersuchungen der involvierten ausländischen Experten ergänzt, die zudem wesentliche technische Details der in ihren Ländern betriebenen Anlagen beisteuerten.

Für die beschriebenen Untersuchungen zu KKW mit WWER ist das Vorliegen einer Vielzahl aktueller Anlagendaten sowie von Informationen zu sicherheitsertüchtigenden Maßnahmen, Störfallprozeduren und Handlungsempfehlungen bei Unfällen Voraussetzung. Diese Daten und Informationen auf dem aktuellen Stand zu halten, um z. B. Modelladaptionen in den Codes implementieren oder cursorische Einschätzungen vornehmen zu können, verlangt eine kontinuierliche Zusammenarbeit mit den Experten der Betreiberländer, für die das Projekt INT KoNuS die notwendigen Rahmenbedingungen geboten hat.

Durch die im Vorhaben gewonnenen Erkenntnisse und Ergebnisse komplettiert die GRS ihr Instrumentarium und ihr Know-how, um für alle in Betrieb befindlichen KKW mit WWER unabhängige Analysen und Einschätzungen auf qualitativ hohem Niveau durchführen zu können.

Literaturverzeichnis

- /ARN 23/ Arndt, S., Wolff, H., Zert, J.: Erweiterung des GEKO-Modells in COCO-SYS zur Simulation des passiven Wärmeabfuhrsystems PHRS-C in KKW mit WWER-1200/491, Modellvalidierung an einem PASI-Versuch und Anwendungen des Modells in Stör- und Unfallanalysen, Technische Notiz GRS-V-4720I01512-2/2023, GRS Berlin, Februar 2022.
- /ARN 23a/ Arndt, S., Wolff, H., Zert, J., Bakalov, I.: Bewertungsmethodik, Code-adaption und Stör- und Unfallanalysen mit AC² zu KKW mit WWER-1200/491, Technische Notiz GRS-V-4720I01512-4/2023, GRS Berlin, April 2022.
- /BAK 21/ Bakalov, I.: Diskussion zur Modellierung des Reaktorkerns für Anlagen mit WWER-440, Präsentation auf der GRS-internen Videokonferenz, GRS, 2. August 2021.
- /BAK 23/ Bakalov, I., Zert, J., Wolff, H., Arndt, S.: COCOSYS accident analyses for NPP Armenia-2 under consideration of ECCS and spray system modernisation, Technical Note GRS-V-4720I01512-1/2023, GRS Berlin, June 2023.
- /BAK 23a/ Bakalov, I., Wolff, H., Arndt, S.: Analysen mit COCOSYS 3.1 zu einem postulierten Unfallszenario im KKW Kosloduj-5/6 (WWER-1000/320), Technische Notiz GRS-V-4720I01512-5/2023, GRS Berlin, März 2023.
- /CON 20/ Validation of the sump clogging model in COCOSYS and severe accident analysis for ANPP SAMG assessment, Contract between Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH and Nuclear and Radiation Safety Centre (NRSC) of Armenian Nuclear Regulatory Authority 4720I01512 – 845517/01 – UA-3587, December 2020.

- /CON 21/ Application of ATHLET-CD and COCOSYS for investigation of severe accident phenomena for WWER-440 and WWER-1000, Contract 4720I01512 – 845517/01 – UA-3591 between Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH and State Enterprise “State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety”, (SSTC NRS), March 2021.
- /CON 21a/ Investigation with COCOSYS of a severe accident scenario with LB LOCA & SBO for the Kozloduy NPP, units 5 and 6, Contract 4720I01512 – 845517/02 – UA-3593 between Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH and ENPRO Consult Ltd, March 2021.
- /CON 22/ Safety case and safety analysis for the management of radioactive waste resulting from the implementation of remediation activities up to its disposal at near-surface disposal facilities, Contract 4720I01512 – 845517/05 – UA-3646 between Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH and State Enterprise State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety (SSTC NRS), June 2022.
- /EBM 22/ Ebertz, M., Wolff, H., Arndt, S.: Review of documents on the PASI test facility, creation of a COCOSYS input deck and results of post-test calculations, Technical Note GRS-V-4720I01512 – 6/2022, GRS Berlin, November 2022.
- /ENP 23/ Investigation with COCOSYS of a severe accident scenario with LB LOCA & SBO for the Kozloduy NPP, units 5 and 6, ENPRO report DTR-ENPR-2531, Sofia, March 2023.
- /GAV 23/ Gavrilenko-Reiprich, T., Berthold, A.: Überblick zum aktuellen Stand der Regelwerksharmonisierung und ausgewählter Modernisierungsmaßnahmen in Anlagen mit WWER-440 am Beispiel der KKW Riwne-1/2 und Armenien-2, Technical Note GRS-V-4720I01512-11/2023, GRS Berlin, Juni 2023.

- /GRS 14/ Wolff, H.: Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit den Technical Safety Organisations und atomrechtlichen Behörden zur nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken sowie Einschätzung nuklearer Risiken in Osteuropa, GRS-359, September 2014, ISBN 978-3-944161-40-2.
- /GRS 16/ Wolff, H.: Wissenschaftlich-Technische Zusammenarbeit (WTZ) mit ausländischen (insbesondere in Europa und INSC-Partnerstaaten) atomrechtlichen Behörden und deren Sachverständigenorganisationen zur nuklearen Sicherheit in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke und zur Konzeptbewertung von Generation-3⁺-Anlagen, Abschlussbericht, GRS 446, September 2016, ISBN 978-3-946607-28-1.
- /GRS 20/ Wolff, H. et al.: Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit den atomrechtlichen Behörden und deren Sachverständigenorganisationen zur nuklearen Sicherheit in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke und zur Konzeptbewertung von Anlagen mit Reaktoren der Generation 3+ in Europa und ausgewählten Partnerländern (INT KoNuS), Abschlussbericht, GRS 593, Juni 2020, ISBN 978-3-947685-79-0.
- /GRS 90/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, Sicherheitsbeurteilung des KKW Greifswald, Block 1 – 4, GRS-77, Juni 1990.
- /HOL 23/ Hollands, T.: Application of the VVER-440 model of ATHLET-CD on an SBO scenario for NPP Rivne-1/2, Technical Note GRS-V-4720I01512-8/2023, GRS Berlin, June 2023.
- /INS 20/ Project No. INSC U3.01/14 and 15 (UK/TS/51 to 57), Task 4 report, Enhancement of the national regulatory framework in process of implementation of the revised WENRA reference levels, Riskaudit Report No. 2519, August 2020.
- /KKW 82/ Sterman L. S., Tewlin, S., Scharrow, A.: Wärme- und Kernkraftwerke (in Russisch), Moskau, Energoisdat 1982.

- /KON 20/ Köllein, C., Arndt, S.: Improvement of ATHLET-CD and COCOSYS input decks for NPP Rivne-1 (WWER-440/213) and performance of stand-alone and coupled calculations, GRS-V-4716I01512 - 4/2020, GRS Berlin, June 2020.
- /KUC 21/ Kuchler, L.: Kurzbericht über die Teilnahme an der KONTEC 2021 14. Internationales Symposium „Konditionierung radioaktiver Betriebs- und Stilllegungsabfälle“ einschließlich 14. Statusbericht des BMBF „Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen“, 25.-27. August 2021, Internationales Congress Center Dresden, Kurzbericht GRS-V-4720I01512-2/2021, GRS Berlin, Dezember 2021.
- /KUC 22/ Kuchler, L., Ebertz, M., Purat, W.: Review of the Safety Assessment of a Near Surface Disposal Facility “Kyiv Site” and Comparison to the Safety Assessment of a similar Facility, Technical Note GRS-V-4720I01512-3/2021, GRS Berlin, March 2022.
- /KUC 23/ Kuchler, L.: Management of sealed ionising sources including possible disposal in Ukraine, Technical Note GRS-V-4720I01512-3/2023, GRS Berlin, June 2023.
- /KUC 23a/ Kuchler, L.: Anlagenstilllegung und -rückbau von KKW und strahlenschutztechnisch relevanten Einrichtungen in Mittel- und Osteuropa, Technische Notiz GRS-V-4720I01512-12/2023, GRS Berlin, June 2023.
- /LUT 18/ Kouhia, V. et al.: General description of the PASI test facility, second edition, INTEGRA 5/2018, Lappeenranta-Lahti University of Technology, 05.12.2018.
- /MIN 20/ Minutes of the Project Meeting (video conference) between GRS and NRSC on Work Package 1 of INT KoNuS, October 28, 2020, Berlin – Yerevan.
- /MIN 20a/ Minutes of the Project Meeting (video conference) between GRS and ENPRO on Work Package 2 of INT KoNuS, November 2, 2020, Berlin – Sofia.

- /MIN 20b/ Minutes of the Project Meeting (video conference) between GRS and SSTC NRS on Work Packages 1 and 2 of INT KoNuS, November 5, 2020, Berlin – Kiev.
- /MIN 20c/ Minutes of the Project Meeting (video conference) between GRS and SSTC NRS on Work Package 5 of INT KoNuS, November 16, 2020, Berlin – Kyiv.
- /MIN 21/ Minutes of the Project Meeting (video conference) between GRS and NRSC on Work Package 1 of INT KoNuS, February 2, 2021, Berlin – Yerevan.
- /MIN 21a/ Minutes of the Project Meeting (video conference) between GRS and ENPRO on Work Package 2 of INT KoNuS, May 25, 2021, Berlin – Sofia.
- /MIN 21b/ Minutes of the Project Meeting between GRS and NRSC on Work Package 4 of INT KoNuS, August 3/4, 2021, NRSC Yerevan.
- /MIN 21c/ Minutes of the Project Meeting between GRS and SSTC NRS on Work Packages AP 1, 2 & 4, August 11, 2021, SSTC NRS Kyiv.
- /MIN 21d/ Minutes of the Project Meeting between GRS and SSTC NRS on Work Package 5, September 7-9, 2021, SSTC NRS Kyiv.
- /MIN 21e/ Minutes of the Project Meeting between GRS and SSTC NRS on Work Packages AP 1 & 2, December 8, 2021, GRS Berlin.
- /MIN 22/ Minutes of the Project Meeting (video conference) between GRS and NRSC on Work Package AP 1, January 19, 2022, Berlin – Yerevan.
- /MIN 22a/ Minutes of the Project Meeting (video conference) between GRS and NRSC on Work Package AP 1, May 20, 2022, Berlin – Yerevan.
- /MIN 22b/ Minutes of the Project Meeting between GRS and NRSC on Work Packages 1, 4 and 5 of INT KoNuS, October 25-27, 2022, NRSC Yerevan.

- /MIN 22c/ Minutes of the Project Meeting between GRS and ENPRO on Work-Package 2 of INT KoNuS, November 11, 2022, GRS Berlin.
- /MIN 22d/ Minutes of the Project Meeting between GRS and NRSC on Work-Package 1 of INT KoNuS, December 21, 2022, GRS Berlin.
- /MIN 22e/ Minutes of the Project Meeting between GRS and NRSC on Work-Package 5 of INT KoNuS, December 21, 2022, GRS Berlin.
- /MIN 23/ Minutes of the Project Meeting between GRS and SURO on Work-Package 1 of INT KoNuS, April 26, 2023, GRS Berlin.
- /MIN 23a/ Minutes of the Project Meeting between GRS and SURO on Work-Package 2 of INT KoNuS, June 13, 2023, SÚJB Prague.
- /NAE 22/ Erfüllung des Komplexprogramms zur Sicherheitserhöhung der Kernkraftwerksblöcke in der Ukraine im 1. – 3. Quartal 2022 (in Ukrainisch: Виконання Комплексної (зведеної) програми підвищення безпеки енергоблоків атомних електростанцій України у I-III-му кварталах 2022 року), NAEK Energoatom, 2022.
- /NAP 21/ Updated National Action Plan upon Stress-Test Results, SNRIU, Kyiv, 2021.
- /NAP 22/ Betreiber des KKW Armenien: Zwischenstandsbericht zur Umsetzung der Sicherheitsertüchtigungsmaßnahmen des KKW Armenien-2 des Nationalen Aktionsplans (NACP), 2. Halbjahr 2022, Medzamor 2022.
- /NOR 18/ User's manual for NORMALYSA v.2.1, Description of Program Module Libraries, Mathematical Models and Parameters, July 2018.
- /RHW 22/ Stoppa, G., RHWG Chair, Reactor Harmonization Working Group (RHWG): RHWG Presentation to WENRA, WENRA Meeting on 5 and 6 April 2022.

- /RHW 23/ Routamo, T., RHWG Member for Finland, Reactor Harmonization Working Group (RHWG): RHWG Presentation to WENRA, WENRA Plenary on 4-6 April 2023.
- /ROS 21/ The VVER today: Evolution, Design, Safety: State Atomic Energy Corporation ROSATOM, Moscow, <https://www.rosatom.ru/upload/iblock/0be/0be1220af25741375138ecd1afb18743.pdf>.
- /SNR 20/ Report on Nuclear and Radiation Safety in Ukraine for 2020, https://snriu.gov.ua/storage/app/sites/1/uploaded-files/Доповідь_ЯРБ_2020_EN.pdf.
- /SST 23/ Application of ATHLET-CD and COCOSYS for investigation of severe accident phenomena for WWER-440 and WWER-1000, Task B report to Agreement No. 4720I01512 – 845517/01 – UA-3591, SSTC NRS Kyiv, June 2023.
- /SST 23a/ Evaluation of preliminary PARs capacity for management of hydrogen concentration under SA progression for WWER-440 reactors, Task A.1 report to Agreement No. 4720I01512 – 845517/01 – UA-3591, SSTC NRS Kyiv, June 2023.
- /SST 23b/ Investigation of SFP mobile pump efficiency for WWER-440 reactors, Task A.2 report to Agreement No. 4720I01512 – 845517/01 – UA-3591, SSTC NRS Kyiv, June 2023.
- /SST 23c/ Safety case and safety analysis for the management of radioactive waste resulting from the implementation of remediation activities up to its disposal at near-surface disposal facilities, Stage 2: Analysis of the possibilities to apply the general approach for Tsybuleve radwaste and Stage 3: Final Report, SSTC NRS, Kyiv, June 2023.
- /STS 11/ National Report on the Stress Tests for Nuclear Power Plants in Slovakia, Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic, 30.12.2011.

- /VER 20/ Fördervertrag 4720I01512 zwischen dem BASE und der GRS „Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit den atomrechtlichen Behörden und deren Sachverständigenorganisationen zur nuklearen Sicherheit in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke und zur Konzeptbewertung von Anlagen mit Reaktoren der Generation 3+“, GRS – BASE, Köln, 12.10.2020.
- /VKT 21/ Wolff, H.: Notizen und Erkenntnisse aus der TEAMS-Videokonferenz mit VTT (Finnland) zur möglichen Kooperation auf dem Gebiet der Sicherheitsbewertung von KKW mit WWER-1200, GRS Berlin, 12.5.2021.
- /VUE 10/ Soltesz, V. et al.: Head Loss Test Procedure, File No.: TES-VÚEZ-03 376/ANPP-08, Customer Armenian NPP, Technical Report, VUEZ a.s., January 2010.
- /WEN 08/ Western European Nuclear Regulators Association WENRA, WENRA Reactor Safety Reference Levels, January 2008.
- /WEN 14/ Western European Nuclear Regulators Association WENRA, Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors – update in relation to lessons learned from Tepco Fukushima Dai-ichi accident, 24.09.2014.
- /WEN 21/ Western European Nuclear Regulators Association WENRA, Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors – update in relation to lessons learned from Tepco Fukushima Dai-ichi accident, 17.02.2021.
- /WFF 20/ Wolff, H., Arndt, S.: COCOSYS investigations of severe accident management measures in plants with WWER-440/213 for hydrogen depletion by PARs, Technical Note GRS-V-4716I01512-15/2020, GRS Berlin, February 2020.
- /WFF 22a/ Wolff, H., Arndt, S.: Vorbereitung von COCOSYS-Analysen zu einem HYDRO-1 Experiment und Nachrechnung des Experimentes T1, Technische Notiz GRS-V-4720I01512-2/2022, GRS Berlin, Juni 2022.

- /WFF 22b/ Wolff, H.: COCOSYS investigations of postulated severe accidents in NPP Rovno-1/2 under consideration of additionally installed PARs, Technical Note GRS-V-4720I01512-1/2022, GRS Berlin, June 2022.
- /WFF 22c/ Wolff, H., Hollands, T., Stransky, S.: Abschätzung des Quellterms für einen postulierten, langzeitigen Kühlungsausfall des Brennelement-Lagerbeckens in KKW mit WWER-1000, Technische Notiz GRS-V-4720I01512-3/2022, GRS Berlin, Juni 2022.
- /WFF 22d/ Wolff, H.: Notizen zu Vorträgen und Diskussionen während des „Expert Meeting on Inspection and Assessment Practices“ am 11./12.10.2022 in Valec (Tschechien) sowie zum Walkdown im KKW Dukovany, Block 3, Technische Notiz GRS-V-4720I01512-5/2022, GRS Berlin, Oktober 2022.
- /WFF 23/ Wolff, H., Arndt, S., Hollands, T.: Status of selected modernization measures and results of severe accident analyses with ATHLET-CD and COCOSYS for NPP Rivne-1/2, Technical Note GRS-V-4720I01512-7/2023, GRS Berlin, June 2023.
- /WFF 23a/ Wolff, H.: Informationsaustausch mit SURO zu Sicherheitertüchtigungsmaßnahmen und zu deterministischen Unfallanalysen für KKW mit WWER-440/213, Referenzanlage Dukovany 1 – 4, Technische Notiz GRS-V-4720I01512-9/2023, GRS Berlin, Juni 2023.
- /WFF 23b/ Wolff, H., Arndt, S.: Informationsaustausch mit SURO zu Sicherheitertüchtigungsmaßnahmen und zu deterministischen Unfallanalysen für KKW mit WWER-1000/320, Referenzanlage Temelin-1/2, Technische Notiz GRS-V-4720I01512-10/2023, GRS Berlin, Juni 2023.
- /ZJO 23/ Zert, J., Bakalov, I., Wolff, H., Arndt, S.: Analysen mit COCOSYS 3.1 zu einem postulierten Unfallszenario im KKW Saporischschja-1 (WWER-1000/320), Technische Notiz GRS-V-4720I01512-6/2023, GRS Berlin, Mai 2023.

/ZJO 23a/ Zert, J., Wolff, H.: Recalculation to the PASI test NCE and GEKO model improvements, Appendix to Technical Note GRS-V-4720I01512-6/2022, GRS Berlin, March 2023.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	COCOSYS 3.1, KKW Armenien-2, Modellierung der Funktionslogik des modernisierten Sprühsystems	10
Abb. 2.2	Aufbau der slowakischen Versuchsanlage HYDRO-1 (auf Basis von /VUE 10/)	11
Abb. 2.3	COCOSYS 3.0.1, HYDRO-1-Versuchsanlage, aktualisiertes 5-Zonen-Modell zur Nachrechnung des Experiments T1	12
Abb. 2.4	COCOSYS 3.1, KKW Armenien-2, KMV 2F DN209, Massenstrom im vollständigen Rezirkulationsmodus des Sprühsystems	15
Abb. 2.5	COCOSYS 3.1, KKW Armenien-2, KMV 2F DN209 mit TSA, Variantenrechnung – mit und ohne verzögerte Zuschaltung des Sprühsystems, Massenstrom durch SLS-Undichtheit	16
Abb. 2.6	COCOSYS 3.0.1, KKW Riwne-1, 1F DN200 & TSA, H ₂ -Konzept mit 9 H ₂ -Rekombinatoren, berechnete Gasmischzustände in den Zonen des SLS	21
Abb. 2.7	ATHLET-CD 3.2.1, KKW Riwne-1/2, Kühlungsausfall im BE-Lagerbecken, Dampfanteil (VOID) 45 000 s nach Unfalleintritt	23
Abb. 2.8	ATHLET-CD, KKW mit WWER-440, TSA, Nodalisierung des neuen Kernmodells	26
Abb. 3.1	COCOSYS-Nodalisierungsschema für das Containment des KKW Saporischschja-1, 97-Zonen-Modell	35
Abb. 3.2	COCOSYS 3.1, KKW Saporischschja-1, KMV mit TSA und RDB-Versagen, Druck unter der Containment-Kuppel, Variante 1 ohne / Variante 2 mit Berücksichtigung von Aerosolen und Spaltprodukten	36
Abb. 3.3	COCOSYS 3.1, KNPP-5/6 & ZNPP-1, KMV 2F DN850 & TSA, Druck im Bereich unter der Containment-Kuppel	38
Abb. 3.4	Containment eines WWER-1000 mit Hauptkomponenten /KKW 82/	41
Abb. 3.5	KKW mit WWER-1000/320, Raumanordnung im unteren Containmentbereich, Stufe vor der Stahltür zur Reaktorgrube, Lage der zwei Schmelzepools	44
Abb. 3.6	COCOSYS-Nodalisierungsschema für das Containment des KKW Kosloduj-5/6, 35-Zonen-Modell	50

Abb. 3.7	COCOSYS 3.0.1, KNPP-5/6, 2F DN850 & TSA, Variante K1, Druck im Bereich unter der Containment-Kuppel (Zone-34)	51
Abb. 3.8	COCOSYS 3.0.1, KKW Kosloduj-5/6, 2F DN850 & TSA, Variante K2, Druck im Bereich unter der Containment-Kuppel (Zone-34).....	52
Abb. 3.9	Ergebnisse einer LAVA-Rechnung für ein KKW mit WWER-1000/320, Auszug aus der GRS-Präsentation auf dem Projektmeeting im Juni 2023 /MIN 23a/	55
Abb. 4.1	Schema der PASI-Versuchsanlage /LUT 18/	64
Abb. 4.2	COCOSYS-Nodalisation mit 6 Zonen für die PASI-Versuchsanlage	65
Abb. 4.3	COCOSYS 3.2dev, PASI-Versuchsanlage, NCE-Experiment, Vergleich der 6- und 8-Zonen-Modelle, abgeführte Wärmeleistung.....	66
Abb. 4.4	COCOSYS 3.2dev, PASI-Versuchsanlage, NCE-Experiment, Vergleich der 6- und 8-Zonen-Modelle, Druck im Versuchsbehälter.....	67
Abb. 4.5	COCOSYS, 42-Zonen-Nodalisation für das Containment von KKW mit WWER-1200/491 mit markierter Bruchzone	69
Abb. 4.6	COCOSYS, WWER-1200/491, Pilotanalyse KMV DN346 mit vereinfachter Nodalisation, Druck in der Containment-Kuppel	71
Abb. 4.7	COCOSYS, WWER-1200/491, Pilotanalyse KMV DN346 mit vereinfachter Nodalisation, gesamte durch GEKO absorbierte Energie	72
Abb. 4.8	Übersichtsschema zum Containment von KKW mit WWER-1200/491 (auf Basis von /ROS 21/)	74
Abb. 4.9	COCOSYS 3.2dev, WWER-1200/491, Unfallszenario KMV DN346, Druck in der Containment-Kuppel mit und ohne Berücksichtigung des passiven Wärmeabfuhrsystems	78
Abb. 4.10	COCOSYS 3.2dev, WWER-1200/491, Unfallszenario KMV DN346, durch das passive Wärmeabfuhrsystem PHRS-C abgeführte Energie bei vereinfachter (upscaled) und detaillierter Nodalisation	79
Abb. 5.1	Umsetzung der WENRA RLs in der Fassung von 2014 in die Regelwerke der WENRA-Länder, Stand: 01. Januar 2022	86
Abb. 5.2	Umsetzung der WENRA RLs in der Fassung von 2020 in die Regelwerke der WENRA-Länder, Stand: April 2023.....	87
Abb. 5.3	Schnitt durch den RDB eines WWER-440 mit Kennzeichnung der Schweißnähte /GRS 90/.....	105

Abb. 5.4	Auszug aus der Übersicht zu SAMGs für das KKW Armenien-2	108
Abb. 5.5	Prinzip der RDB-Außenkühlung	111
Abb. 6.1	Schema zum Analysekonzept „Quelle – Auswirkung“ des Rechenprogramms NORMALYSA /NOR 18/	118
Abb. 6.2	Bergung der „Well type“-Lager für ausgediente Strahlungsquellen in Tsebuleve /SNR 20/	120
Abb. 6.3	Oberflächennahes Endlager (ENSDF) in der Sperrzone von Tschernobyl mit zwei parallelen Abschnitten aus je 11 Stahlbetonmodulen /SNR 20/	121

Tabellenverzeichnis

Tab. 1.1	Meetings und Videokonferenzen mit den Institutionen der Partnerländer	3
Tab. 4.1	Varianten der Pilotanalyse zum Unfallszenario KMW 2F DN346 mit vereinfachtem Datensatz	70
Tab. 4.2	Wesentliche geometrische Daten und Auslegungsparameter zum Containment von KKW mit WWER-1200/491	75
Tab. 4.3	Varianten des Unfallszenarios KMW 2F DN346	77
Tab. 5.1	Auflistung der WENRA RLs in den Fassungen von 2014 und 2020	88
Tab. 5.2	Überblick zu den aktuell gültigen SAMGs für das KKW Riwne-1/2.....	89
Tab. 5.3	Umsetzung der ursprünglichen Sicherheitsertüchtigungsmaßnahmen im KKW Riwne-1/2, Stand: 30.09.2022 /NAE 22/	96
Tab. 5.4	Umsetzung der Post-Fukushima-Maßnahmen im KKW Riwne-1/2, Stand: 30.09.2022 /NAE 22/	96
Tab. 5.5	Umsetzungsfristen ausgewählter Maßnahmen im NAcP Armeniens, Stand Dezember 2022 /NAP 22/	104
Tab. 7.1	Arbeitsbeziehungen mit ausländischen Institutionen	123
Tab. 7.2	Stand der Arbeitsbeziehungen zu den Kooperationspartnern.....	124

Abkürzungsverzeichnis

AC ²	Programmsystem der GRS zur Reaktorsicherheitsbewertung; umfasst die Rechenprogramme ATHLET, ATHLET-CD und COCOSYS
AFP	Modul in COCOSYS zur Berechnung der Ausbreitung von Aerosolen und Spaltprodukten im Containment
ANRA	Armenische Behörde für nukleare Sicherheit (Armenian Nuclear Regulatory Authority)
AP	Arbeitspaket
ATHLET	GRS-Rechenprogramm zur Analyse thermohydraulischer Prozesse im Reaktorkühlkreislauf bei Störfällen und Transienten (Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten)
ATHLET-CD	GRS-Rechenprogramm zur Analyse von Prozessen im Reaktorkühlkreislauf bei Unfällen mit schweren Kernschäden (core damage: CD)
BASE	Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung
BAST	Havarieborbehälter (Boron Acid Solution Tank)
BCNRS	TSO der belarussischen Behörde für nukleare Sicherheit (Belarusian Center for Nuclear and Radiation Service)
BE	Brennelement
BMUV	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz
BNRA	Bulgarische Behörde für nukleare Sicherheit (Bulgarian Nuclear Regulatory Authority)
CCI	Modul in COCOSYS zur Berechnung der Beton-Schmelze-Wechselwirkung (Core Concrete Interaction)
CCSUP	Complex Consolidated Safety Upgrade Program
CNS	Convention on Nuclear Safety
COCOSYS	GRS-Rechenprogramm zur Simulation von Stör- und Unfallabläufen in Containments von Leichtwasserreaktoren (COntainment COde SYStem)
DH	Druckhalter
DN	Nominaler Durchmesser
DSA	Deterministische Stör- und Unfallanalyse
ENSDF	Engineered Near Surface Disposal Facility, oberflächennahes Endlager
ENPRO	ENPRO Consult Ltd. (bulgarische Firma, TSO)
ENSREG	European Nuclear Safety Regulators Group
EOP	Emergency Operating Procedures (Notfallhandbuch)
EU	Europäische Union
FIPISO	Modell in AC ² zur Berechnung des Isotopenzerfalls und der Nachzerfallswärme
FIPREM	Modell in ATHLET-CD zur Berechnung des Austrages von Spaltprodukten und Aerosolen aus Brennelementen

GEKO	Modell in COCOSYS zur Berechnung von Prozessen in Gebäudekondensatoren
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
IAEO (IAEA)	Internationale Atomenergie Organisation (International Atomic Energy Agency)
INSC	Instrument of Nuclear Safety Cooperation
IVR	In-Vessel Retention, Maßnahme zur Verzögerung/Verlängerung der In-vessel-Phase bei Unfällen mit schwerem Kernschaden
JIPNR	TSO der belarussischen Behörde für nukleare Sicherheit (Joint Institute for Power and Nuclear Research)
KKW	Kernkraftwerk
KMV	Kühlmittelverluststörfall
LAVA	Modell zur Berechnung der Schmelzeausbreitung im Containment
LUT	Lappeenranta-Lahti University of Technology
MELCOR	US-amerikanisches Rechenprogramm für die Unfallanalyse
MER	Massen- und Energieausströmrates (Mass and Energy Release)
NACp	Nationaler Aktionsplan (National Action Plan)
NCRRP	Bulgarische Expertenorganisation (National Center of Radiobiology and Radiation Protection)
NPP	Nuclear Power Plant
NRSC	TSO der armenischen Behörde für nukleare Sicherheit
OECD/NEA	Organisation for Economic Co-operation and Development, Nuclear Energy Agency
OREST	Modell in ATHLET-CD für die Berechnung des BE-Abbrandes und des Isotopeninventars
PAMS	Post-Accident Monitoring System
PASI	Versuchsanlage zur Untersuchung von Prozessen im System zur Wärmeabfuhr aus dem Containment von KKW mit WWER-1200
PHRS-C	System zur Wärmeabfuhr aus dem Containment von KKW mit WWER-1200 (Passive Heat Removal System - Containment)
RDB	Reaktordruckbehälter
RHWG	Reactor Harmonisation Working Group
RL	Referenzlevel
SAMG	Severe Accident Management Guidance, Richtlinien für Notfallmaßnahmen bei Unfällen mit schwerem Kernschaden
SAR	Safety Analyses Report
SEC NRS	TSO der russischen Behörde Rostechndorsor (Science and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety)
SLS	Störfalllokalisierungssystem

SNRIU	Ukrainische Behörde für nukleare Sicherheit (State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine)
SSTC NRS	TSO der ukrainischen Behörde für nukleare Sicherheit (State Scientific and Technical Centre for Nuclear and Radiation Safety)
THY	Modul in COCOSYS zur Berechnung der thermodynamischer Prozesse bei Kühlmittelverluststörfällen im Containment
TN	Technische Notiz
TSA	Totaler Stromausfall (Total Station Blackout)
TSO	Technical Safety Organisation (Organisation zur wissenschaftlich- technischen Unterstützung der Behörden)
VTT	Technical Research Centre of Finland
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association
WTR	Wärmetauscherrohr
WWER	Russischer Druckwasser-Reaktortyp (Wasser-Wasser-Energie-Reaktor)

**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