

INT KoNuS

**INT Kooperation
nukleare Sicherheit**

INT KoNuS

INT Kooperation nukleare Sicherheit

**Wissenschaftlich-technische
Zusammenarbeit mit den
atomrechtlichen Behörden
und deren Sachverständigen-
organisationen zur nuklearen
Sicherheit in Betrieb befind-
licher Kernkraftwerke und zur
Konzeptbewertung von
Anlagen mit Reaktoren der
Generation 3+ in Europa und
ausgewählten Partnerländern**

Abschlussbericht

Holger Wolff et al.

Juni 2020

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde-
liegende Forschungsvorhaben wurde
mit Mitteln des Bundesministeriums
für Umwelt, Naturschutz und nukleare
Sicherheit (BMU) unter dem Kennzei-
chen 4716I01512 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt
dieser Veröffentlichung liegt beim
Auftragnehmer.

Der Bericht gibt die Auffassung und
Meinung des Auftragnehmers wieder
und muss nicht mit der Meinung des
Auftraggebers 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: Bilaterale Arbeitsplanung

Wolff, Holger

Kapitel 3: Fortsetzung von Untersuchungen in Auswertung der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi, Einschätzung ausgewählter Maßnahmen aus nationalen Aktionsprogrammen

Berthold, Andreas

Gavrilenko-Reiprich, Tatiana

Stransky, Sebastian

Wolff, Holger

Kapitel 4: Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit Druckwasserreaktoren (WWER-440, WWER-1000)

Arndt, Siegfried

Bakalov, Ivan

Hollands, Thorsten

Köllein, Carsten

Preuß, Jakob

Wolff, Holger

Kapitel 5: Zusammenarbeit mit Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3+ und beim Aufbau behördlicher und gutachterlicher Kapazitäten

Wolff, Holger

Preuß, Jakob

Kapitel 6: Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Entsorgung von radioaktiven Abfällen

Imielski, Przemyslaw

Küchler, Lutz

Kapitel 7: Projektmanagement und Projektcontrolling

Tosch, Burkhard

Kurzfassung

Das BMU-Vorhaben 4716I01512 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 und zur Konzeptbewertung von Anlagen mit Reaktoren der Generation 3+ in Europa und ausgewählten Partnerländern. Im vorliegenden Abschlussbericht zum Vorhaben werden die in der gesamten Laufzeit vom 20.10.2016 bis 30.06.2020 erreichten Ergebnisse zu den folgenden Arbeitspaketen zusammengefasst beschrieben:

- Fortsetzung von Untersuchungen in Auswertung der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi, Einschätzung ausgewählter Maßnahmen aus nationalen Aktionsprogrammen;
- Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit Druckwasserreaktoren (WWER-440, WWER-1000);
- Zusammenarbeit mit Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3+ und beim Aufbau behördlicher und gutachterlicher Kapazitäten und
- Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Entsorgung von radioaktiven Abfällen.

Voran- bzw. nachgestellt werden Übersichten über die Aktivitäten zur bilateralen Arbeitsplanung sowie zum Projektmanagement und -controlling.

Abstract

The BMU-Project 4716I01512 forms the frame of the 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 and for the concept evaluation of generation 3+ plants in Europe and selected partner countries. In the present final project report results are described which were gained within the project duration from 16.10.2016 up to the 30.06.2020 in the following working packages:

- Continuation of investigations following the catastrophe of Fukushima Daiichi; evaluation of selected measures of National Action Plans;
- DBA and severe accident analyses for NPP with PWR (WWER-440, WWER-1000);
- Cooperation with INSC partner countries on DBA, BDBA and severe accident analyses for WWER plants of generation 3+ and on building NRA and safety evaluation capacities and
- Decommissioning of nuclear facilities and disposal of radioactive waste.

The results are preceded by an outline on the activities related to the planning of the bilateral work.

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	1
1.1	Aufgabenstellung, Zielstellung des Vorhabens, Vorhabensverlauf	1
1.2	Arbeitsprogramm.....	4
2	Bilaterale Arbeitsplanung	5
2.1	Aufgabenstellung	5
2.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	5
3	Fortsetzung von Untersuchungen in Auswertung der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi, Einschätzung ausgewählter Maßnahmen aus nationalen Aktionsprogrammen	11
3.1	Zielstellung	11
3.2	Aufbereitung, Darstellung und detaillierte Betrachtung von Post- Fukushima-Maßnahmen für KKW mit WWER	12
3.3	Maßnahmen zur Außenkühlung des Reaktordruckbehälters in KKW mit WWER-440	19
3.4	Recherche zu Möglichkeiten der Leckratenreduzierung in SLS von WWER-440	24
3.5	Sichtung und Bewertung ausgewählter EOPs für das KKW Armenien- 2	26
3.6	Sichtung und Bewertung von mitigativen Notfallmaßnahmen bei Unfällen in KKW mit WWER-440	31
3.7	Einschätzung von verfügbaren Design Optionen des WWER-1200 für Vietnam zur Unfall-Beherrschung	33
4	Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit Druckwasserreaktoren (WWER-440, WWER-1000)	35
4.1	Zielstellung	35
4.2	Kopplung der Störfallcodes ATHLET und COCOSYS und ihre Anwendung in Unfallanalysen für KKW mit WWER-440.....	38
4.2.1	Auswahl des Unfallszenarios und Erweiterung der Datensätze für ATHLET-CD und COCOSYS	39

4.2.2	Anwendbarkeit von ATHLET-CD auf Anlagen mit WWER-440.....	40
4.2.3	Testrechnungen mit ATHLET-CD und COCOSYS	42
4.3	Untersuchung postulierter Stör- und Unfälle im KKW Armenien unter Anwendung von ATLAS AS und COCOSYS	48
4.3.1	Erforschung einer EOP mit dem ATLAS-Analysesimulator.....	49
4.3.2	Untersuchungen zur Sumpfvorstopfung unter Anwendung von COCOSYS	53
4.3.3	COCOSYS-Analysen zur Erhöhung der Leckdichtheit des SLS	55
4.3.4	Unfallanalysen mit COCOSYS zur Einschätzung mitigativer Notfallmaßnahmen bei Unfällen	58
4.4	Unfalluntersuchungen zu Schmelzeausbreitung und Beton-Schmelze- Wechselwirkungen im SLS/Containment von WWER-Anlagen	62
4.4.1	Kopplung von LAVA und MEDICIS in COCOSYS-Unfallanalysen.....	62
4.4.2	Anwendung von LAVA in Unfallanalysen für KKW mit WWER-440/213... 64	
4.4.3	Anwendung von LAVA in Unfallanalysen für KKW mit WWER- 1000/320	67
4.4.4	Analysen mit COCOSYS/CCI für KKW mit WWER-1000/320	68
4.5	Deterministische Untersuchungen zu Handlungsempfehlungen bei Unfällen	77
4.5.1	COCOSYS-Analysen zu Notfallmaßnahmen in WWER-440/213- Anlagen unter Berücksichtigung von Wasserstoff-Rekombinatoren	77
4.5.2	ATHLET-CD - Analysen zu Prozessen im BE-Lagerbecken von WWER-440/213-Anlagen bei Kühlungsausfall.....	79
4.5.3	ATHLET-CD-Analysen zu Prozessen im BE-Lagerbecken von WWER-1000/320-Anlagen bei Kühlungsausfall.....	81
4.6	Effektivität des Wasserstoffabbaus unter Einsatz verschiedener Wasserstoff-Rekombinatoren in WWER-1000-Anlagen.....	87
4.7	Übergreifende Arbeiten	90
5	Zusammenarbeit mit INSC-Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3+ und beim Aufbau gutachterlicher Kapazitäten.....	91
5.1	Zielstellung	91

5.2	Zusammenarbeit mit Spezialisten ausländischer Partnerinstitutionen zur Durchführung von Störfallanalysen und für die Bewertung von Sicherheitsberichten zu KKW mit WWER-1200	92
5.2.1	Kooperation der GRS mit GAN, JIPNR-Sosny und STC NRS	92
5.2.2	Suche nach weiteren Partnern für die Kooperation auf dem Gebiet der Stör- und Unfallanalysen zu WWER-1200	94
5.3	Adaption und Validierung von ATHLET mittels Nachrechnung eines WWER-1200-Experimentes	96
5.4	Adaption, Validierung und exemplarische Anwendung des COCOSYS-Modells GEKO für Stör- und Unfallanalysen in KKW mit WWER-1200	99
5.4.1	Beabsichtigte Validierung des GEKO-Modells anhand von WWER-1200-spezifischen Experimenten	100
5.4.2	Adaption und exemplarische Anwendung des COCOSYS-Modells GEKO für Stör- und Unfallanalysen in KKW mit WWER-1200.....	101
6	Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Entsorgung von radioaktiven Abfällen	103
6.1	Zielstellung	103
6.2	Untersuchungen zur Charakterisierung von radioaktiven Materialien zur Bestimmung deren Gefährdungspotentials und der Optionen des Umgangs mit diesen Materialien	104
6.3	Forschungsaktivitäten zur Umsetzung der Forderungen in EU-Richtlinien zum Umgang mit radioaktiven Materialien und Kernbrennstoffen und zum Strahlenschutz	113
6.4	Erfahrungsaustausch zu Risikoeinschätzungen und Sicherheitsbewertungen im Zusammenhang mit der Stilllegung von KKW und anderer kerntechnischer Anlagen	115
7	Projektmanagement und Projektcontrolling.....	125
7.1	Zielstellung	125
7.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	126
8	Veröffentlichungen	127
9	Zusammenfassung und weiteres Vorgehen	129

9.1	Ergebnisse in den Arbeitspaketen und zukünftige Arbeiten.....	129
9.2	Fazit	139
	Literaturverzeichnis	141
	Abbildungsverzeichnis.....	157
	Tabellenverzeichnis	159
	Abkürzungsverzeichnis	161

1 Einleitung

1.1 Aufgabenstellung, Zielstellung des Vorhabens, Vorhabensverlauf

Die im Projekt 4716I01512 INT KoNuS¹ geplanten Arbeiten basieren maßgeblich auf den in den Vorgängervorhaben 3608I01512 INT Ost /GRS 11/, 3611I01512 – INT Ost/INSC /GRS 14/ und 3614I01512 INT KoNuS (im Weiteren „INT KoNuS_2014“) /GRS 16/ erzielten Ergebnissen. In der Kooperation mit den ausländischen Partnerorganisationen rücken nun gemeinsam erarbeitete Forschungsergebnisse sowie Schlussfolgerungen aus Bewertungen/Einschätzungen auf dem Gebiet auslegungsüberschreitender Störfälle, speziell zu Unfällen mit schwerem Kernschaden (d. h. Ereignisse der Sicherheitsebene 4), in den Mittelpunkt der Aktivitäten. Die Resultate dieser Zusammenarbeit stehen der GRS und ihren Partnern, aber auch dem BMU und anderen interessierten Stellen zur Verfügung.

In den vergangenen Jahren wurden in einer Reihe von WWER-Anlagen wichtige Fortschritte bei der Sicherheitsertüchtigung erzielt. Jedoch sind weitere gemeinsame Anstrengungen in Zusammenarbeit mit den mittel- und osteuropäischen Staaten bei der Verbesserung sowohl der nuklearen Sicherheit als auch bei der Reduzierung nuklearer und radiologischer Risiken und bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle erforderlich.

Mit der Einbeziehung neuer Partnerländer wird beabsichtigt, weitere Organisationen in die bewährte Forschungsk Kooperation zu integrieren, um auch sie mit den Verfahrenswegen bei der GRS – z. B. bei der Ermittlung und Bewertung von Sicherheitsdefiziten oder der Durchführung von Störfallanalysen sowohl für laufende als auch für geplante KKW-Anlagen – vertraut zu machen. Maßgeblicher Effekt dieser Zusammenarbeit ist die systematische Ergänzung und Aktualisierung des Know-hows der GRS zu Anlagen in WWER-Betreiberländern auch auf diesem Wege.

Es ist das Interesse der GRS sowie der beteiligten Partnerorganisationen, mögliche Defizite in der nuklearen Sicherheit und im Strahlenschutz rechtzeitig zu erkennen. Durch eine gezielte wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit wird beabsichtigt, einerseits das dafür notwendige Know-how der GRS zu pflegen und zu erweitern, und andererseits

¹ Bis Jahresende 2017 war das Förderkennzeichen (FKZ) des Vorhabens **3616I01512**; seit Januar 2018 ist es **4716I01512**.

die nationalen Behörden und ihre Sachverständigenorganisationen in Mittel- und Osteuropa bei ihrer Tätigkeit zur Durchsetzung einer dem internationalen Stand entsprechenden Sicherheitspraxis zu unterstützen.

Im Rahmen des INT KoNuS wird die Zusammenarbeit der GRS mit den atomrechtlichen Behörden und deren unabhängigen Sachverständigenorganisationen insbesondere in der Ukraine, in Armenien und in Bulgarien fortgeführt. Grundlage sind die Arbeitsergebnisse aus den o. g. Vorgängervorhaben. Übergeordnetes Ziel dieser Vorhaben war es, das fachlich fundierte Verständnis für Sicherheitsfragen und das damit eng verbundene Sicherheitsbewusstsein zu vertiefen sowie das bei der GRS vorliegende Know-how zu pflegen und zu erweitern. Die Ergebnisse sind in den Vorhabensberichten (Technische Notizen, Arbeitsmaterialien) dokumentiert. Sie offenbarten u. a. eine Reihe ungeklärter Fragen im Hinblick auf das Anlagenverhalten bei postulierten Unfällen mit schwerem Kernschaden insbesondere unter Berücksichtigung von Maßnahmen zur Sicherheitserhöhung der untersuchten Kraftwerke.

In Fortsetzung der Arbeiten des Vorläufervorhabens INT KoNuS_2014 sind Schritte zur Qualifizierung der GRS-Codes für die Unfallanalyse in WWER-Anlagen der Generation 3+ Bestandteil des Vorhabens, um ihre Anwendung z. B. auf neue passive Sicherheitssysteme zu ermöglichen. In der Zusammenarbeit mit den Partnerorganisationen werden die hierfür notwendigen Daten diskutiert und zusammengetragen.

Im Rahmen dieses Vorhabens wird themenüberschreitend die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit den Partnern in Mittel- und Osteuropa in Bezug auf die Durchsetzung einer dem internationalen Stand entsprechenden Sicherheitspraxis generell sowie auf die Lösung der in den verschiedenen Vorhaben identifizierten Detailfragen, wie z. B. zu Störfallprozeduren und mitigativen Notfallmaßnahmen bei Unfällen in WWER-Anlagen, fortgeführt und ausgebaut.

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. Insgesamt fanden 29 Expertentreffen und 4 Videokonferenzen statt. Alle für das Jahr 2020 geplanten Meetings mussten wegen der Covid19-Pandemie abgesagt werden. An ihrer Stelle wurden die in der Tabelle aufgeführten Videokonferenzen durchgeführt. Informationen zu Verlauf und Ergebnissen der Meetings/Videokonferenzen werden in den gelisteten Minutes gegeben.

Zur Umsetzung der Zielstellung des Vorhabens wurde zwischen dem BMUB/BfS und der GRS im Oktober 2016 der Vertrag /VER 16/ unterzeichnet. Die Laufzeit belief sich zunächst auf den Zeitraum vom 20. Oktober 2016 bis 30. Juni 2017. Mit dem 1. Zusatzvertrag /VER 17/, dem am 30. Mai 2017 seitens des Auftraggebers stattgegeben wurde, erfolgte die inhaltliche Erweiterung des Vorhabens und die Laufzeitverlängerung bis 30.09.2020. In Übereinstimmung mit /BFE 19/ wurde die Laufzeit bis 30. Juni 2020 festgelegt.

Tab. 1.1 Meetings und Videokonferenzen mit den Institutionen der Partnerländer

N°	Meeting mit	AP	Datum	Ort	Referenz	Bemerkung
1	NRSC (Armenien)	3	15.12.2016	Berlin	/MIN 16/	
2	NRSC (Armenien)	2, 3	29./30.3.2017	Berlin	/MIN 17/	
3	SSTC NRS (Ukraine)	3	26.-28.4.2017	Berlin	/MIN 17a/	
4	NRSC (Armenien)	2, 3	6./7.6.2017	Berlin	/MIN 17b/	
5	SSTC NRS (Ukraine)	3	12.-13.6.2017	Berlin	/MIN 17c/	
6	SEC NRS (Russia)	3	19.-21.6.2017	Moskau	/TEH 17/	
7	ENPRO (Bulgarien)	3	19./20.6.2017	Berlin	/MIN 17d/	
8	NCRRP (Bulgarien)	5	19./20.9.2017	Sofia	/MIN 17e/	
9	EREC (Russia)	4	22.11.2017	Moskau	/MIN 17f/	
10	ENPRO (Bulgarien)	3	11./12.12.2017	Berlin	/MIN 17g/	
11	GAN, JIPNR (Belarus)	4	17./18.1.2018	Minsk	/WFF 18a/	Reisebericht
12	SSTC NRS (Ukraine)	5	10.-12.4.2018	Berlin/Köln	/MIN 18/	
13	SSTC NRS (Ukraine)	5	26.4.2018	Kiew	/MIN 18a/	
14	NRSC (Armenien)	3	11./12.6.2018	Berlin	/MIN 18b/	
15	SSTC NRS (Ukraine)	3	20./21.6.2018	Berlin	/MIN 18c/	
16	GAN, JIPNR (Belarus)	4	9./10.7.2018	Berlin	/MIN 18d/	
17	ENPRO (Bulgarien)	3	11./12.7.2018	Berlin	/MIN 18e/	
18	VARANS (Vietnam)	4	13.7.2018	Berlin	/MIN 18f/	
19	SSTC NRS (Ukraine)	5	13.9.2018	Kiew	/MIN 18g/	
20	ENPRO (Bulgarien)	3	16./17.10.2018	Sofia	/MIN 18h/	
21	ENPRO (Bulgarien)	3	20.11.2018	Garching	/MIN 18i/	
22	NUBIKI (Ungarn)	4	21.11.2018	Garching	/MIN 18j/	
23	NRSC (Armenien)	3	21./22.11.2018	Garching	/MIN 18k/	
24	SSTC NRS (Ukraine)	3	22.11.2018	Garching	/MIN 18l/	
25	EREC (Russland)	4	4.12.2018	Berlin	/MIN 18m/	
26	JIPNR (Belarus)	4	11./12.2.2019	Moskau	/MIN 19/	
27	KONTEC 2019	5	27.-29.3.2018	Dresden	/KUC 19/	Reisebericht
28	SSTC NRS (Ukraine)	3	27./28.5.2019	Berlin	/MIN 19a/	
29	SSTC NRS (Ukraine)	5	28./29.8.2019	Kiew	/MIN 19b/	
30	Ecoengineering-RM (Bulgarien)	5	23.4.2020	Berlin/ Sofia	/MIN 20/	Videokonferenz
31	NRSC (Armenien)	2, 3	18.5.2020	Berlin/ Jerewan	/MIN 20a/	Videokonferenz
32	SSTC NRS (Ukraine)	3	8.6.2020	Berlin/Kiew	/MIN 20b/	Videokonferenz
33	SSTC NRS (Ukraine)	5	17.6.2020	Berlin/Kiew	/MIN 20c/	Videokonferenz

1.2 Arbeitsprogramm

Das Arbeitsprogramm des Vorhabens basiert auf den mit dem BMU abgestimmten Arbeitspaketen:

- Arbeitspaket 1:** Bilaterale Arbeitsplanung (↗ Kapitel 2);
- Arbeitspaket 2:** Fortsetzung von Untersuchungen in Auswertung der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi, Einschätzung ausgewählter Maßnahmen aus nationalen Aktionsprogrammen (↗ Kapitel 3);
- Arbeitspaket 3:** Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit Druckwasserreaktoren (WWER-440, WWER-1000) (↗ Kapitel 4);
- Arbeitspaket 4:** Zusammenarbeit mit Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3+ und beim Aufbau behördlicher und gutachterlicher Kapazitäten (↗ Kapitel 5);
- Arbeitspaket 5:** Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Entsorgung von radioaktiven Abfällen (↗ Kapitel 6);
- Arbeitspaket 6:** Projektmanagement und Projektcontrolling (↗ Kapitel 7).

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

In den Projektgesprächen Nukleare Sicherheit Ausland hat die Projektleitung den Auftraggeber über den Verlauf des Vorhabens und die erzielten Ergebnisse informiert. Dafür wurden Vorträge und Übersichten erarbeitet und bereitgestellt.

2 Bilaterale Arbeitsplanung

2.1 Aufgabenstellung

Zur bilateralen Arbeitsplanung gehören die folgenden Aufgaben:

- Präzisierung der Schwerpunkte für die Zusammenarbeit mit den Behörden bzw. deren TSOs in den Partnerländern im Vorhabenszeitraum;
- Erstellung der Arbeitspläne und Abstimmung mit den einzelnen Partnern unter Beachtung der o. g. Ziele und der für die einzelnen Länder/Anlagen bereits laufenden bzw. geplanten Programme und Projekte;
- Absicherung der Informationsbereitstellung bzw. Beschaffung der für die Bearbeitung der AP 2 – 5 notwendigen Informationen (Dokumente, Workshops u. a.).

2.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

Für die durchzuführenden Forschungsaktivitäten wurden Arbeitsprogramme erstellt und davon abgeleitete spezifische Arbeitspakete mit den Behörden bzw. deren TSOs der Partnerländer sowie mit den GRS-Fachabteilungen und den Experten direkt abgestimmt. Somit erfolgte die Themenbearbeitung in Übereinstimmung mit den Arbeitsprogrammen für das 4. Quartal 2016 /JPL 16/, das 1. und 2. Halbjahr 2017 /JPL 17/, /JPL 17a/, die Jahre 2018 /JPL 18/ und 2019 /JPL 19/ sowie das 1. Halbjahr 2020 /JPL 20/. Die Programme wurden kontinuierlich und basierend auf den Ergebnissen der Projektmeetings mit den Partnern und GRS-intern aktualisiert, dem Auftraggeber im Rahmen der Jours fixes vorgestellt und von ihm bestätigt.

Mit Abschluss des Vorhabens wird in der Zusammenarbeit mit den Partnerorganisationen folgender Arbeitsstand resümiert:

1. Armenien:

NRSC (Jerewan): Vereinbart wurden gemeinsame Arbeiten auf den Gebieten Sicherheitserfüchtigungsmaßnahmen im KKW Armenien, Block 2 (AP 2), Stör- und Unfallanalyse für diese Anlage (AP 3) sowie Stilllegung und Entsorgung (AP 5). Im August 2017 unterzeichneten GRS und NRSC den Unterauftrag UA-3417 /CON 17/ zur Zusammenarbeit in den AP 2 und 3. Im AP 5 konzentrierte sich die Kooperation auf die Stilllegung des 1. Blockes des KKW Armenien und die Entsorgung radioaktiver Abfälle

in Armenien. Die Zusammenarbeit verlief in allen 3 Arbeitspaketen vereinbarungsgemäß.

ANRA (Jerewan): Mit der armenischen Behörde wurde im Rahmen des AP 5 hinsichtlich des Stilllegungskonzeptes und der Genehmigungsunterlagen für das KKW Armenien zusammengearbeitet.

2. Belarus:

GAN, BCNRS NRS (beide Minsk) und **JIPNR-Sosny** (bei Minsk): Diskutiert wurde die Anwendung der GRS-Codes ATHLET und COCOSYS in Störfallanalysen für das im Bau befindliche belarussische KKW in Ostrovets. Themen waren hierbei u. a. die Einführung von Mitarbeitern der neugegründeten TSO Belarussian Center for Nuclear and Radiation Service (BCNRS) in die beiden Codes. Die Code-Einführungen waren in das Jahresarbeitsprogramm 2019 /JPL 19/ aufgenommen worden. Wegen der nicht vorhersehbaren Personalentwicklung beim BCNRS erwies sich die Umsetzung dieses Programmpunktes jedoch zunächst als fraglich und später als nicht mehr im Rahmen des Projektes durchführbar.

3. Bulgarien:

BNRA (Sofia): Im AP 5 kooperierte die GRS mit der bulgarischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde BNRA und dem National Center of Radiobiology and Radiation Protection (NCRRP) auf dem Gebiet des Strahlenschutzes und der Behandlung und Endlagerung radioaktiver Abfälle.

ENPRO (Sofia): Mit ENPRO wurden im AP 3 Analysen zu Unfällen mit schweren Kernschäden in KKW mit WWER-1000 durchgeführt. Hierzu wurde im Dezember 2017 der Unterauftrag UA-3434 /CON 17a/ unterzeichnet, der im Jahr 2018 in vollem Umfang erfüllt wurde.

4. Finnland:

LUT (Lappeenranta): Mit den Experten der LUT (Lappeenranta University of Technology) wurde im 1. Halbjahr 2019 Kontakt aufgenommen, um sich zu Kooperationsmöglichkeiten auf dem Gebiet der passiven Systeme in KKW (AP 4) zu verständigen. Leider führten die hierzu durchgeführten zwei Telefonkonferenzen nicht zu einem für beide Seiten akzeptablen praktischen Ergebnis.

5. Litauen:

VATESI (Vilnius): Im Rahmen des AP 5 arbeitete die GRS mit der litauischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde VATESI zusammen. Diskussionspunkte waren die

Anpassung des Regelwerkes zu Freigaben von radioaktiven Materialien an die EU-Richtlinien sowie Stilllegungskonzepte und damit verbundene Genehmigungsunterlagen zum KKW Ignalina.

6. Russland:

EREC (Elektrogorsk bei Moskau): Die Zusammenarbeit zwischen der GRS und dem Forschungsinstitut EREC war innerhalb des AP 4 auf die Validierung des GRS-Codes ATHLET für Anlagen mit WWER-1200 ausgerichtet. Im September 2018 ist hierzu der Unterauftrag UA-3473 /CON 18/ unterzeichnet worden, der ein Jahr später vollumfänglich erfüllt wurde.

NITI (Sosnovy Bor bei St. Petersburg): Mit diesem Forschungsinstitut wurde der Kontakt gesucht, um über die Möglichkeit zu diskutieren, innerhalb des AP 4 Versuchsergebnisse zum passiven Containmentkühlsystem in WWER-1200 für die Validierung des COCOSYS-Codes zu erhalten und anzuwenden. In Auswertung der Reaktion von NITI auf eine entsprechende Anfrage der GRS, schätzte die Projektleitung das Interesse des NITI an einer Zusammenarbeit mit der GRS zu diesem Kühlsystem als äußerst gering ein. Eine Zusammenarbeit kam nicht zustande.

SEC NRS (Moskau): Auch mit der TSO der russischen Behörde war im AP 4 die Kooperation zu KKW mit WWER-1200 vorgesehen. GRS und SEC NRS stimmten auf einem Expertentreffen in Moskau im Februar 2019 Schritte zur Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Störfallanalyse für Anlagen mit WWER-1200 unter Anwendung der Codes ATHLET und COCOSYS ab. Leider fanden von russischer Seite personalbedingt außer weiteren Diskussionen keine konkreten Aktivitäten zur Störfallanalyse im Rahmen des Projektes statt.

7. Ukraine:

SSTC NRS (Kiew): Gemeinsame Arbeiten auf den Gebieten Sicherheitertüchtigungsmaßnahmen (AP 2), Stör- und Unfallanalysen (AP 3) sowie Stilllegung und Entsorgung (AP 5) wurden vereinbart und durchgeführt. Unfallanalysen zu Anlagen mit WWER-440 und WWER-1000 waren Gegenstand des im September 2017 unterzeichneten Unterauftrages UA-3422 /CON 17b/. Er wurde im Oktober 2019 erfüllt. Im AP 5 haben Experten beider Organisationen Anforderungen aus aktuellen EU-Ratsdirektiven zur Entsorgung radioaktiver Abfälle und zum Strahlenschutz analysiert.

SNRIU (Kiew): Mit der ukrainischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde SNRIU kooperierte die GRS im AP 5 zum Regelwerk über die Freigabe radioaktiver Materialien.

8. Ungarn:

NUBIKI (Budapest): Mit einem Vertreter dieses Forschungsinstitutes fand Ende November 2018 ein Informationsgespräch statt. Es wurde konstatiert, dass NUBIKI, bei Erfüllung interner Voraussetzungen, an Stör- und Unfallanalysen für Anlagen mit WWER-1200 im Rahmen des AP 4 partizipieren würde. Bis zum Ende des Projektes gab es hierzu leider keine weiteren Äußerungen.

9. Vietnam:

VARANS (Hanoi) und **VINATOM** (Hanoi): Im AP 4 erfolgt die fachliche Beratung durch die GRS zum Kompetenzaufbau beider Organisationen hinsichtlich Projektorganisation und Durchführung sicherheitstechnischer Prüfungen und Bewertungen von Sicherheitsberichten. Im AP 3 haben Experten von VARANS und GRS Themen der Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit, speziell der Stör- und Unfallanalyse, diskutiert.

Somit umfasste das Vorhaben vier Unteraufträge mit ausländischen Partnerorganisationen. Tab. 2.1 gibt hierzu eine Übersicht. Weitere Informationen zu den einzelnen Aufträgen werden in den nachfolgenden Kapiteln gegeben.

Die Arbeitsergebnisse des Vorhabens sind in 59 Berichten, Technischen Notizen bzw. Arbeitsmaterialien dokumentiert, darunter 34 GRS-V-Berichte.

Tab. 2.1 Unteraufträge mit den ausländischen Institutionen

Nr.	AP	Unterauftrag	Institution	Land	Quelle
1	2, 3.2	UA-3417	NRSC	Armenien	/CON 17/
2	3.1, 3.3, 3.4	UA-3422	SSTC NRS	Ukraine	/CON 17b/
3	3.3	UA-3434	ENPRO	Bulgarien	/CON 17a/
4	4.2	UA-3473	EREC	Russland	/CON 18/

Tab. 2.2 zeigt den zum Abschluss des Vorhabens erreichten Stand der Arbeitsbeziehungen mit allen Kooperationspartnern.

Tab. 2.2 Stand der Arbeitsbeziehungen zu den Kooperationspartnern

Land	Partner	AP 2	AP 3	AP 4	AP 5	Reaktortyp
Armenien	NRSC	V, U	V, U	-	V	WWER-440/ 270
Bulgarien	BNRA	-	-	-	V	WWER-440/ 230
Ukraine	SSTC NRS	-	V, U	-	-	WWER-440/ 213
Bulgarien	ENPRO	-	V, U	-	-	WWER-1000
Ukraine	SSTC NRS	-	V, U	-	-	
Belarus	JIPNR, GAN, STC NRS	-	-	d	-	WWER-1200
Finnland	LUT	-	-	d	-	
Russland	EREC	-	-	V, U	-	
	SEC NRS	-	-	d	-	
	NITI	-	-	d	-	
Ungarn	NUBIKI	-	-	d	-	
Armenien	ANRA	-	-	-	V	(übergreifend)
Bulgarien	NCRRP	-	-	-	V	
	BNRA	-	-	-	V	
Litauen	VATESI	-	-	-	V	
Ukraine	SNRIU	-	-	-	V	
	SSTC NRS	-	-	-	V	
Vietnam	VARANS	-	d	-	-	

Legende:

- V Zusammenarbeit entsprechend Vereinbarung und/oder Absprachen
- d erfolglose Diskussion/Abstimmung der Zusammenarbeit
- U Zusammenarbeit mit Unterauftrag
- Keine Aktivitäten

Der Auftraggeber BMU wurde entsprechend vertraglicher Vereinbarung regelmäßig zum Vorhabensverlauf informiert. Dazu wurden durch den Projektleiter u. a. die drei Sachstandsberichte /WFF 17/, /WFF 18/ und /WFF 19/ erstellt.

Bemerkung:

Die nachfolgend aufgeführten Zielstellungen der einzelnen Arbeitspakete mit den zugeordneten Aufgaben konnten nicht in jedem Fall vollständig erfüllt werden. Die Aufgaben

waren in Vorbereitung des Vorhabens mit den potentiellen Partnerorganisationen formuliert und vorabgestimmt worden. Im Vorhabensverlauf waren dann einige erforderliche Randbedingungen zur Erfüllung der Absprachen und damit verbundener Leistungserbringung nicht mehr gegeben (z. B. fehlende oder unvollständige vertragliche Basis für die Kooperation; Freigabe spezifischer Daten für Stör- und Unfallanalysen bzw. Bewertungen). Deshalb wurden in einigen Arbeitspaketen (insbesondere AP 2 und AP 4) inhaltliche Änderungen zum ursprünglichen Angebot vorgenommen, die mit den jeweiligen Jahresarbeitsprogrammen konkret ausgewiesen und dem Auftraggeber vorgelegt wurden. Die Ergebnisse zu den Aufgaben der präzisierten Arbeitsprogramme werden in den folgenden Kapiteln zusammengefasst dargestellt.

3 Fortsetzung von Untersuchungen in Auswertung der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi, Einschätzung ausgewählter Maßnahmen aus nationalen Aktionsprogrammen

3.1 Zielstellung

In Zusammenarbeit mit den Genehmigungsbehörden Armeniens, Tschechiens und der Ukraine bzw. deren TSO werden vorrangig solche Einzelmaßnahmen bewertet und begleitet, die im Zusammenhang mit der Verhinderung schwerer Störfälle bzw. mit der Minimierung ihrer Folgen stehen und aus den Nationalen Aktionsprogrammen oder soweit noch nicht vorhanden, aus dem Nationalen Stress-Test-Bericht abgeleitet werden können. Dabei werden vordergründig Maßnahmen berücksichtigt, zu denen weiterführende Untersuchungen im AP 3 vorgesehen sind.

Die in diesem AP geplanten Forschungsarbeiten und Einschätzungen beinhalten folgende Punkte:

- Aufbereitung und Darstellung der Post-Fukushima-Maßnahmen für russische Reaktoren der Baureihen WWER-440 und WWER-1000 in einer Datenbank, die Vergleiche mit Maßnahmen aus Nationalen Aktionsprogrammen zum EU-Stress-Test zum Sicherheitsstatus ermöglicht;
- Detaillierte Betrachtung von Post-Fukushima-Maßnahmen für Reaktoren der Baureihe WWER-440, Vergleich der Maßnahmen aus Nationalen Aktionsprogrammen verschiedener Länder;
- Einschätzung von verfügbaren Design Optionen des WWER-1200 für Vietnam zur Unfall-Beherrschung anhand ausgewählter Szenarien;
- Vergleichende Untersuchungen der Bedingungen zur Außenkühlung der Reaktordruckbehälter im ukrainischen KKW Rowno 1&2 (WWER-440/W-213) mit denen des KKW Armenien;
- Beginnende Arbeiten zur Sichtung und Bewertung ausgewählter EOPs für das KKW Armenien;
- Sichtung und Bewertung der in der Fertigstellung befindlichen mitigativen Notfallmaßnahmen bei Unfällen (SAMG) für das KKW Armenien;
- Sichtung und Bewertung von mitigativen Notfallmaßnahmen bei Unfällen in Kernkraftwerken des Typs WWER-440/213 (Referenzanlage: KKW Rowno-1/2);

- Möglichkeiten einer signifikanten Reduzierung der Leckrate von Störfalllokalisierungssystemen auf der Grundlage generischer Untersuchungen und vorgenommener Verbesserungen an den stillgelegten Anlagen mit WWER-440/230 Bohunice 1&2, Kosloduj 1-4, Greifswald 1-4;
- Studie zur Machbarkeit der sogenannten In-Vessel-Retention (IVR) im KKW Armenien mit WWER-440/270.

3.2 Aufbereitung, Darstellung und detaillierte Betrachtung von Post-Fukushima-Maßnahmen für KKW mit WWER

In diesem Arbeitspunkt wurden Maßnahmen aus den Nationalen Aktionsplänen zur Verbesserung der Robustheit von Kernkraftwerken, um Ereignisse außergewöhnlicher Ursache zu beherrschen, analysiert und miteinander verglichen. Dazu wurden die vier Länder Armenien, Finnland, Slowakei und Ukraine ausgewählt. In allen Ländern werden Reaktoren der Baureihe WWER-440 betrieben. Diese Baureihe unterscheidet sich grundsätzlich in den beiden Design-Lösungen WWER-440/230 und WWER-440/213, wobei das 230-Design das ältere darstellt. Vom Grundsatz gehören beide Design-Lösungen zu den Kernkraftwerken mit Leistungsreaktoren der ersten Generation. Eine Gemeinsamkeit aller Anlagen in den vier Ländern ist die Konzipierung als Doppelblockanlage sowie die gleiche Anordnung und Auslegung der Hauptkomponenten des Primärkreises. Sie besitzen neben dem Reaktor sechs Kühlmittelschleifen und damit sechs Dampferzeuger.

Jedoch gibt es bei den betrachteten Anlagen Unterschiede in verschiedenen Bereichen:

- Design-spezifische und landesspezifische Auslegung des Störfalllokalisierungssystems (Confinement² mit Druckklappen oder Nasskondensatoren oder Containment),
- zeitlicher Rahmen (Baubeginn, Netzsynchronisation/Inbetriebnahme, ...),
- implementierte sicherheitserhöhende Maßnahmen,
- klimatische, geografische und geologische Merkmale des Standortes.

² Auch als Störfalllokalisierungssystem (SLS) bezeichnet.

Darüber hinaus repräsentieren die ausgewählten Länder das ganze Spektrum der regulatorischen, organisatorischen und finanziellen Randbedingungen, die eine wesentliche Rolle bei der Umsetzung der Maßnahmen spielen.

Die ausgewählten Anlagen sind in Tab. 3.1 dargestellt.

Tab. 3.1 Ausgewählte Anlagen zur Betrachtung von Post-Fukushima-Maßnahmen

KKW Loviisa 1,2, Finnland	KKW Bohunice 3,4, Slowakei	KKW Rowno 1,2, Ukraine	KKW Armenien 2, Armenien
Reaktortyp			
WWER-440/311	WWER-440/213	WWER-440/213	WWER-440/270 seismisch ver- stärkte Ausle- gung
Inbetriebnahme			
Block 1 – 1977 Block 2 – 1980	Block 3 – 1984 Block 4 – 1985	Block 1 – 1980 Block 2 – 1981	Block 2 – 1980- 1988 Wiederaufnahme Betrieb 1995
Laufzeit zum Jahre 2020, Jahre			
Block 1 – 43 Block 2 – 40	Block 3 – 36 Block 4 – 35	Block 1 – 40 Block 2 – 39	Block 2 – 8+25
Typ des Reaktorgebäudes			
Containment mit Eis- Kondensator	SLS mit Nasskon- densator	SLS mit Nasskon- densator	SLS mit Druck- klappen
klimatische und geografische Merkmale des Standortes			
<ul style="list-style-type: none"> • Ostseeküste in Nordeuropa • Überflutungsgefahr • Geringe meteorologisch bedingte Gefahren • Geringe seismische Gefahr 	<ul style="list-style-type: none"> • Mitteleuropa • Seismische DBA-Auslegung wurde von PGA 0,1 g bis auf 0,344 g (2008) erhöht • Geringe naturbedingte Gefahren 	<ul style="list-style-type: none"> • Flachland in Osteuropa • Keine Industrieanlagen im Umkreis von 30 km • Geringe naturbedingte Gefahren 	<ul style="list-style-type: none"> • Hochplateau in Eurasien, seismisch sehr aktiv (PGA 0,42 g) • Vulkanismus in der Vergangenheit • Kontinentales Temperaturniveau mit möglichen Extremen

Als Grundlage zur Betrachtung von Post-Fukushima-Maßnahmen dienten die Nationalen Aktionspläne (im weiteren als NAPs bezeichnet), die im Rahmen der durchgeführten ENSREG-Stresstests und nach Auswertung der Nationalen Berichte erstellt wurden. In

den NAPs haben alle Länder die Empfehlungen aus den Nationalen Berichten sowie den Peer Review Reports zu den Nationalen Berichten übernommen und die NAPs nach den ENSREG-Vorgaben aus dem Jahre 2012 erstellt. Die NAPs wurden regelmäßig aktualisiert. Die letzten Aktualisierungen sind von Finnland und von der Slowakei im Dezember 2019 erstellt worden und von der Ukraine im Dezember 2017.

Armenien hat seinen Entwurf des Nationalen Aktionsplanes im Jahre 2017 erstellt. Im Herbst 2019 wurde die Endfassung an die ENSREG übergeben, auf dessen Basis im November 2019 ein EU-Peer-Review stattfand. Im Februar 2020 wurde der Nationale Aktionsplan offiziell auf der ENSREG-Seite veröffentlicht. Für aktuelle Betrachtungen wurden sowohl der NAPs als auch der EU-Peer-Review Bericht verwendet.

Vier Gruppen von Post-Fukushima-Maßnahmen wurden für die Einschätzung im Rahmen des Arbeitspunktes ausgewählt:

1. Maßnahmen zur Beherrschung extremer äußerer Ereignisse wie Erdbeben, Überflutungen und extreme meteorologische Bedingungen,
2. Maßnahmen zur Verbesserung der Robustheit der Anlage beim Verlust von Sicherheitsfunktionen (Station Black Out und Verlust der sicherheitstechnisch bedeutsamen Wärmesenke),
3. Maßnahmen zur Verbesserung anlageinterner Schutzmaßnahmen bei schweren Störfällen (im Weiteren als Severe Accident Management SAM bezeichnet),
4. Maßnahmen zur Sicherung der SLS/Containment-Integrität bei schweren Störfällen (als Teil des SAM).

Darüber hinaus wurden drei Maßnahmen zur Vermeidung/Beherrschung schwerer Unfälle detailliert betrachtet:

- Realisierung des Konzeptes der Reaktordruckbehälter-Außenkühlung (In-Vessel-Retention (IVR)),
- Wasserstoffmanagement mittels PARs (passive autokatalytische Wasserstoffrekombination) und
- Einsatz mobiler Geräte zur Energie und Kühlmittelversorgung (Dieselgeneratoren, Pumpen).

Die Ergebnisse der Untersuchung wurden in der Technischen Notiz /WIS 20/ dargestellt.

Nachfolgend sollen auszugsweise einzelne Besonderheiten bezüglich der Auswertung der NAPs für die jeweiligen KKW vorgestellt werden:

Finnland, KKW Loviisa 1&2

- Für das KKW Loviisa, Blöcke 1 und 2 (im Weiteren KKWL) wurden im Rahmen des ENSREG Stresstestes keine Punkte hinsichtlich des sicherheitstechnischen Zustandes bei Anwendung der ENSREG-Kriterien als Bewertungsmaßstab festgestellt, die kurzfristige Aktionen und Maßnahmen erforderten.
- Eine SAM-Strategie wurde vom Betreiber bereits in den 1990er Jahren entwickelt und alle dementsprechenden technischen Änderungen und Anleitungen wurden bis Ende 2003 umgesetzt.
- Das KKWL besitzt ein zweiteiliges Containment mit einem DBA-Überdruck von 170 kPa, mit einem Zerstörungsüberdruck von 300 kPa, das einen unteren und einen oberen Teil hat sowie dazwischen einen Eis-Kondensator. Diese einzigartige Auslegung des Containments hat es ermöglicht, u. a. folgende SAM-Strategien zur Wahrung der Containmentintegrität zu implementieren: Verhinderung des Versagens des Reaktordruckbehälters (RDB) bei schweren Störfällen (BDBA) mittels einer IVR, Druckabbau zur Verhinderung einer Kernschmelze im Hochdruckpfad mittels zweier motorbetriebener DH-Abblaseventile, Wasserstoffmanagement mittels einer Kombination aus den PARs und Wasserstoff-Zündvorrichtungen, Sprühsystem oberhalb des Containments, SAM-qualifizierte Mess- und Leittechnik und SAM-qualifizierte Spannungsversorgungsmittel.
- Die Anwendung mobiler Geräte zur Energie- und Medienversorgung im Störfall sind im finnischen Regelwerk untergesagt. Es müssen permanent verfügbare Gerätschaften mit bereits vorinstallierten Anschlussmöglichkeiten vorhanden sein.
- Es wurden insgesamt 21 Maßnahmen in o. g. vier Gruppen erarbeitet und in den NAP eingetragen. Mit Stand Dezember 2019 wurden alle geplanten Maßnahmen außer einer rechtzeitig zwischen 2012 und 2015 umgesetzt. Eine technische Lösung zur Restwärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken mittels eines mobilen Einsprühsystems soll im Jahr 2020 umgesetzt sein.

Slowakei, KKW Bohunice 3&4

- Für das KKW Bohunice, Blöcke 3 und 4 (im weiteren KKWB) sind insgesamt 48 Maßnahmen in den o. g. vier Gruppen im NAP verzeichnet.
- Mit Stand Dezember 2019 wurden 47 der geplanten Maßnahmen zeitgerecht umgesetzt. Eine letzte Maßnahme zur Abwehr der Gefahr starken Windes soll 2022 implementiert sein.
- Obwohl sich der Standort des KKWB im Zentrum Europas in einem seismisch nicht bedeutsamen Gebiet befindet, wurde die ursprüngliche Auslegung gegen seismisch bedingte Gefahren noch vor dem Fukushima Störfall für DBA von 0,025 g auf 0,344 g erhöht.
- Ähnlich wie im KKWL wurde im KKWB die SAM-Strategie vor dem Fukushima Ereignis erarbeitet und entsprechende Maßnahmen umgesetzt, u. a.: Erarbeitung der SAMGs, Verhinderung des Versagens des Reaktordruckbehälters (RDB) bei schwerem Störfall (BDBA) mittels einer IVR, Druckabbau zur Verhinderung einer Kernschmelze im Hochdruckpfad, Wasserstoffmanagement mittels Rekombinatoren, SAM-qualifizierte Mess- und Leittechnik, Verhinderung eines unzulässigen Druckaufbaus im SLS mittels Notsprühsystem (DBA-Überdruck von 245 kPa).

Ukraine, KKW Rowno 1&2

- Für das KKW Rowno, Blöcke 1 und 2 (im weiteren KKWR) wurden 23 sicherheitserhöhende Maßnahmen in den ukrainischen NAP aufgenommen, von denen Stand Dezember 2017 10 implementiert waren.
- Der Standort des KKWR befindet sich im Flachland Osteuropas in einem seismisch nicht bedeutsamen Gebiet, jedoch wurde im Rahmen des „Comprehensive (Integrated) Safety Improvement Program for Ukrainian NPPs“ die seismische DBA-Auslegung von PGA 0,025 g bis auf PGA 0,1 g erhöht.
- Als Schutzmaßnahmen und Einrichtungen bei schweren Störfällen (SAM) sind im NAP eine Reihe von Maßnahmen vorgesehen, wobei die zeitliche Reihenfolge der Implementierung bemerkenswert erscheint. Die Entwicklung von Emergency Operating Procedures (EOPs) und Severe Accident Management Guidelines (SAMGs) liegt noch vor der Entwicklung und Umsetzung der entsprechenden technischen Lösungen.

- Die GRS hat eine kursorische Einschätzung der verfügbaren Unterlagen zu den Handlungsempfehlungen bei schweren Störfällen (engl.: Severe Accident Management Guidelines, SAMG) durchgeführt. Die Ergebnisse sind in der Technischen Notiz /BTA 20b/ dargelegt.
- Das KKWR besitzt ein SLS mit Nasskondensator wie im KKWB. Maßnahmen zur Sicherung der SLS-Integrität bei schweren Störfällen, wie Wasserstoffmanagement mittels PARs und technische Lösungen zur RDB-Außenkühlung (IVR) sind im NAP enthalten. Technische Lösungen dazu befinden sich in der Erarbeitung. Die dazu erstellten Machbarkeitsstudien mit ausgewählten technischen Lösungen wurden durch die GRS untersucht und eingeschätzt. Die Ergebnisse sind in den Berichten /BTA 20/ und /WFF 20c/ dargelegt.

Armenien, KKW Armenien 2

- Der Standort des KKW Armenien, Block 2 (im weiteren KKWA) hat eine bedeutende seismische Gefährdung.
- Für das KKWA wurden im Rahmen des NAP 80 Maßnahmen erarbeitet. 19 davon wurden mit Stand vom November 2019 umgesetzt.
- Die Implementierung der Mehrheit der vorgeschlagenen Maßnahmen hat einen relativ langen Realisierungshorizont. Dies wird von der armenischen Seite mit der Notwendigkeit aufwändiger Analysen, geringer Verfügbarkeit technischer Mittel sowie mangelnder Personalkapazität begründet.
- 7 von 8 Maßnahmen gegen Überflutungsgefahr wurden 2016 umgesetzt. Fast alle aus seismischen Erfordernissen begründeten Sicherheitsverbesserungen sind verzögert. Es wurde festgestellt, dass die seismische Auslegung von PGA 0,35 g bis auf PGA 0,42 g erhöht werden muss. Demzufolge ist eine erneute Bewertung aller Strukturen und Komponenten baldmöglichst durchzuführen.
- Zwei Maßnahmen von 20 gegen TSA und Ausfall der sicherheitstechnisch bedeutsamen Wärmesenke wurden umgesetzt. Der Großteil der Maßnahmen im Zusammenhang mit dem Verlust von Sicherheitssystemen soll 2020 und 2021 abgeschlossen sein.
- Noch keine von 16 geplanten Maßnahmen zur verbesserten Beherrschung schwerer Störfälle (SAM) wurde komplett implementiert.

- Das KKWA besitzt ein SLS mit Druckklappen (Abwurfklappen), welches für einen DRS-Druck von 200 kPa ausgelegt ist. Die Druckklappen sind für den Ansprechdruck von 175 – 180 kPa ausgelegt.
- Die GRS hat eine Einschätzung der verfügbaren Unterlagen zu den Störfallprozeduren durchgeführt, die zahlreiche Fragen hinsichtlich der Sinnhaftigkeit und technischen Realisierbarkeit aufgeworfen hat. Details dazu sind in /BTA 20a/ dargelegt.
- Genau wie im KKWR wird im KKWA die IVR in Betracht gezogen. Nach ersten durchgeführten Einschätzungen der GRS zum technischen Konzept wurde diese Lösung ebenfalls als kritisch zu hinterfragen angesehen, u. a. auch wegen der begrenzten materiellen Ressourcen. Einzelheiten dazu sind in der Technischen Notiz /BTA 20/ dargelegt.

Zusammenfassend wird festgestellt, dass die Anlagen in den vier Ländern nicht nur auf Grund ihre regulatorischen, organisatorischen, klimatischen und durch die Reaktorauslegung bedingten Spezifika signifikante Unterschiede aufweisen, sondern auch die in den NAPs verzeichneten Maßnahmen teilweise starken landes- und anlagenspezifischen Charakter besitzen, was unter anderem aus dem unterschiedlichen technischen Sicherheitsniveau der Anlagen herrührt. Finnland und die Slowakei können in diesem Kontext als Vorbildländer dienen. Des Weiteren hat sich gezeigt, dass auch bei Anlagen mit WWER-440 derselben Baureihe nicht die gleichen technischen Lösungen angewendet werden (beispielweise RDB-Außenkühlung). Die ausgewählten technischen Lösungen für SAMGs in der Ukraine und Armenien erscheinen prinzipiell plausibel. Eine abschließende Einschätzung zu ihrer Realisierbarkeit ist jedoch bei der Detailtiefe der vorliegenden Dokumente nicht möglich. Dies betrifft auch die nicht eindeutige Zuordenbarkeit des abgebildeten Anlagenzustandes. Es ist deshalb angeraten, weitere Untersuchungen zum Erkenntnisgewinn für die GRS nach Erhalt ergänzender armenischer und ukrainischer Unterlagen durchzuführen.

Die Ergebnisse der Arbeiten zum Vergleich und zur Bewertung der NAPs der vier ausgewählten Länder sind in der Technischen Notiz /WIS 20/ dargestellt.

3.3 Maßnahmen zur Außenkühlung des Reaktordruckbehälters in KKW mit WWER-440

In diesem Arbeitspunkt sind von der GRS vergleichende Untersuchungen zu Bedingungen der Außenkühlung des Reaktordruckbehälters (RDB) zur Verzögerung von Schmelzprozessen innerhalb des Reaktors (engl.: In-Vessel-Retention, IVR) sowie zur Machbarkeit der Außenkühlung durchgeführt worden. Hierzu erfolgte u. a. ein Erfahrungsaustausch zwischen der GRS und der armenischen Aufsichtsbehörde ANRA und ihrer TSO (NRSC) zur Sicherheitsbewertung des KKW Armenien, Block 2 (WWER-440/270). Des Weiteren führte die GRS generelle Untersuchungen zur Machbarkeit von IVR-Maßnahmen in KKW mit WWER-440 beispielhaft anhand von Unterlagen aus den KKW Rowno-1/2 und Armenien-2 durch.

Die Grundidee der RDB-Außenkühlung besteht darin, dass vorhandene Wasserreserven innerhalb des Kraftwerkes verfügbar gemacht und in den Betonschacht unterhalb des Reaktors eingeleitet werden. Das Wasser verdampft an der heißen RDB-Oberfläche und gibt die aufgenommene Energie außerhalb des Reaktorschachtes an die Umgebung ab und kondensiert, so dass sich ein Kühlkreislauf etabliert. Mit dieser Maßnahme soll die mechanische Integrität des Reaktordruckbehälters gewahrt und der Austritt der Kernschmelze aus dem RDB verhindert werden. Das Prinzip der RDB-Außenkühlung ist in Abb. 3.1 dargestellt.

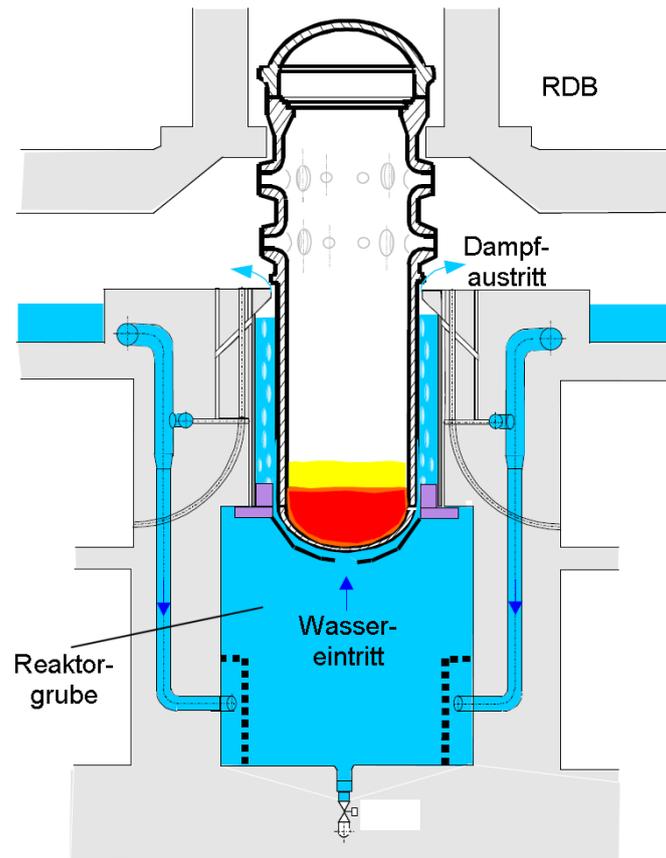


Abb. 3.1 Prinzip der RDB-Außenkühlung

Für das KKW Armenien wird seit einigen Jahren die Anwendung des Prinzips der RDB-Außenkühlung zur Rückhaltung der Kernschmelze innerhalb des RDBs bei schweren Störfällen untersucht. Dazu hat NRSC den Bericht /MAL 17/ erstellt, in dem die Lösungsansätze verschiedener KKW mit WWER-440/213 und WWER-440/230 ausgewertet und mit den Gegebenheiten des KKW Armenien verglichen wurden.

Eine vergleichbare Studie wurde auch in der Ukraine für das Kernkraftwerk Rowno, Block 1/2 im Rahmen des ukrainischen Nationalen Aktionsplanes (National Action Plan) durchgeführt. Diese präsentierte zwar als Ergebnis die prinzipielle Machbarkeit einer IVR, beinhaltet jedoch auch Widersprüche, die die positive Einschätzung der Machbarkeit teilweise wieder in Frage stellten.

Beide Studien wurden von der GRS analysiert. Dabei wurden auch weiterführende Vergleiche mit anderen Anlagen vom Typ WWER-440 durchgeführt, in denen das IVR-Konzept vorgesehen ist oder bereits realisiert wurde. Die Herangehensweise unterscheidet sich in den einzelnen Anlagen und hängt von verschiedenen anlagenspezifischen

Besonderheiten ab, wie zum Beispiel von der thermischen Leistung, mit denen die Reaktoren betrieben werden. In einigen Anlagen wurden im Vergleich zur ursprünglichen Auslegung umfangreiche Leistungserhöhungen realisiert (z. B. KKW Loviisa/Finnland und Paks/Ungarn). Im KKW Armenien-2 ist aus Sicherheits- und Verfügbarkeitsgründen die Nennleistung von projektierten 440 MW_{el} auf ca. 400 MW_{el} herabgesetzt worden

Für die Anlagen der Blöcke 1 und 2 des KKW Rowno und des Blocks 2 im KKW Armenien wurde ein detaillierter Vergleich der vorhandenen Rahmenbedingungen für die Realisierung des IVR-Konzepts durchgeführt. Dieser Vergleich hat bestätigt, dass generell eine Implementierung der IVR im KKW Armenien möglich ist, sie jedoch weitere detaillierte Berechnungen und – im Falle einer Realisierung – weitere begleitende Hardware-Maßnahmen erfordert.

Nachweise zur Funktionalität müssten anhand detaillierter Analysen mit Hilfe geeigneter Rechencodes und der Entwicklung entsprechender Modelle durchgeführt werden. Für die Anlage Rowno-1/2 wurden in einem ersten Schritt solche Analysen von ukrainischen Experten erstellt. Auch diese bedürfen jedoch einer weiteren Vertiefung, um abschließende Aussagekraft für die Realisierbarkeit einer IVR in Rowno zu erlangen. Dafür wären Detailuntersuchungen unter Berücksichtigung anlagenspezifischer Randbedingungen erforderlich.

Kritische Punkte für die Realisierung des IVR-Konzepts sind unter anderem die begrenzten Räumlichkeiten für die Bereitstellung des Wassers zur RDB-Außenkühlung und die Abführung des generierten Dampfes, die detaillierte Analyse der Wärmeübergangsprozesse insbesondere zur Vermeidung kritischer Größen (Filmsieden), die thermische Ausdehnung des Reaktors und die Bestimmung der verbleibenden Wanddicke, einschließlich der damit verbundenen Festigkeitsfragen.

Im Rahmen der Durchsicht der beiden Konzepte wurde durch die GRS eine Liste mit Fragen erstellt, die einer weiteren Klärung bedürfen und die mit den Experten der Ukraine und Armeniens diskutiert werden sollten. Um eine belastbare Aussage und Einschätzung über die Machbarkeit des IVR-Konzepts zu erhalten, sind die Ergebnisse neuer Analysen in beiden Ländern abzuwarten. Die GRS wird den Fragenkatalog den Partnern als Arbeitsmittel zur Verfügung stellen.

Die Ergebnisse dieser GRS-Aktivitäten sind in der Technischen Notiz /WIS 17/ dargestellt.

Im weiteren Verlauf der Arbeiten wurden ergänzende Literaturquellen gesammelt und ausgewertet. Hauptquelle war dabei eine aktualisierte Analyse einer Machbarkeitsstudie zur Realisierung des IVR-Konzepts in den Blöcken 1 und 2 des KKW Rowno, in die im Rahmen eines Anlagenbesuchs des KKW Rowno im November 2018 Einsicht genommen werden konnte. Ergänzende Unterlagen zu der für das KKW Armenien-2 durchgeführten Studie standen nicht zur Verfügung. Aus diesem Grunde stand das KKW Rowno-1/2 im Fokus dieser Arbeiten.

In der Studie wurde die Bewertung der internationalen Praxis zur IVR mittels Außenkühlung des RDB bei Störfällen mit Kernschmelze für Anlagen der Baureihe WWER-440 fortgeführt und vertieft auf die Anwendbarkeit für die Blöcke 1 und 2 des KKW Rowno hin untersucht. Der Umfang der durchgeführten deterministischen Analysen wurde im Vergleich zur Vorläuferversion erheblich erweitert. Im Fokus standen dabei Wärmeübergangsprozesse bei der Außenkühlung des Druckgefäßes mit den Rechencodes MELCOR und ATHLET-CD (unter Nutzung des Moduls AIDA). Betrachtungsschwerpunkt waren die Engstellen bei der Kühlung, die Auslöser einer Wärmeübergangverschlechterung durch beginnendes Filmsieden sein könnten und daher bei der analytischen Beurteilung des IVR-Konzeptes besonderer Aufmerksamkeit bedürfen. Es wurden zahlreiche Variantenrechnungen und eine Unsicherheitsanalyse durchgeführt.

Basierend auf den Ergebnissen der durchgeführten Analysen wird die prinzipielle Durchführbarkeit des IVR-Konzepts für das KKW Rowno-1/2 bestätigt und vorgeschlagen, eine ähnliche Herangehensweise wie im ungarischen KKW Paks zu wählen.

Aus Sicht der GRS ergaben sich nach Durchsicht der Studie eine Reihe von Fragen, die vor der Implementierung von IVR-Maßnahmen einer weiteren Klärung bedürfen. Das betrifft z. B. die Durchführung einer Festigkeitsanalyse, den Ausschluss einer Rekritikalität in der Schmelze, die Berücksichtigung von weiteren Maßnahmen zur Beherrschung schwerer Störfälle (z. B. Details zu den H₂-Rekombinatoren) und Einschränkungen bei der Anwendbarkeit der verwendeten Codes. Entscheidend für den Erfolg von IVR-Maßnahmen ist der Zeitpunkt der Flutung der Reaktorgrube und des den RDB umgebenden Ringspaltes. Diese muss in jedem Fall erfolgen, bevor es zu einem Verlust der RDB-Integrität kommt. Zu einem Zeitpunkt, wo die Integrität des RDB bereits nicht mehr gegeben ist und eventuelle Teile des Coriums bereits in die Reaktorgrube ausgetreten sind, könnten die Maßnahmen zur RDB-Außenkühlung stark kontraproduktive Ergebnisse hervorrufen. Aufgrund der konstruktiven Auslegung der Reaktorgrube beim WWER-440 würde sich das Corium beim Versagen des RDB (Ex-Vessel-Phase) auf

dem Boden der Reaktorgrube auf einer relativ kleinen Fläche (maximal 36 m²) sammeln. Kühleffekte des Coriums infolge flächenmäßiger Ausbreitung wären dadurch wesentlich erschwert und intensive Schmelze-Beton-Wechselwirkungen könnten nicht ausgeschlossen werden. Bei einer Flutung der Reaktorgrube mit Wasser zu diesem Zeitpunkt ist eine explosionsartige Verdampfung des eingespeisten Wassers nicht auszuschließen. Dadurch könnten unter Umständen mechanische Strukturen entscheidend geschwächt werden, was den Schadensumfang erheblich vergrößern würde. Aus diesem Grund muss die IVR mittels RDB-Außenkühlung rechtzeitig eingeleitet werden, was bedeutet, dass die dazu erforderlichen technischen Einrichtungen funktions- und einsatzfähig sind und das zur Kühlung benötigte Wasser aus den Reservoirs über die vorbestimmten Wege in ausreichender Menge in die Reaktorgrube gelangen kann.

In den verschiedenen Baureihen des WWER-440 bestehen essenzielle Unterschiede bezüglich der Möglichkeiten einer Realisierung der IVR mittels RDB-Außenkühlung. In Anlagen des Typs WWER-440/213 stehen mit dem Nasskondensator Wasserreserven zur Verfügung, die ohne zusätzlichen Energieaufwand (Gravitation) genutzt werden können. Anlagen des Vorgängermodells WWER-440/230, einschließlich des WWER-440/270 (KKW Armenien-2), haben diese Möglichkeit nicht.

Auch in den einzelnen Anlagen einer Baureihe sind verschiedene Besonderheiten bei der Realisierung des IVR-Konzepts zu beachten. So kann es aufgrund der Lage des RDB im Baukörper zu Unterschieden für die mögliche Zuführung des Kühlwassers bzw. für die Abführung des entstehenden Dampfes kommen, die auf das IVR-Konzept Einfluss haben. Ebenso haben anlagenspezifische Maßnahmen, die als Ergebnis der durchgeführten ENSREG-Stresstests in den einzelnen Anlagen erfolgten oder noch erfolgen, einen Einfluss auf die technische Ausführung der jeweiligen Anlagen und damit auf die zu erwartenden Ergebnisse aus Analysen und damit verbundenen technischen Konzepten zur Umsetzung der IVR. Das betrifft die vorhandenen Wasserreserven und die Notstromversorgung (z. B. über mobile Notstromdiesel) ebenso, wie die in den SAMG festgelegten Abfolgen der Notfallmaßnahmen. Dabei spielt auch die Eignung der vorhandenen Leittechnik für die bei Störfällen mit schwerem Kernschaden herrschenden Umgebungsbedingungen eine Rolle.

Die Möglichkeiten der Umsetzung des IVR-Konzepts müssen für jede Anlage im Einzelnen im Detail analysiert werden. Dabei ist es jedoch auch von Vorteil, die Erfahrungen aus anderen Anlagen zu berücksichtigen und die Möglichkeiten ähnlicher Herangehensweisen in den eigenen Anlagen zu untersuchen.

Die Ergebnisse der Auswertung von Informationen, die aus der Durchsicht der aktualisierten Analyse einer Machbarkeitsstudie zur Realisierung des IVR-Konzepts im KKW Rowno-1/2 stammen, sind in der Technischen Notiz /BTA 20/ zusammengefasst.

3.4 Recherche zu Möglichkeiten der Leckratenreduzierung in SLS von WWER-440

Die im Rahmen des Arbeitspaketes 3 durchgeführten vertieften Störfallanalysen für WWER-Anlagen (z. B. /WFF 20/) betrachten u. a. den Aspekt der Barrierefunktion von Störfalllokalisierungssystemen (SLS) / Containments zur Rückhaltung radioaktiver Spaltprodukte. Darüber hinaus hat sich die GRS im Arbeitspaket 2 der Frage der SLS- bzw. Containment-Dichtheit betriebszustandsunabhängig, und damit auch im Normalbetrieb gewidmet. Hintergrund dafür ist auch die Wechselwirkung zwischen dem potenziellen Druckaufbau in SLS / Containments während des Verlaufes von Stör- und Unfällen und dem möglichen Druckverlust durch Leckagen über die Undichtheiten. Da das SLS bzw. das Containment die letzte radiologische Barriere gegenüber der Umgebung darstellt, sind sowohl seine Integrität als auch seine Dichtheit essenziell für die Erfüllung der Sicherheitsvorgaben.

Von den Reaktoren des Typs WWER-440/230 – wie auch von anderen älteren Reaktortypen – ist seit langem bekannt, dass die Dichtheit ihres DRS eine Schwachstelle ist. Im Rahmen der Sicherheitsbewertung der Baureihe WWER-440/230 wurde im sogenannten IAEA Issue Book /IAE 92/ die Notwendigkeit von Gegenmaßnahmen mit der Priorität III (d. h. hohe Priorität) bewertet. Entsprechende Reparatur- und Verbesserungsmaßnahmen wurden größtenteils in den 1990er Jahren mit teils beeindruckendem Erfolg in den EU-Beitrittskandidatenländern (Slowakei und Bulgarien) durchgeführt. Auch in Russland waren derartige Maßnahmen Gegenstand der Sicherheitsmodifikationen, z. B. im KKW Kola.

Die Umsetzung der Maßnahmen wurde kontinuierlich durch die nationalen Genehmigungsbehörden begleitet und zusätzlich im Rahmen internationaler Expertenmissionen bewertet. Schon in den 1980er Jahren wurde die Größe der Containmentleckage im KKW Greifswald 1 – 4 durch das damalige Staatliche Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz (SAAS) bemängelt und die Verbesserung eingefordert, so dass auch aus Greifswald einige der damaligen Aktivitäten nachvollzogen werden können.

Im Ergebnis einer Literaturrecherche wurde die Technische Notiz /WIS 20a/ zusammengestellt, die die wesentlichen Aspekte der Leckageproblematik umfasst:

- Historischer Hintergrund und Behördenforderungen,
- Ursachen der Leckagen,
- Messung und Feststellung der Leckage,
- Methoden zur Reduzierung der Leckagen, Reparaturtechniken,
- Erreichte Ergebnisse.

Dafür wurden interne und externe Quellen in deutscher, englischer und russischer Sprache kompiliert und ausgewertet.

Die Ursachen für die Leckagen sind eng mit der Design- und Baugeschichte der Kernkraftwerke verbunden. Bis zur Inkraftsetzung des sowjetischen Regelwerkes OPB 78/82 waren die Anforderungen an das Design der Kernkraftwerke durch existierende Industriestandards bestimmt. Diese Industriestandards waren zweckdienlich und bewährt, reflektierten aber noch nicht die speziellen Sicherheits- und Qualitätsanforderungen, die ein Kernkraftwerk von anderen Kraftwerken abheben. Sinngemäß gleiches gilt für die Ausführung der Bau- und Montagearbeiten. Je nach Land konnte die Qualität der Bauausführung also erhebliche Unterschiede aufweisen.

Durch den Rückfluss von Erfahrungen wurde das Regelwerk zum Ende der 1970er Jahre bereits erheblich verschärft, so dass für die danach errichteten Kernkraftwerksblöcke eine merklich bessere Dichtheit nachgewiesen werden konnte.

Eine weitere Ursache für Leckagen liegt in der Beschaffenheit des Baugrundes am Standort. Insbesondere sandige und karstige Baugründe haben die Eigenheit, sich kontinuierlich in mikroskopischem Maße zu bewegen und über diese Bewegung Kräfte in den Baukörper einzuleiten, die dann in ihrer Konsequenz Risse hervorrufen. Dieses Phänomen führt dazu, dass in den betroffenen Anlagen gelegentlich neue Leckagen auftreten und diese dann repariert werden müssen.

Wiederkehrende Prüfungen der Dichtheit des DRS werden periodisch und nach Eingriffen in die Hülle oder an Elementen des DRS durchgeführt. Diese Prüfungen dienen hauptsächlich dem Nachweis der Verbesserung und des dauerhaften Erfolgs der Maßnahmen sowie ggf. der Identifizierung aufgetretener neuer Leckagen, welche dann zeitnah repariert werden. Die entsprechenden Prüfmethode wurden ebenfalls als integraler Bestandteil der Modernisierung implementiert.

Die wesentlichen Methoden zur Erhöhung der Dichtigkeit des DRS sind:

- Reparatur des Stahlliners durch Schweißen,
- Versiegelung von Rissen durch spezielle Kunststoffe,
- Austausch oder Ertüchtigung der durchdringenden Komponenten, insbesondere ihrer Abdichtungen.

Die Maßnahmen zur Leckratenreduzierung und die damit erzielten Ergebnisse sind in der Technischen Notiz /WIS 20a/ beschrieben.

Die Ergebnisse der Untersuchungen zur Leckratenreduzierung sind im Erfahrungsaustausch mit den armenischen Fachkollegen von NRSC diskutiert worden, die ihrerseits mit der Übergabe von Informationen zur Lecklokalisierung und Leckratenreduzierung in Anlagen mit WWER-440/230 sowie eigenen COCOSYS-Analysen zur Leckdichtheit im KKW Armenien-2 im Rahmen des Unterauftrages /CON 17/ zur erfolgreichen Bearbeitung des Themas beigetragen haben (siehe Kapitel 4.3.3).

3.5 Sichtung und Bewertung ausgewählter EOPs für das KKW Armenien-2

Im Rahmen dieses Arbeitspunktes erfolgte ein Erfahrungsaustausch zwischen der GRS und der armenischen Aufsichtsbehörde ANRA sowie ihrer TSO NRSC auf dem Gebiet der Sicherheitsbewertung des KKW Armenien, Block 2 (WWER-440/V-270) zur Sichtung und Bewertung von Störfallprozeduren (engl.: Emergency Operating Procedures, EOP). Die EOPs beinhalten Betriebsvorschriften, mit deren Maßnahmen die wesentlichen sicherheitstechnischen Funktionen bei Auslegungsstörfällen garantiert werden sollen. Die Prozeduren bestehen aus einzelnen Schritten. Den einzelnen EOPs liegen Zustandsbäume der kritischen Sicherheitsfunktionen zugrunde. Am Ende der einzelnen Linien des Zustandsbaumes steht die Prozedur zur Kontrolle und Wiederherstellung der kritischen Sicherheitsfunktion oder ein alternativer befriedigender Zustand wird erreicht. Es erfolgen Übergänge zu anderen Schritten innerhalb derselben Prozedur oder zu anderen Prozeduren.

Neben den Prozeduren zur Wiederherstellung der kritischen Sicherheitsfunktionen wurden auch Prozeduren der optimalen Wiederherstellung, darunter auch Prozeduren für extreme Zustände, entwickelt (siehe Abb. 3.2).

Eine detaillierte und umfassende Bewertung der EOPs in Form der vorliegenden Checklisten selbst ist praktisch nicht möglich. Voraussetzung dafür wären:

- das Vorhandensein ausführlicher Systembeschreibungen auf aktuellem Stand inkl. der Berücksichtigung durchgeführter Modernisierungsarbeiten;
- das Vorliegen der technischen Begründungen der entsprechenden EOPs, gegebenenfalls mit den durchgeführten thermohydraulischen oder anderen Analysen.

Demzufolge war die Bewertung nur in eingeschränktem Maße möglich. Die technischen Begründungen und Analysen waren nicht im vollen Umfang verfügbar. Die Systembeschreibungen waren teilweise nicht auf dem aktuellen Stand. Die EOPs selbst befanden sich zum Zeitpunkt der Untersuchung in der Entwicklung/Prüfung und wurden schrittweise aktualisiert.



Abb. 3.2 Schematische Darstellung der verschiedenen Prozeduren

Unter Beachtung dieser Randbedingungen wurde ein Screening der EOPs durchgeführt.

Für das KKW Armenien wurden symptomorientierte EOPs entwickelt, das heißt bestimmte Symptome und Bedingungen erfordern zwingend bestimmte Handlungen des Personals. Bei der Entwicklung wurde die Methodik der Firma Westinghouse genutzt. Die armenischen Entwickler erhielten in diesem Zusammenhang eine spezielle Schulung bei Westinghouse. Bei der Erstellung der EOPs wurden auch die Erfahrungen ukrainischer Experten bei der Einführung der EOPs in deren Anlagen genutzt.

Die GRS führte Untersuchungen zu vorhandenen Störfallprozeduren und zu bereitgestellten analytischen und technischen Begründungen durch. Die Mehrzahl der Dokumente lag in russischer Sprache vor. Zu beachten ist, dass im KKW Armenien gegenwärtig umfangreiche sicherheitsverbessernde Maßnahmen durchgeführt werden, die noch nicht im vollen Umfang in den vorliegenden EOPs berücksichtigt worden sind. Das trifft auch auf die vorhandene Mess- und Leittechnik zu. Eine Aktualisierung der Prozeduren nach Abschluss der Arbeiten ist dringend geboten. Es ist zu erwarten, dass insbesondere die entsprechend dem Nationalen Aktionsplan durchzuführenden Post-Fukushima-Maßnahmen einen großen Einfluss auf die künftige Ausführung der EOPs haben werden (z. B. Installation von Wasserstoff-Rekombinatoren, mobile Strom- und Kühlwasserversorgung, Notfallinstrumentierung).

Bei der durchgeführten kursorischen Bewertung der EOPs wurde die generelle Herangehensweise betrachtet und mit den Empfehlungen der IAEO verglichen. Dabei wurde auch die angewendete Methodik beschrieben. Für das KKW Armenien wurden EOPs sowohl für den Leistungsbetrieb als auch für den abgeschalteten Zustand entwickelt.

Zunächst wurden die folgenden vier EOPs einer kursorischen Bewertung unterzogen:

- FR-L.1: Verlust der kompletten Wechselspannungsversorgung,
- FR-C.1: Primärseitiger Kühlmittelverluststörfall,
- FR-Z.1: Erhöhter Radioaktivitätspegel im Störfalllokalisierungssystem,
- FR-H.1: Verlust der Hauptwärmesenke.

Bei der Bewertung der EOP für TSA war das GRS-Hauptaugenmerk darauf gerichtet, das in Bereitschaft stehende Wasserkraftwerk Argel in dieser Prozedur zu berücksichtigen. Mit einer Kapazität von 50 MW steht dieses Wasserkraftwerk bei einem TSA im KKW Armenien zusätzlich zu den Notstromdieselgeneratoren zur Verfügung. Das Zuschalten des Wasserkraftwerks und die nachfolgende Kontrolle über die Arbeiten zur Wiederherstellung der Stromversorgung im KKW sollten in der EOP ausdrücklich vorgeschrieben werden.

In der GRS-Bewertung zur EOP bei großen primärseitigen Kühlmittelverluststörfällen wurde die Frage nach dem Einfluss des menschlichen Faktors gestellt. Die Prozedur ist äußerst umfangreich und kompliziert, da sie zusätzlich zu primärseitigen auch sekundärseitige Lecks und die Nachwärmeabfuhr berücksichtigt. Zahlreiche logische Kombinationen (IF-Bedingungen) mit vielen Verweisen führen zu Verständnisproblemen. Dazu

kommen offensichtliche inhaltliche Mängel, wie z. B., dass die Dichtheit von Türen und Klappen im Störfalllokalisierungssystem entsprechend der Prozedur geprüft wird, aber Absperrventile keine Berücksichtigung finden. Insbesondere die Überprüfung der Dichtheit großer Absperrarmaturen in Lüftungssystemen muss in die Prozedur aufgenommen werden.

Gegenstand der GRS-Untersuchungen waren auch die Störfallanalysen, anhand derer der zu erwartende Störfallverlauf und der Einfluss der per EOP geforderten Handlungen gespiegelt wurde. Dabei ergaben sich neue Erkenntnisse bezüglich technischer Ausführungsdetails, die in die technischen Anforderungen für die anstehenden Modernisierungen eingehen werden.

Die Ergebnisse der Durchsicht der genannten EOPs wurden in der Technischen Notiz /PAA 17/ zusammengefasst.

Die weiteren Untersuchungen hatten das Screening von insgesamt 9 EOPs im Fokus. Darunter waren 7 Störfallprozeduren für den Leistungsbetrieb und 2 für den Stillstandsbetrieb. Für den Leistungsbetrieb waren das:

- VF-G.1: Druckaufbau im SLS,
- VF-G.2: Unzulässiger Unterdruck im SLS,
- VF-G.3: Flutung des SLS,
- VF-G.4: Erhöhter Radioaktivitätspegel im Störfalllokalisierungssystem,
- VF-T.1: Verlust der Hauptwärmesenke ³,
- A-2: Leckage des Primärkühlmittels in den Sekundärkreislauf ⁴,
- ADZ-1.1: KMV außerhalb des SLS.

Für den Stillstandsbetrieb wurden die folgenden zwei EOPs einer erneuten Einschätzung unterzogen:

- FR-L.1: Verlust der kompletten Wechselspannungsversorgung,
- FR-Z.1: Erhöhter Radioaktivitätspegel im Störfalllokalisierungssystem.

³ Diese EOP wurde im Arbeitspaket 3 mit dem ATLAS Analysesimulator untersucht (siehe Kapitel 4.3.1).

⁴ Die Einschätzungen der EOPs A-2 und ADZ-1.1 wurden zusätzlich in das Arbeitsprogramm aufgenommen. Sie kompensieren die ursprünglich geplanten Arbeiten zur Einschätzung von verfügbaren Design Optionen des WWER-1200 für Vietnam (siehe hierzu auch Kapitel 3.7).

Im Ergebnis der durchgeführten Untersuchungen wurden zu jeder der betrachteten Prozeduren Kommentare und Fragen formuliert. Generell wurde festgestellt, dass die Aussagen in den Prozeduren untereinander oft nicht stimmig sind. Wichtig wäre z. B. eine konsequente Vereinheitlichung der Dimensionen verwendeter physikalischer Größen, um Verwechslungen auszuschließen (z. B. Anwendung von SI-Einheiten, Angaben in kPa Absolutdruck, anstelle von Über- oder Unterdruck). Die Übergänge von einer Prozedur zu einer anderen sind oft nicht eindeutig beschrieben und können Verwechslungen hervorrufen.

In den Analysen sind die zugrunde gelegten Randbedingungen oftmals nicht eindeutig formuliert (z. B. Dichtigkeit des SLS, Kondensation an metallischen Oberflächen).

Wie oben erwähnt, wurden die EOPs für das KKW Armenien auf der Grundlage des Ansatzes der Firma Westinghouse erstellt. Die Druckwasseranlagen der Firma Westinghouse unterscheiden sich in wesentlichen Punkten von WWER-Anlagen. So sind die zur Kühlung vorhandenen Wasservorräte in WWER-Anlagen wesentlich größer, als in vergleichbaren Westinghouse-Anlagen. Das kann auf die Reihenfolge der durchzuführenden Notallschutzmaßnahmen entscheidenden Einfluss haben. Aus den betrachteten Prozeduren geht das nicht eindeutig hervor. Auffällig ist, dass z. B. Maßnahmen zur Gewährleistung der langfristigen Notkühlung des BE-Lagerbeckens in den der GRS vorliegenden EOPs für den Block 2 des KKW Armenien nicht enthalten waren. Daher kann nicht ausgeschlossen werden, dass bei der Erstellung der EOPs eine Vollständigkeit zu betrachtender Ereignisse nicht unterstellt werden kann.

Im KKW Armenien steht kein Full-Scope-Simulator zur Verfügung. Das beeinflusst sowohl die Validierung der EOPs als auch die Ausbildung des Personals.

Im Block 2 des KKW Armenien wird derzeit ein Programm technischer und organisatorischer sicherheitserhöhender Maßnahmen implementiert. Diese Maßnahmen werden nach ihrer Fertigstellung einen Einfluss auf in potentiellen Störfällen durchzuführende Handlungsabläufe haben. Daher ist aus Sicht der GRS die Sammlung der EOPs nach Beendigung der Nachrüstmaßnahmen zu überarbeiten. Eine Bewertung der dann vorliegenden Störfallprozeduren sollte anschließend erneut vorgenommen werden.

Die Ergebnisse der beschriebenen Forschungsarbeiten sind in der Technischen Notiz /BTA 20a/ dargestellt.

3.6 Sichtung und Bewertung von mitigativen Notfallmaßnahmen bei Unfällen in KKW mit WWER-440

In das Arbeitspaket 2 ist im 4. Quartal 2019 eine zusätzliche Aufgabe in das Arbeitsprogramm aufgenommen worden /PAE 19/: die Betrachtung und Einschätzung von Handlungsempfehlungen bei schweren Unfällen (engl.: Severe Accident Management Guidelines, SAMG) für die ukrainische Referenzanlage KKW Rowno, Block 1 (WWER-440/213).

Anlagen dieses Typs sind außer am Standort Rowno weiterhin in Tschechien (Dukovany 1-4), der Slowakei (Jaslovské Bohunice 3,4, Mochovce 1,2), in Ungarn (Paks 1-4), sowie in Russland (Kola 3,4) in Betrieb. Mit den Blöcken 3 und 4 des KKW Mochovce sind zwei weitere Blöcke des Typs in der Errichtung. Die Ergebnisse der Betrachtung der erstellten SAMG für das KKW Rowno sollen auch für weitergehende sicherheitstechnische Untersuchungen der anderen Anlagen dienen und die Basis für Diskussionen mit den entsprechenden Experten bilden.

Grundlage des durchgeführten Screenings waren die der GRS zur Verfügung gestellten SAMG. Neben einer kurzen Einleitung bestehen diese aus insgesamt 16 Einzeldokumenten. Die Unterlagen standen ausschließlich in russischer Sprache zur Verfügung. Analytische Begründungen oder weitere technische Dokumentationen waren nicht vorhanden und konnten somit nicht berücksichtigt werden.

Der Aufbau der SAMG erfolgte entsprechend der von der Firma Westinghouse entwickelten symptom-orientierten Herangehensweise. Die SAMG wurden konsequent entsprechend dieser Herangehensweise entwickelt. Die einzelnen Handlungsschritte werden weitgehend als Checklisten abgearbeitet. In den Handlungsanweisungen sind in der Regel das Ziel, die Symptome, die Eintritts- und Nutzungsbedingungen benannt. Zusätzlich gibt es in den Dokumenten Anlagen, in denen z. B. die Stellung von Absperrventilen oder die zur Verfügung stehenden Messstellen benannt sind.

Der Einstieg in die SAMG erfolgt durch den Schichtleiter bei einer Kernaustrittstemperatur von 400 °C oder bei einem totalen Stromausfall von über 9 Stunden. Mit dem Beginn der Handlungen entsprechend SAMG wird eine Expertengruppe, die Technical Support Group (TSG), gebildet, die im Weiteren die Leitung beim Umgang mit dem Störfall übernimmt.

Bei der Bewertung der SAMG wurden als Bewertungsmaßstab insbesondere die in der Anlage des ETSON-Dokuments /ETS 13/ "Review Procedure for a Severe Accident Management Guidance (SAMG)" aufgeführten Fragen herangezogen.

Nicht alle vorgeschlagenen Fragen des ETSON-Dokuments konnten beantwortet werden. Das lag insbesondere daran, dass keine analytischen oder technischen Informationen zur Verfügung standen. Somit konnte lediglich eine generelle Bewertung durchgeführt werden.

Der den SAMG zugrunde gelegte Anlagenzustand ist nicht klar erkennbar. Aus dem Kontext der Unterlagen kann davon ausgegangen werden, dass sie im Jahr 2012 erstellt worden sind. Es ist nicht eindeutig, ob und in welchem Umfang das in der Ukraine in der Durchführung befindliche Programm sicherheitsverbessernder Maßnahmen („Complex Consolidated Safety Upgrade Program (CCSUP)“) berücksichtigt worden ist. Aus Sicht der GRS haben die Maßnahmen, die im Zusammenhang mit dem durch die Ukraine freiwillig durchgeführten ENSREG-Stresstest festgelegt wurden, eine hohe Priorität und sollten deshalb eine deutliche Verankerung in den SAMG finden.

Zu verschiedenen weiteren im Zusammenhang mit der Beherrschung schwerer Störfälle wichtigen Fragen konnten in den vorhandenen Unterlagen keine Antworten gefunden werden. Das betrifft u. a. die Rolle der SAMG im Gesamtkonzept der Notfallplanung am Standort, die Frage der Qualitätssicherung der durchgeführten Analysen und der erstellten Unterlagen und die Aus- und Weiterbildung des Personals zu spezifischen Fragen der Beherrschung schwerer Störfälle und der Minderung von deren Folgen.

In den SAMG wird auch auf den möglichen Zugriff auf Systeme und Komponenten des Normalbetriebs ausgegangen. Es ist daher zu analysieren, ob die betroffenen Komponenten unter den zu erwartenden Störfallbedingungen einsatzfähig sind. Das trifft in einem besonderen Maße auch auf die Leittechnik zu. In den betrachteten Unterlagen sind dazu keine Aussagen enthalten.

Nicht alle Anlagenzustände, die in anderen WWER-Anlagen betrachtet worden sind, waren in den verfügbaren Unterlagen enthalten, z. B. fehlen SAMG für die Zustände „minimal kontrollierbare Leistung“, „Abschaltung für Kontrollzwecke“, „kalte Abschaltung“. In den SAMGs für andere WWER-Anlagen ist eine Guideline (SAG) für die Notbespeisung des Abklingbeckens zusätzlich berücksichtigt worden.

Die SAMG für den Block 1 des KKW Rowno wurden auf der Grundlage des Ansatzes der Firma Westinghouse erstellt. In diesem Zusammenhang muss berücksichtigt werden, dass sich die Druckwasseranlagen der Firma Westinghouse in wesentlichen Punkten von WWER-Anlagen unterscheiden. Inwieweit diese Unterschiede berücksichtigt worden sind, ist aus den vorliegenden Unterlagen nicht klar erkennbar.

Im Ergebnis des durchgeführten Screenings ergaben sich zahlreiche Fragen und Empfehlungen, die in Zukunft mit den ukrainischen Experten diskutiert werden sollten. Die Fragen beziehen sich vor allem auf Betriebs- und Anlagenzustände, die in den vorhandenen Unterlagen zugrunde gelegt worden sind, und auf die im Rahmen der Entwicklung der SAMG durchgeführten Analysen.

Die Detailresultate des Screenings sind in der Technischen Notiz /BTA 20b/ beschrieben.

3.7 Einschätzung von verfügbaren Design Optionen des WWER-1200 für Vietnam zur Unfall-Beherrschung

Durch den Beschluss der vietnamesischen Regierung im November 2016, den Einstieg in die Kernenergie abubrechen, ist dieser Arbeitspunkt hinfällig geworden. Im Arbeitsprogramm /JPL 17/ wurde deshalb festgelegt, die entfallenden Leistungen durch die Einschätzung von zwei weiteren Störfallprozeduren (EOPs) für das KKW Armenien-2 zu kompensieren. Dabei handelt es sich um zwei EOPs für den Leistungsbetrieb: A-2 (Leckage des Primärkühlmittels in den Sekundärkreislauf) und ADZ-1.1 (Kühlmittelverluststörfall außerhalb des Störfalllokalisierungssystems). Diese Untersuchungen sind Bestandteil der im Kapitel 3.5 beschriebenen Arbeiten.

4 Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit Druckwasserreaktoren (WWER-440, WWER-1000)

4.1 Zielstellung

In Zusammenarbeit mit den TSOs der atomrechtlichen Behörden Armeniens, Bulgariens und der Ukraine werden Stör- und Unfallanalysen sowohl für das Verhalten des PKL als auch des Containments/Störfalllokalisierungssystems von KKW mit WWER-440 und WWER-1000 durchgeführt. Hierbei kommen die bei der GRS entwickelten Programme ATHLET, ATHLET-CD, COCOSYS sowie die gekoppelte Version von ATHLET/ATHLET-CD - COCOSYS zur Anwendung. Schwerpunkte bilden einerseits Analysen im Zusammenhang mit Nachweisen und Lösungen zur Einschätzung von Sicherheitsertüchtigungsmaßnahmen, andererseits Untersuchungen zu Störfallprozeduren (EOP).

Das Arbeitspaket 3 ist in fünf Arbeitspunkte unterteilt. Eine Kurzbeschreibung der Zielstellungen dieser Arbeitspunkte wird im Folgenden gegeben:

- Fortsetzung der Arbeiten zur Kopplung der Störfallcodes ATHLET und COCOSYS, Anwendung der gekoppelten Version in Stör- und Unfallanalysen für KKW mit WWER-440 (↗ Kapitel 4.2)

Die Forschungsarbeiten zur Kopplung von ATHLET/ATHLET-CD und COCOSYS für das KKW Rowno-1/2 (WWER-440/213) werden in Zusammenarbeit mit SSTC NRS (TSO der ukrainischen atomrechtlichen Behörde) fortgeführt. Sie beinhalten:

- Auswahl des Störfalles für Langzeituntersuchungen und Erweiterung der vorliegenden Stand-alone-Datensätze für das KKW Rowno um Aerosol- und Spaltproduktdateien;
 - Durchführung von Testrechnungen mit ATHLET/ATHLET-CD und COCOSYS;
 - Durchführung der Stand-alone- und gekoppelten Rechnungen für einen ausgewählten Störfall, Vergleich der Rechenergebnisse.
- Untersuchung postulierter Stör- und Unfälle im KKW Armenien unter Anwendung von GRS-Codes (↗ Kapitel 4.3)

Gespräche mit NRSC (TSO der armenischen atomrechtlichen Behörde) ergaben, dass folgende Forschungsaktivitäten zum KKW Armenien-2 (WWER-440/270) Gegenstand der Kooperation in diesem AP werden sollen:

- Fortführung der im INT KoNuS_2014 begonnenen Untersuchungen zu EOPs mit dem ATLAS-Analysesimulator;
 - Detaillierte Erforschung einer ausgewählten EOP mit dem ATLAS-Analysesimulator (inkl. weiterer Adaption des Simulators);
 - Untersuchungen zur Sumpfvorstopfung unter Anwendung des COCOSYS-Codes;
 - COCOSYS-Analysen zur Erhöhung der Leckdichtheit des Störfalllokalisierungssystems zur Untermauerung der Einschätzung dieser Maßnahme im AP 2;
 - Durchführung von Unfallanalysen mit den Codes ATHLET/ATHLET-CD und COCOSYS zur Einschätzung mitigativer Notfallmaßnahmen bei Unfällen (SAMG).
- Gemeinsame Untersuchungen mit Sachverständigenorganisationen von WWER-Betreiberländern zu Beton-Schmelze-Wechselwirkungen und Schmelzeausbreitung im Containment bei Unfällen in WWER-Anlagen (↗ Kapitel 4.4)

Vorgesehen ist die Fortsetzung der Forschungsarbeiten unter Anwendung des COCOSYS-Moduls CCI (MEDICIS)⁵ und des LAVA-Codes zu Prozessen im Containment von WWER-440 und WWER-1000 nach Versagen des Reaktordruckbehälters. Die Arbeiten erfolgen in Kooperation mit ENPRO (Bulgarien) und SSTC (Ukraine) und beinhalten:

- Anwendung von LAVA in Analysen für KKW mit WWER-440/213 beginnend mit der Diskussion der Notwendigkeit, das Ausbreitungsverhalten von Kernschmelze im Containment zu simulieren;
- Durchführung von LAVA-Rechnungen unter Berücksichtigung der Nachzerfallswärmeleistung in der Schmelze;

⁵ Aus autorenrechtlichen Gründen wird die Weiterentwicklung des MEDICIS-Moduls in COCOSYS im Weiteren mit CCI bezeichnet.

- Erweiterung des Spektrums an MEDICIS-Analysen für WWER-1000, Modellierung von mehreren Kavernen mit dem MEDICIS-Modell;
- Erweiterung des Spektrums an CCI-Analysen für WWER-1000, Berücksichtigung einer erhöhten Interfacetemperatur für die Betonzerstörung;
- Analyse von Unfallszenarien für KKW mit WWER-1000 mit der COCOSYS-Version 2.4v4 mit dem implementierten Modell CCI und dem LAVA-Code.
- Unfalluntersuchungen mit Sachverständigenorganisationen von WWER-Betreiberländern zur Einschätzung von Handlungsempfehlungen bei Unfällen (↗ Kapitel 4.5)

Geplant sind hier Analysen mit den Rechenprogrammen ATHLET-CD und COCOSYS zu Unfallabläufen in WWER-440/213 und WWER-1000. Kooperationspartner sind ENPRO (Bulgarien) und SSTC NRS (Ukraine). Die Analysen umfassen:

- Vorbereitung und Durchführung von COCOSYS-Analysen zu Accident Management Maßnahmen in WWER-440/213-Anlagen unter Berücksichtigung von Wasserstoff-Rekombinatoren und ggf. gefilterter Druckentlastung;
- Diskussion und nach Möglichkeit analytische Untersuchungen zur Ex-Vessel-Kühlung des RDB bei Unfällen mit schwerem Kernschaden in WWER-440/213-Anlagen (in Verbindung mit Arbeiten im AP 2 zur Einschätzung von Handlungsempfehlungen für die RDB-Kühlung)
- ATHLET-CD-Analysen zu Prozessen im Brennelementlagerbecken von WWER-440/213-Anlagen bei Kühlungsausfall;
- Fortsetzung der im Vorhaben INT KoNuS_2014 begonnenen Untersuchungen mit ATHLET-CD / SUSA zum Einfluss ausgewählter Parameter auf Prozesse im Brennelementlagerbecken von WWER-1000-Anlagen bei Kühlungsausfall, Analyse der 1. und 2. Unfallphase;
- Analysen mit den gekoppelten Codes ATHLET-CD und COCOSYS zu Containmentparametern beim Ausfall der Kühlung im Brennelementlagerbecken von WWER-1000-Anlagen.
- Vergleich der Effektivität des Wasserstoffabbaus unter Einsatz verschiedener Wasserstoff-Rekombinatoren (↗ Kapitel 4.6)

Die geplanten Forschungsarbeiten umfassen die folgenden Aktivitäten:

- Recherche nach Informationen zu den in WWER-Anlagen eingesetzten Wasserstoff-Rekombinatoren (AREVA-Typ, NIS, RVK);
- Implementierung der Informationen in COCOSYS-Testdatensätze zur Untersuchung von Unfällen am Beispiel einer WWER-1000-Anlage;
- Analyse des Wasserstoffabbaus bei einem ausgewählten Unfallszenario mit dem COCOSYS-Code;
- Vergleich der Effektivität des Wasserstoffabbaus durch die verschiedenen Rekombinatoren anhand der Analyseergebnisse.

4.2 Kopplung der Störfallcodes ATHLET und COCOSYS und ihre Anwendung in Unfallanalysen für KKW mit WWER-440

Die Störfallcodes ATHLET(-CD) und COCOSYS sind innerhalb dieses Arbeitspunktes weiter für Anlagen mit WWER-440 adaptiert und verifiziert worden. Diese Forschungsarbeiten erfolgten in Zusammenarbeit mit Experten der ukrainischen Sachverständigenorganisation SSTC NRS. Sie basieren auf den Ergebnissen des Vorläufervorhabens, in dem sowohl Stand-alone-ATHLET- und COCOSYS-Datensätze als auch ein gekoppelter ATHLET-COCOSYS-Datensatz für das KKW Rowno-1 erstellt und in Rechnungen zum Auslegungsstörfall Leck 1F DN200 angewendet wurden /GRS 16/.

Bei der Fortführung dieser Arbeiten lag der Schwerpunkt nunmehr auf der Erweiterung der Datensätze für die Simulation von auslegungsüberschreitenden Störfällen bzw. von Unfällen. D. h. der ATHLET-Datensatz wurde auf ATHLET-CD erweitert und dazu die erforderlichen Eingabedaten für Modelle zur Simulation der Kernzerstörung und des Spaltproduktverhaltens inklusive ihrer Nachzerfallsleistung erstellt und implementiert. Hinsichtlich des Containments wurde der COCOSYS-Datensatz für die Anwendung des Hauptmoduls AFP zur Modellierung des Aerosol- und Spaltproduktverhaltens erweitert.

Für die Datensatzerweiterungen und Modelladaption war die Implementierung konkreter Anlagendaten für eine Referenzanlage vorgesehen. Zum Erhalt der hierfür notwendigen Informationen war die Kooperation mit einer kompetenten Expertenorganisation eines WWER-440-Betreiberlandes erforderlich, im konkreten Fall mit der SSTC NRS Kiew. Die Bereitstellung der Informationen war Teil des Unterauftrages UA-3422 /CON 17b/ zwischen der GRS und SSTC NRS.

4.2.1 Auswahl des Unfallszenarios und Erweiterung der Datensätze für ATHLET-CD und COCOSYS

Während des Projektmeetings im April 2017 mit den ukrainischen Fachkollegen des SSTC NRS /MIN 17a/ wurde das für den Langzeitbereich zu untersuchende Unfallszenario festgelegt: Äquivalentleck 1F DN200 im kalten Strang der Hauptkühlmittelleitung bei gleichzeitigem totalen Stromausfall. Die Wahl des Stranges ist später korrigiert worden, da bei Verwendung der bei SSTC vorliegenden Programmversion ATHLET-CD 3.1A auf Grund von Modellbeschränkungen im Teilmodell SOPHAEROS der Leckort im heißen Strang liegen muss. Es wurde zunächst das gleiche Störfallszenario wie im Vorläufervorhaben ausgewählt, damit kein größerer Aufwand für die Anpassung der Thermohydraulik-Daten in ATHLET und COCOSYS erforderlich wird und sich die Aktivitäten auf die Erweiterung durch die Modelle für schwere Störfälle konzentrieren können. Im letzten Abschnitt des Projektes wurde dann auf ein Szenario mit totalem Stromausfall gewechselt, d. h. ohne Annahme eines gleichzeitigen Lecks im Primärkreislauf.

Mit SSTC NRS wurde vereinbart, dass Block 1 des KKW Rowno als Referenzanlage für die gemeinsamen Untersuchungen mit den gekoppelten Codes fungiert. Dies hat Konsequenzen für die Kopplung beider Datensätze, z. B. für die programmtechnische Anbindung der Kühlkreislaufschleifen in ATHLET-CD an die Containment-Zonen in COCOSYS.

Ein bei SSTC NRS vorliegender ATHLET-Datensatz für die Referenzanlage Rowno-1/2 wurde seitens der GRS in einen ATHLET-CD-3.0A-Datensatz überführt, der in /KON 17/ beschrieben ist. Hierbei erwies sich die Rekonfiguration der Kernmodellierung als notwendig, die im Projektmeeting mit SSTC NRS im Juni 2017 /MIN 17c/ eingehend diskutiert und abgestimmt wurde.

Während des Projektmeetings im Juni 2018 /MIN 18c/ wurden mit den ukrainischen Experten konkrete Fragen zur Anwendung von ATHLET-CD für das KKW Rowno-1 diskutiert und durch die GRS Hinweise zur Optimierung des Datensatzes insbesondere zur Wahl des BE-Kassettenmaterials und zur Bestimmung des Zeitpunktes für die Schmelzverlagerung in das untere Plenum gegeben.

Der für das KKW Rowno-1/2 (mit Nasskondensator) in der Vergangenheit erstellte COCOSYS-Datensatz wurde zur Simulation des Aerosol- und Spaltproduktverhaltens erweitert. Eine Beschreibung der Datensatzmodifikationen ist in /KON 17/ enthalten. Im

ersten Schritt erfolgte die Aktualisierung des vorliegenden V2.4v3-Datensatzes auf die neu freigegebene Anwenderversion COCOSYS V2.4v4. Anhand von Testrechnungen wurde überprüft, ob diese neue Version mit geänderten Modellen sowie erweiterten logischen Prüfungen von Eingabedaten einen Einfluss auf die Rechenergebnisse hat. Modell- und Steuerdaten wurden für die Aktivierung des AFP-Hauptmoduls sowie zur Definition von Aerosolkomponenten und Spaltproduktisotopen implementiert, anlagenspezifische Aerosol-Ablagerungs- und -Überströmflächen unter Zuarbeit von SSTC NRS definiert. Die ukrainischen Experten haben in der Datenbasis zum KKW Rowno-1/2 ein Raummodell des Containments in elektronischer Form vorliegen (CAD-Daten) und konnten diese Flächen daraus generieren, was u. a. Gegenstand des oben erwähnten Unterauftrages UA-3422 /CON 17b/ war. Darüber hinaus sind eine Reihe Verbesserungen am Datensatz identifiziert worden.

Auf den zwei Arbeitstreffen mit SSTC NRS /MIN 17a/, /MIN 17c/ wurden die Erweiterungen und Verbesserungsvorschläge diskutiert. SSTC NRS berichtete über Modernisierungsmaßnahmen im KKW Rowno-1/2 und die Notwendigkeit von Anpassungen in den ATHLET-CD- und COCOSYS-Datensätzen. Zum Containment liegen aktuelle Messdaten zur Containment-Leckage sowie Informationen zu inzwischen installierten Wasserstoffrekombinatoren vor.

Die Eingabedaten für die Simulation des Aerosol- und Spaltproduktverhaltens mit COCOSYS sind im 2. Quartal 2018 durch SSTC NRS vervollständigt und während des Projektmeetings im Juni 2018 /MIN 18c/ diskutiert worden. Im Ergebnis der Adaption des Datensatzes für die Unfalluntersuchungen ist das hermetische Raumsystem speziell im Bereich der Dampferzeuger jetzt durch 18 zusätzliche Modellzonen (bei insgesamt 78 Zonen) wesentlich feiner unterteilt.

In den gegen Ende der Projektlaufzeit durchgeführten Analysen wurde dann die letzte für SSTC NRS verfügbare gekoppelte Programmversion ATHLET-CD 3.1A patch4 und COCOSYS V2.4v5 angewendet.

4.2.2 Anwendbarkeit von ATHLET-CD auf Anlagen mit WWER-440

Die im Vorläufervorhaben INT KoNuS_2014 /GRS 16/ mit der ATHLET-CD-Pilotrechnung /KON 15/ vorgelegten Simulationsergebnisse wurden im Rahmen einer Literaturrecherche mit den Resultaten alternativer Rechenprogramme (ASTEC,

MELCOR) verglichen. Hierbei konnte ermittelt werden, dass diese Rechenprogramme bereits seit dem Jahr 2001 über die Fähigkeit verfügen, das in der Pilotrechnung untersuchte auslegungsüberschreitende Störfallszenario „Station Blackout (SBO)“, für den Reaktortyp WWER-440/213 über einen Zeitraum von 40 000 Sekunden zu simulieren. Weiterhin zeigte der Vergleich, dass durch ATHLET-CD eine wesentlich geringere Wasserstoffmenge berechnet wird. Hierfür wurden Unzulänglichkeiten im Modell zur Schmelzeverlagerung in das untere Plenum und die fehlende Berücksichtigung der Oxidationsfähigkeit der Hüllen der Brennstabkästen als Hauptursachen identifiziert. Zur Berücksichtigung der Hüllen in der Zirkonium-Dampfreaktion und damit als Quelle für die erzeugte Wasserstoffmenge wurde die Modellierung des Kerns überarbeitet.

Auf der Grundlage einer GRS-internen Diskussion /PRO 17/ konnte ein weiterführender Modellierungsentwurf entwickelt werden, der auf eine Verbesserung der aktuellen ATHLET-CD-Simulationsergebnisse für den Reaktortyp WWER-440 abzielt. Im Fokus dieser Arbeit stand die Untersuchung der programmatischen Umsetzungsmöglichkeit auf der Basis des aktuell vorliegenden ATHLET-CD-Quellprogramms. In den Diskussionen wurde klar, dass für den Reaktortyp WWER-440 die derzeit vorliegenden Modellierungsmöglichkeiten des ATHLET-CD-Programms nur Simulationen von Unfallszenarien geringer Auftrittswahrscheinlichkeit zulassen, d. h. Szenarien für die zusätzlich zum Stromausfall (Station Blackout) von einem Versagen des Steuerstab-Einfallmechanismus ausgegangen wird. Die linke Graphik in Abb. 4.1 gibt diesen Zustand im Reaktor wieder. Im wahrscheinlicheren Szenario einfallender Steuerstäbe (Kassetten) werden, aufgrund der axialen Steuerstab-Brennstab-Kopplung, 37 Brennelemente in den unteren Reaktorbereich verlagert (rechte Seite). Vorausgegangen war den Diskussionen eine Analyse zu Erweiterungsmöglichkeiten des ATHLET-CD-Moduls ECORE in Bezug auf die Darstellbarkeit des spezifischen Kerndesigns von WWER-440. Die Ergebnisse dieser Analyse liegen in /KON 17a/ zusammengefasst vor. Zielsetzung der in diesem Bericht vorgestellten Erweiterung ist die Realisierung einer virtuellen Verlagerung von Brennstab- und Steuerstabmaterial vor dem Beginn der Transienten-Rechnung, um die gegebene inhomogene Materialverteilung nach Reaktorabschaltung abbilden zu können.

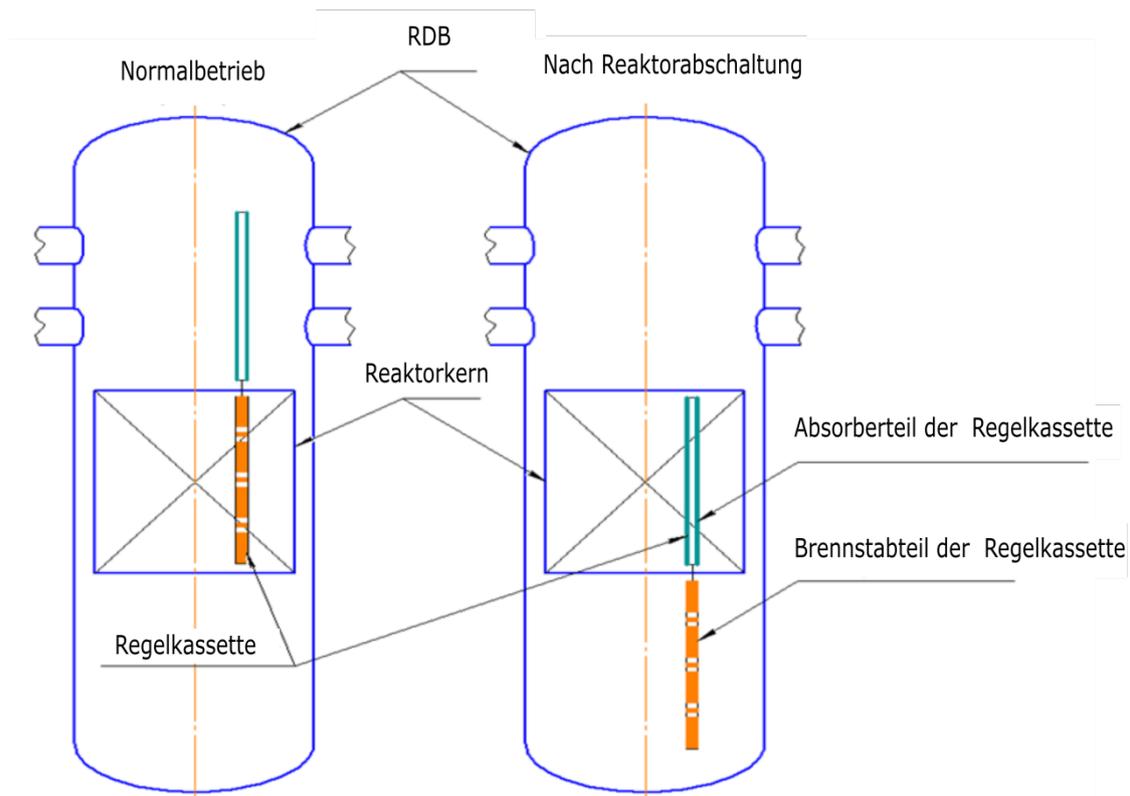


Abb. 4.1 ATHLET-CD, WWER-440/213, Spezifik des Kerndesigns von WWER-440-Reaktoren

4.2.3 Testrechnungen mit ATHLET-CD und COCOSYS

Von den Wissenschaftlern des SSTC NRS wurden im Herbst 2017 erste Testrechnungen mit dem erweiterten ATHLET-CD-Datensatz für das Referenzkraftwerk Rowno-1 durchgeführt. Dieser Datensatz wurde zur Plausibilitätsprüfung von der GRS in einer Gegenrechnung angewendet. Die Ergebnisse zeigten, dass notwendige stationäre Bedingungen (Steady-State-Phase) zu Beginn des Unfallszenarios nicht erreicht wurden und somit die Voraussetzungen für anschließende Testrechnungen nicht erfüllt waren. Das Problem konnte identifiziert und schließlich eine wesentlich verbesserte Version des ATHLET-CD-Datensatzes erstellt werden.

Nach Modelladaptionen und Komplettierung der ATHLET-CD- und COCOSYS-Datensätze wurden weitere Testrechnungen auf Seiten der GRS und des SSTC NRS durchgeführt, die der Überprüfung der implementierten Änderungen dienten. Es zeigte sich eine fehlerhafte Implementierung der Massen- und Energieströme aus den ersten ATHLET-CD-Rechnungen in den Stand-alone-Datensatz für COCOSYS: u. a. war die gewählte Schrittweite für die Tabellenstützstellen in der Anfangsphase viel zu grob und

führte zu falschen Ergebnissen. Verbesserungen wurden auch für die Kernmodellierung im ECORE-Modul in ATHLET-CD vorgeschlagen (u. a. detailliertere Abbildung des Kerns durch 5 konzentrische Ringe sowie Erhöhung der Anzahl vertikaler Nodes von 12 auf 24, adiabat modellierte Kerntrageplatte). Die relevanten Wärmeleitstrukturen in ATHLET-CD, d. h. die Außenseiten der Hauptkühlmittelleitung, des Druckhalters und der Dampferzeuger waren noch nicht mit den COCOSYS-Containment-Zonen gekoppelt und damit erfolgte kein Wärmeübertrag, was die unerwartet gute Übereinstimmung der Ergebnisse für Stand-alone- und gekoppelte Temperaturverläufe im Containment erklärt. In den sich anschließenden Unfallanalysen kamen die zu diesem Zeitpunkt für SSTC NRS im Rahmen ihrer Programmlizenz verfügbar gewordenen Codeversionen ATHLET-CD 3.1A patch4 und COCOSYS V2.4v5 zur Anwendung. Im Vergleich zur vorher verwendeten ATHLET-CD-Version, deren Rechnungen oftmals abnormal endeten (speziell zu Beginn der Kernverlagerung in das untere Plenum), läuft diese Codeversion stabiler.

Von GRS und SSTC NRS wurden gemeinsam Eingabedaten für die Stand-alone-Rechnung mit COCOSYS erstellt, die aus den Stand-alone-Ergebnissen mit ATHLET-CD extrahiert wurden. Speziell war die Frage zu klären, welche der SOPHAEROS-Ausgabewariablen zur Erstellung der Zeittabellen für die Aerosoleinspeisung in COCOSYS AFP verwendet werden müssen. Hierzu wurde durch die GRS eine mögliche Vorgehensweise zur Erzeugung der Randbedingungen für die Stand-alone-Rechnung mit COCOSYS erarbeitet. Diese Vorgehensweise wurde auf dem nächsten Arbeitstreffen mit SSTC NRS /MIN 18I/ diskutiert und abgestimmt. Damit war SSTC NRS dann in der Lage, gekoppelte Rechnungen über die geplante Prozesszeit von 20 000 s durchzuführen, d. h. bis zum Durchschmelzen des RDB. Parallel zu diesen Rechnungen wurden seitens GRS weitere Variantenrechnungen durchgeführt, um Ergebnisse und Schlussfolgerungen von SSTC NRS zu überprüfen. Alle Ergebnisse sowie der Entwurf des Berichtes zur Dokumentation der Untersuchungen zum schweren Störfall 1F DN200 bei gleichzeitigem SBO wurden mit SSTC diskutiert /MIN 19a/.

Die Datensätze, Randbedingungen und Annahmen sowie die Analyseergebnisse sind von SSTC NRS im Rahmen des Unterauftrages UA-3422 /CON 17b/ im Task A Bericht /VYS 19a/ dokumentiert worden. Der Vergleich der Ergebnisse zeigt, dass die Hauptparameter in den Stand-alone- und gekoppelten Rechnungen sehr ähnlich sind. Das ist Ergebnis der mehrfachen Verbesserung der Stand-alone-Datensätze, d. h. die ersten Rechnungen zeigten noch große Abweichungen. Eine komplette Übereinstimmung der Ergebnisse war nicht Ziel der Analysen, so ist z. B. in der Stand-alone-Rechnung der

Energieeintrag von heißen Primärkreislaufstrukturen in das Containment nur durch eine vorliegende gekoppelte Analyse zu berücksichtigen. Beispielhaft seien hier die Druck- und Temperaturverläufe im Containment nach ca. 5 000 s genannt, die in der gekoppelten Version bei 20 000 s etwa 10 kPa und 20 K höher liegen. Als Ursache wurde die Annahme der Freisetzung von Spaltprodukten und damit der Nachzerfallsenergie in das Containment in der Stand-alone-Rechnung mit COCOSYS identifiziert. Wie die gekoppelte Analyse zeigt, wurden dabei die maßgeblichen Spaltprodukte I-132 und Xe-133 in der Stand-alone-Variante um den Faktor 100 zu gering angenommen (Abb. 4.2).

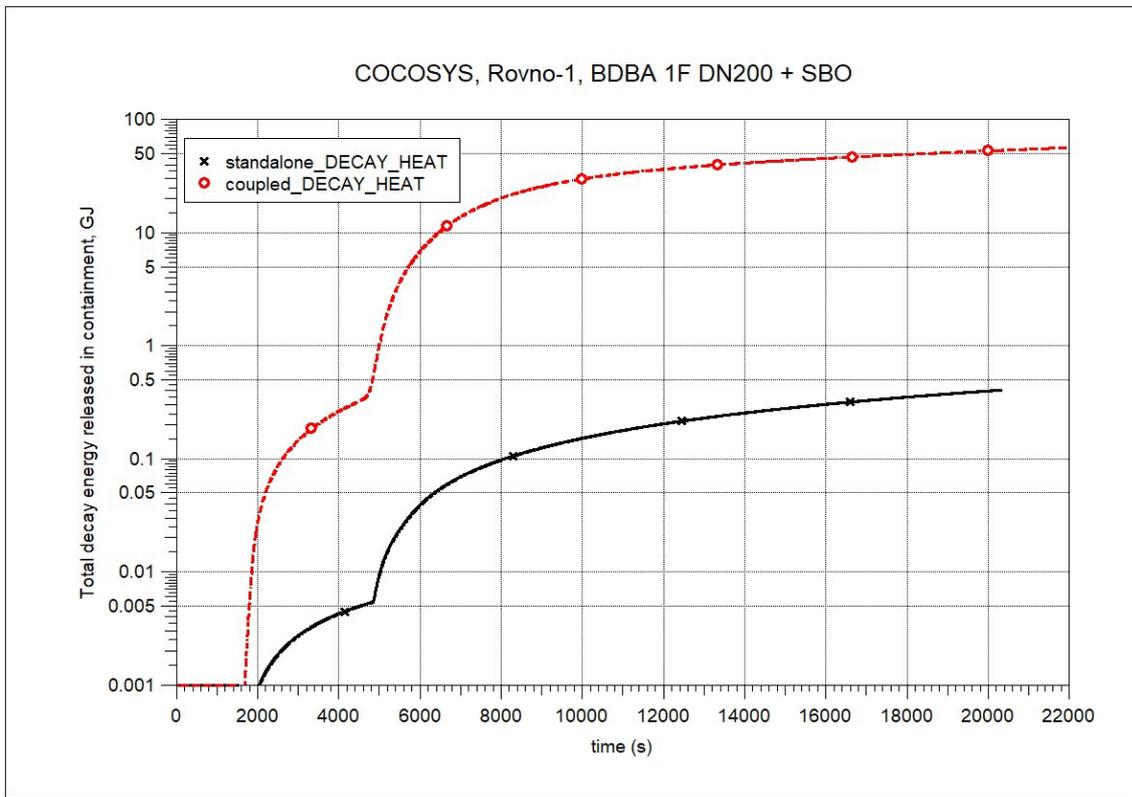


Abb. 4.2 ATHLET-CD – COCOSYS, KKW Rowno-1, 1F DN200 plus SBO, Vergleich Stand-alone- und gekoppelte Simulation, in das Containment freigesetzte Nachzerfallsenergie

Weitere detailliertere Ergebnisse inklusive der Diskussion von identifizierten Unzulänglichkeiten in den Datensätzen (z. B. zu hoher Abbrand, geringe generierte Wasserstoffmasse) und in den Programmen (nur ein Kernbereich in ECORE abbildbar, Freisetzungspfad in SOPHAEROS, ...) sind in /VYS 19a/ zu finden.

In der nächsten Phase des Projektes wurde der Einfluss der Installation von Wasserstoffrekombinatoren (engl.: Passive Autocatalytic Recombiner, PAR) auf das Verhalten

der Containmentparameter im KKW Rowno-1 untersucht. Dafür wurde ein Störfallszenario mit TSA ausgewählt und damit der Ausfall aller Sicherheitssysteme, d. h. im Unterschied zu bisher ist dies ein Hochdruckpfad für einen schweren Störfall. Auf Grund der oben dargestellten Probleme und des Aufwandes zu Verbesserung des Stand-alone-Datensatzes für COCOSYS wurde hier eine gekoppelte Analyse bevorzugt, in der alle wesentlichen Randbedingungen von ATHLET-CD bereitgestellt werden (Massen- und Energieeintrag durch ein Druckhaltersicherheitsventil inkl. Spaltprodukten und damit der Nachzerfallsleistung, Wärmeübertrag von den Kreislaufstrukturen). Deshalb wurde der gekoppelte Datensatz ATHLET-CD 3.1A p4 – COCOSYS V2.4v5 an das Szenario angepasst, d. h. das Leck 1F DN200 deaktiviert und ein Druckhaltersicherheitsventil als neue Schnittstelle zu COCOSYS definiert mit den entsprechenden Änderungen wie dem Freisetzungspfad in SOPHAEROS. Wie bereits oben erwähnt, kann das Einfallen der kombinierten Brennstoff- und Regelkassetten noch nicht simuliert werden. Das Containment des KKW Rowno-1 ist gegenwärtig mit PARs des Framatome-Typs FR90/1-1500 ausgerüstet, die für Auslegungsstörfälle dimensioniert sind.

Die gekoppelten Simulationen mit ATHLET-CD und COCOSYS wurden bis zum RDB-Versagen nach 36 400 s durchgeführt plus 5 000 s vor Störfalleintritt als stationäre Rechnung, um einen stabilen Zustand im Kühlkreislauf zu erhalten. Zum Vergleich wurde eine Basisvariante ohne PARs erstellt. Der Vergleich beider Varianten zeigt, dass ein nahezu identisches Verhalten von Reaktor und Kühlkreislauf berechnet wird, da auf Grund des hohen Druckes im PKL und damit kritischer Ausströmung über das geöffnete Druckhaltersicherheitsventil keine Rückwirkung vom Containment auftritt. Minimale Unterschiede beruhen auf einer etwas anderen Containment-Gegentemperatur für die Strukturen des PKL, die letztendlich zu anderen Integrationszeitschritten im FTRIX/FEBE-Löser führen und damit abweichenden Parametern (Ergebnisunsicherheiten verursacht durch die Numerik), z. B. einem leicht verschobenen Zyklus Öffnen/Schließen des Druckhaltersicherheitsventils.

Die Druck- und Temperaturverläufe im Containment sind minimal höher, was auf die Rekombination von Wasserstoff (ab 30 000 s) und die damit verbundene zusätzliche Energiefreisetzung zurückzuführen ist sowie das geänderte Öffnungsverhalten des Druckhaltersicherheitsventils. Die höchste Wasserstoffkonzentration von bis zu 40 Vol.% tritt im Raum des Druckhalters auf, aber die dort installierten PARs werden nicht aktiviert, da die Luft und damit der erforderliche Sauerstoff bereits durch Dampf aus dem Druckhaltersicherheitsventil verdrängt ist. Abb. 4.3 zeigt, dass die PARs die

Wahrscheinlichkeit für das Auftreten von brennbaren Gasmischungen verringern, aber nicht verhindern. Insgesamt ist die Wirkung der Rekombinatoren gering, da sie nur für wesentliche geringere Freisetzungsraten von Wasserstoff bei Auslegungsstörfällen vorgesehen sind.

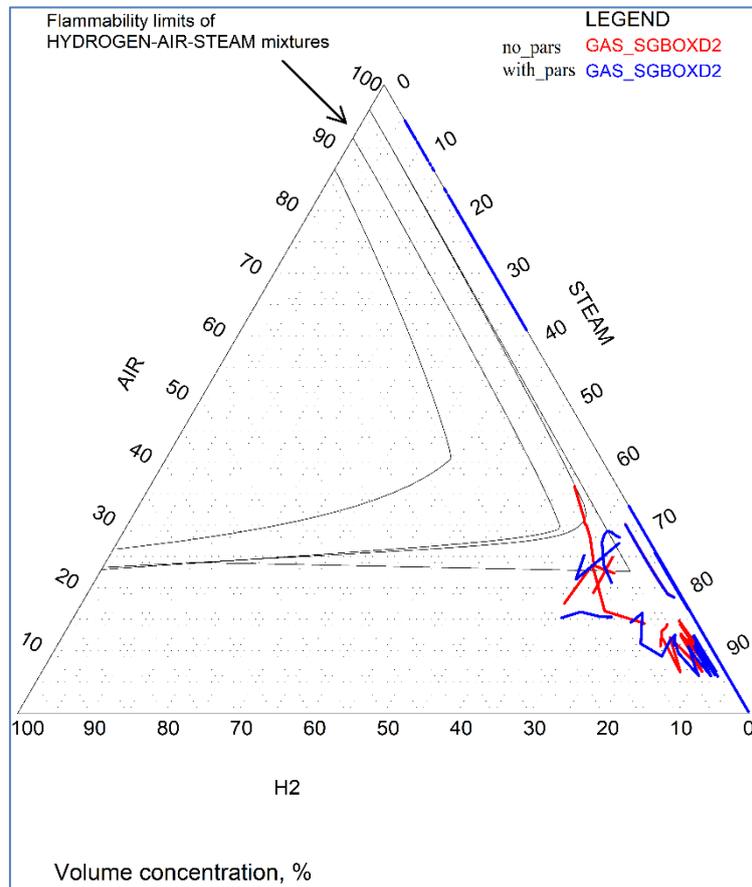


Abb. 4.3 ATHLET-CD – COCOSYS, KKW Rowno-1, SBO, Vergleich der Brennbarkeit der Atmosphäre in der Dampferzeugerbox ohne und mit Berücksichtigung von PARs

Diese Aussage trifft auf die betrachtete In-Vessel-Phase zu; während der Ex-Vessel Phase mit höheren Wasserstoffraten wird ihr Einfluss noch geringer werden. Zur klareren Darstellung sollte in solchen Analysen das COMB/FRONT-Verbrennungsmodell nicht aktiviert werden. Zu berücksichtigen sind auch die oben dargestellten Einschränkungen von ECORE bzgl. der Kernabbildung, was sich in der berechneten Wasserstofffreisetzung auswirkt.

Weitere Details zu den Simulationsergebnissen können dem Bericht /VYS 19c/ von SSTC NRS entnommen werden, der im Rahmen des Unterauftrages im Task C erstellt wurde.

Nach Beendigung des Unterauftrages an SSTC NRS Ende 2019 wurden von der GRS mit dem gekoppelten Datensatz weitere Analysen durchgeführt, um einerseits aufgetretene Probleme während der bisherigen Rechnungen vertieft zu untersuchen (Erarbeitung von Hinweisen für die Programmentwicklung) und andererseits die Datensätze weiter zu verbessern. Folgende Erkenntnisse wurden dabei gewonnen:

- Auf Grund eines Eingabefehlers in COCOSYS wurde die während der stationären Rechnung von ATHLET übergebene Wärmeenergie im Containment nicht „kompensiert“, so dass zu Störfallbeginn etwas zu hohe Atmosphärentemperaturen vorliegen.
- Es ist ein realistischer Kernabbrand von 42 GWd/tHM zu verwenden, und damit ein höherer Wert als zunächst von SSTC NRS zugearbeitet und in /VYS 19c/ verwendet.
- Als Randbedingung für die Berechnung des Isotopeninventars im Kern verwendet OREST Angaben zur Reaktorfahrweise und zur Borkonzentration im Kühlwasser. Hier wurde von SSTC NRS vereinfachend eine konstante Reaktorleistung von 1 375 MW definiert, aber gleichzeitig eine zeitabhängige Borkonzentration entsprechend eines 3-Jahres-Zyklus verwendet. Zudem ist die Borkonzentration zu hoch für eine WWER-440 Anlage. GRS hat diese vorerst auf 12 ppm und in Übereinstimmung mit der Reaktorleistung als konstant definiert. Dadurch verbesserte sich die von OREST berechnete Nachtzerfallsleistung. Es wird empfohlen, dass SSTC NRS repräsentative Zyklen der Reaktorleistung und der Borkonzentration im KKW Rowno-1 nachfragt.
- Für das Modul FIPREM sind Elementgruppen zur Berechnung der Spaltproduktfreisetzung aus den zerstörten Brennelementen definiert. Hier hat SSTC nur 11 Gruppen angegeben. Dies wurde von der GRS auf die empfohlenen 23 Gruppen erweitert, so dass nun alle prinzipiell möglichen Isotope in der Freisetzung in den PKL, im Weitertransport bzw. Ablagerung mit SOPHAEROS und schließlich in das Containment berücksichtigt werden.

Der Einfluss der Änderungen wurde durch Vergleiche mit der Rechnung von SSTC NRS überprüft. Die Änderungen sind nicht gravierend, so dass alle Aussagen von SSTC NRS weiterhin gültig sind. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen der GRS sind im Bericht /KON 20/ ausführlich dargestellt. Dieser Bericht bzw. die Ergebnisse sollen in Zukunft mit SSTC NRS diskutiert werden. In Zusammenfassung der Analysen mit SSTC NRS beinhaltet dieser Bericht eine Liste von weiteren vorgeschlagenen Datensatzverbesserungen. Daneben wird auf Grund wesentlicher Modellverbesserungen der Wechsel zur

neuesten gekoppelten Codeversion AC² 2019 empfohlen. Außerdem sind identifizierte Fragen zu den Programmen aufgelistet.

Generell ist festzuhalten, dass die in der Zusammenarbeit mit SSTC NRS identifizierten und während der Bearbeitung behobenen Probleme in beiden Codes von großem Wert für die Codeaustestung und -entwicklung für die GRS sind. Insbesondere die im Verlauf der Arbeiten implementierten Programmverbesserungen flossen seitens GRS in neue Programmversionen ein, so z. B. in das im Juli 2019 freigegebene Programmpaket als AC² 2019 bestehend aus ATHLET/ATHLET-CD 3.2 und COCOSYS 3.0.0.

Im Ergebnis der Zusammenarbeit werden auch die Datensätze für WWER-440/213 durch Informationen aus den Kraftwerksanlagen weiter verbessert, so dass damit von der GRS qualifiziertere Analysen möglich sind.

4.3 Untersuchung postulierter Stör- und Unfälle im KKW Armenien unter Anwendung von ATLAS AS und COCOSYS

Stör- und Unfallanalysen für KKW mit WWER-440-Reaktoren unter Anwendung der Codes ATHLET und COCOSYS bzw. RALOC/DRASYS werden bei der GRS seit etwa 30 Jahren durchgeführt. Hierbei kommt der Anlage Armenien, Block 2 (WWER-440/270) eine besondere Rolle zu. Sie stellt in Bezug auf ihre Konfiguration mittlerweile einen Prototyp dar, weil sich die implementierten und geplanten Modernisierungsmaßnahmen von Anlagen gleicher oder ähnliche Bauart unterscheiden. Es ist z. B. heute die einzige Anlage, die noch über die ursprünglich installierten Abwurfklappen zur Druckentlastung bei Störfällen verfügt.

Die GRS ist bestrebt, mit ihrem Codesystem AC², zu dem ATHLET und COCOSYS gehören, alle in Europa und in angrenzenden Ländern betriebenen KKW abbilden zu können. Für das Kraftwerk Armenien, Block 2, geschieht das auf der Basis von Anlagendaten, die von Experten der armenischen Sachverständigenorganisation NRSC zur Verfügung gestellt werden. Diese Anlagendaten auf dem aktuellen Stand zu halten und ggf. die Modelladaptionen in den Codes vorzunehmen, verlangt eine kontinuierliche Zusammenarbeit, für die das Projekt INT KoNuS die notwendigen Rahmenbedingungen geboten hat.

4.3.1 Erforschung einer EOP mit dem ATLAS-Analysesimulator

Im Vorläufervorhaben INT KoNuS_2014 /GRS 16/ ist mit Erstellung eines ATLAS-Analysesimulators (AS) zur Untersuchung von Störfallprozeduren (EOPs) begonnen worden. Wie schon im INT KoNuS_2014 wurden diese Forschungsarbeiten gemeinsam mit Experten der armenischen Sachverständigenorganisation NRSC durchgeführt und zunächst offene Fragen zur Bedienung und Anpassung des ATLAS AS während eines Projektmeetings im März 2017 /MIN 17/ erörtert. NRSC hatte vorgeschlagen, die Steuerung der Pumpen zur Hochdrucknotkühleinspeisung flexibler zu gestalten. Die Pumpen sollten separat manuell ab- und zugeschaltet werden können. Diesem Vorschlag ist die GRS nachgekommen und hat das Simulatormodell entsprechend ergänzt. Informationen zum Entwicklungsstand des ATLAS AS für EOPs des KKW Armenien-2, Stand Juni 2017, liegen zusammengefasst im Arbeitsmaterial /PRJ 17/ vor.

Die Experten des NRSC haben ihrerseits der GRS den Bericht /NRS 14/ zur Einschätzung von EOPs zum KKW Armenien übergeben. In diesem Bericht werden Analyseergebnisse zu verschiedenen Störfallszenarien beschrieben, die direkt mit dem Verlust der Hauptwärmesenke in Verbindung stehen. Anhand der untersuchten Szenarien wurde die Wirksamkeit verschiedener EOPs mithilfe des US-amerikanischen Codes RELAP festgestellt und Empfehlungen ausgesprochen. Die GRS hat sich einen Überblick über die analysierten Prozeduren verschafft und sie im Hinblick auf die Anwendung des ATLAS AS überprüft; im Speziellen darauf, ob und in welchem Umfang Änderungen am ATLAS-Datensatz und an den BOP-Modellen notwendig sind. Es zeigte sich, dass vor allem die Anlagensteuerung zu modifizieren ist. Der armenische Bericht liefert außerdem eine Reihe möglicher Szenarien für die spätere Bewertung von EOPs. Die Bereitstellung von Informationen und Daten für die Modelladaption und Anwendung des ATLAS AS auf EOPs für das KKW Armenien war u. a. Bestandteil des Unterauftrages UA-3417 /CON 17/ zwischen der GRS und NRSC.

Auf dem Projektmeeting mit NRSC im Juni 2018 /MIN 18b/ wurde vom armenischen Fachkollegen der Stand der Untersuchungen bei NRSC zur ausgewählten EOP – VF-T.1 “Verlust der Hauptwärmesenke” – vorgestellt und diskutiert. Diese EOP sieht u. a. vor, dass bei Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung und gleichzeitigem Versagen der Notspeisewasserzufuhr eine Druckentlastung des Sekundärkreislaufs vorgenommen wird, um anschließend die Dampferzeuger über das sogenannte AKN-System zu bespeisen. Mit dem oben erwähnten Bericht /NRS 14/ lag der GRS eine Version dieser EOP von 2014 vor. Die Störfallprozedur wurde inzwischen überarbeitet. Hierzu steht der

GRS eine Kurzversion zur Verfügung. Allerdings beinhaltet diese Version nicht alle notwendigen Daten zur vollständigen Umsetzung im Analysesimulator. Diese Daten wurden zunächst aus der alten Version der EOP von 2014 übernommen. Nach Vorliegen der endgültigen Fassung der Störfallprozedur ist die Notwendigkeit der Anpassung des ATLAS AS mit NRSC erneut zu diskutieren.

Die neue Version für Überprüfungsrechnungen mit dem ATLAS AS wurde umgesetzt. Im Fokus stand dabei bisher die Umsetzung des Einspeisesystems AKN der Dampferzeuger, das in der Störfallprozedur VF-T.1 zur Anwendung kommt. Das System wird im Verlauf der Prozedur durch das Bedienpersonal aktiviert, sobald die vorgesehene Druckentlastung der Dampferzeuger abgeschlossen ist. Dadurch soll der Füllstand im Dampferzeuger wiederhergestellt werden. Das System wurde entsprechend modelliert und seine Steuerung so umgesetzt, dass es im ATLAS AS angesprochen werden kann.

NRSC wurde vorgeschlagen, zur neuen Version ATHLET 3.1A zu wechseln. In dieser Version werden anstelle der BOP-Routinen zur besseren Pflegbarkeit des Codes sogenannte Plugins genutzt. Um zu garantieren, dass der Übergang zur neuen Kopplungstechnik schnell vollzogen werden kann und um die GRS-interne Nutzung zu ermöglichen, wurden die BOP-Routinen bereits formal in Plugins umgesetzt. Rechenergebnisse unterschiedlicher Szenarien (Nulltransiente, Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe, kleines Leck im Primärkreislauf) mit BOP-Routinen und Plugins wurden außerdem miteinander verglichen, um die Anwendbarkeit der Plugins zu bestätigen. Es konnte gezeigt werden, dass sich aufgrund der geänderten Aufrufabfolge die Ausgabewerte zwar im Detail unterscheiden, der sich ergebende Anlagenzustand aber nahezu identisch ist.

Die notwendigen Änderungen an den formalen Datenverarbeitungsstrukturen (Nutzung von Plugins) sollten auch in der Anwendung auf Störfallprozeduren keine unzulässig großen Abweichungen der Rechenergebnisse hervorrufen. Zur Überprüfung dessen wurden Vergleichsrechnungen mit der alten ATHLET-Version (d. h. mit BOP-Routinen) durchgeführt. Die Vergleichsrechnungen umfassten einfache Störfälle, in denen die zusätzlichen Funktionen der BOP-Modelle unter verschiedenen Randbedingungen Verwendung finden. Die untersuchten Szenarien beinhalten eine lange stationäre Rechnung, den Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe und ein kleines Leck im kalten Strang des Primärkreislaufs (mit und ohne Ausfall der externen Stromversorgung). Die Resultate der Vergleichsrechnungen waren annähernd gleich. Bei größeren Abweichungen ergaben die Plugins wegen robusterer Datenverarbeitungsstrukturen insgesamt bessere Ergebnisse.

Um die Simulation der EOP mit ATLAS AS zu vereinfachen, wurde eine Prozedurliste erstellt, die die Randbedingungen für entsprechende Simulationen automatisch festlegt. Wird sie im ATLAS geladen, aktiviert sie u. a. das störfallauslösende Ereignis (Ausfall der Speisewasserversorgung), erlaubt die Nutzung der EOP (Aufhebung einer Sperre, die einen ungewollten Start der Prozedur verhindert) und beendet die Simulation beim Eintreten der Randbedingungen für den Abschluss dieser Störfallprozedur.

Während des Projektmeetings mit NRSC im November 2018 /MIN 18k/ wurde der aktuelle Stand der Arbeiten zum ATLAS AS diskutiert. Schwerpunkte hierbei waren die für die Prozedur notwendigen Operatorhandlungen sowie das Verhalten der Hauptkühlmittelpumpen und der Turbinen. Die in diesem Zusammenhang identifizierten Änderungen wurden in den ATLAS AS eingepflegt und weitere Testrechnungen durchgeführt. Im Ergebnis der Diskussion wurde übereingekommen, dass die GRS eine neue Version des ATLAS AS erarbeitet, die die EOP umsetzen kann.

Entsprechend der getroffenen Vereinbarungen wurde die Anlagensteuerung im AS generell und besonders im Hinblick auf die nachzurechnende EOP angepasst. Im Einzelnen betrifft das:

- die Implementierung eines Signals zum Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen zur Vorbeugung gegen Kavitation;
- die Korrektur der Bedingungen für die Turbinenabschaltung;
- das Anpassen der EOP-spezifischen Warnsignale für den Dampferzeugerfüllstand;
- die Definition der Einspeisung durch das Hilfssystem AKN.

Diese Weiterentwicklung des ATLAS AS für die ausgewählte Prozedur wurde auf Lauffähigkeit getestet. Mit Unterstützung der GRS hat NRSC am ATHLET-Datensatz Änderungen vorgenommen. Die GRS implementierte kleinere Korrekturen in den Analysesimulator und führte zur Überprüfung der Änderungen eine Testrechnung zur EOP durch. Abb. 4.4 gibt beispielhaft eines der interaktiven Bilder des entwickelten Analysesimulators wieder.

ARMENIA NPP Unit 2 (VVER-440/W-270) General view

Transient Time = 4278.5 s

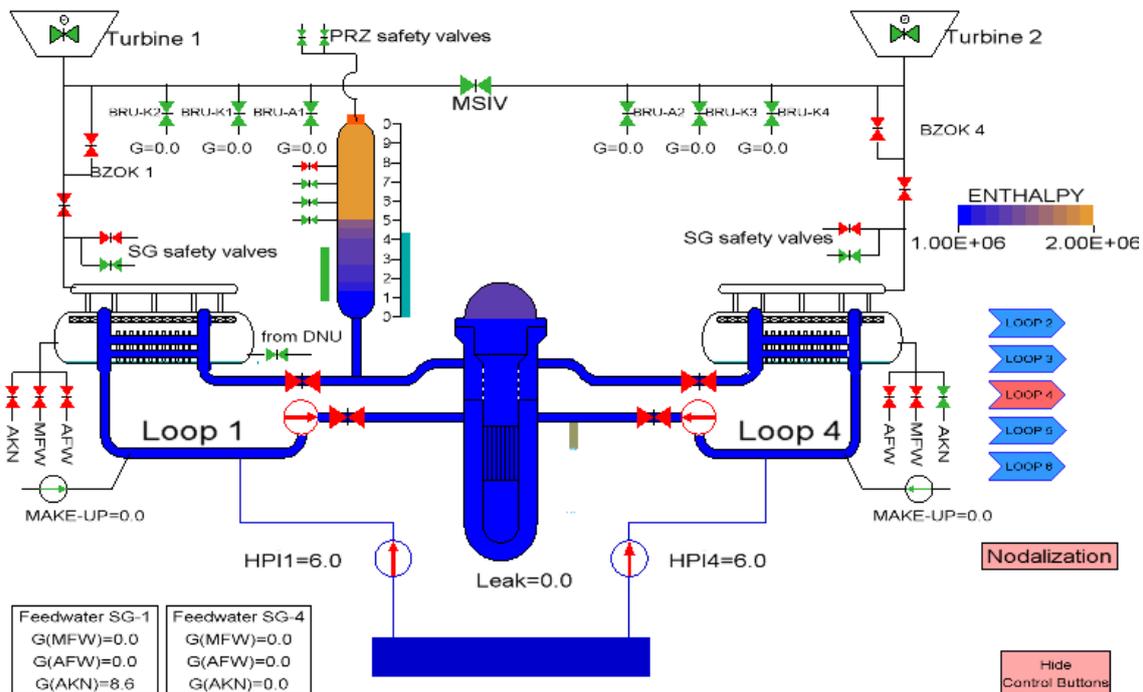


Abb. 4.4 ATHLET, ATLAS AS, KKW Armenien-2, interaktive Übersicht über den Reaktor während der EOP

In den weiteren Arbeiten zeigten sich Probleme mit dem Füllstand in einem der sechs Dampferzeuger. Die Analyse ergab, dass aufgrund eines inkorrekt gesetzten Schwellwerts die Hauptkühlmittelpumpen nicht ausgeschaltet wurden. Aufgrund des resultierenden höheren Durchsatzes im Primärkreislauf und des damit verbundenen verstärkten Wärmeübergangs im sich füllenden Dampferzeuger, wurde zu viel Dampf erzeugt und der Anstieg des DE-Füllstands dementsprechend begrenzt. Nach der Korrektur des Schwellwerts und der Abschaltung der Pumpen zeigte der Füllstand schließlich den erwarteten und mit der EOP bezweckten Verlauf. NRSC wurde auf die fehlerhafte Steuerung aufmerksam gemacht und der angepasste ATHLET-Datensatz übergeben.

Mit der korrigierten Version des ATLAS AS wurden Verifikationsrechnungen durchgeführt, die neben der regelgerechten Durchführung auch ungünstige Randbedingungen für die Prozedur vorsahen.

NRSC hat die finalen Versionen der Datensätze für ATLAS und ATHLET, die im Rahmen des Projektes durchgeführte Adaption des ATLAS-Tools sowie die wesentlichen Ergeb-

nisse der ATLAS-Anwendung auf die EOP im Bericht /NRS 20/ zur Task D des Unterauftrages UA-3417 /CON 17/ beschrieben. Die GRS hat den Bericht kommentiert. Seine Endversion wurde der GRS im Februar 2020 übersandt.

Die Ergebnisse der Projektarbeiten der GRS zur Modelladaption des ATLAS AS und zur Anwendung des Analysesimulators auf die Störfallprozedur VF-T.1 „Verlust der Hauptwärmesenke“ sind in der Technischen Notiz /PRJ 20/ beschrieben.

4.3.2 Untersuchungen zur Sumpfvorstopfung unter Anwendung von COCOSYS

Im Rahmen des Vorhabens kooperiert die GRS mit der armenischen Expertenorganisation NRSC auch auf dem Gebiet der Codevalidierung. Ausgerichtet sind diese Arbeiten auf die Qualifizierung des COCOSYS-Codes für Störfallanalysen zu KKW mit WWER-440.

Im Frühjahr 2017 wurden von Experten der GRS COCOSYS-Analysen zur Nachrechnung des Experimentes Test 1 an der slowakischen Versuchsanlage HYDRO-1 (Abb. 4.5, /HOV 15/) durchgeführt. Mit diesem Experiment ist die Sumpfvorstopfung durch Isolationsmaterial bei Kühlmittelverluststörfällen unter Berücksichtigung des modernisierten Sumpfeinlaufes im KKW Armenien untersucht worden. In den Analysen hierzu kam das COCOSYS-Modell zur Sumpfvorstopfung zur Anwendung.

Im Fokus der Untersuchungen mit COCOSYS standen die Wasserstände in den Bereichen vor und hinter den Sumpfsieben HSKN-02 und der Koeffizient K (Filter- und Isolationsmaterial-spezifischer Strömungsverlustbeiwert) in der Formel zur Berechnung der Druckdifferenz, die sich durch die Verstopfung der Siebe aufbaut. In den COCOSYS-Nachrechnungen konnte eine gute Übereinstimmung zwischen berechneten und gemessenen Werten erzielt werden, z. B. für die Wasserhöhenstände in den Behältern.

Abb. 4.6 zeigt den Einfluss des K Koeffizienten auf die Druckdifferenz über die Filter. Wie zu ersehen ist, bewirkt die Änderung von K in einer Bandbreite von $\pm 50\%$ eine Änderung der Druckdifferenz von ± 1 kPa. Setzt man diese Änderung ins Verhältnis mit dem für die Notkühlpumpen der realen Kraftwerksanlage notwendigen Mindesthöhenstand im Wasservorratsbehälter, bewegt sich die Ungenauigkeit durch K im Bereich von $\pm 2,5\%$ des Höhenstandes.

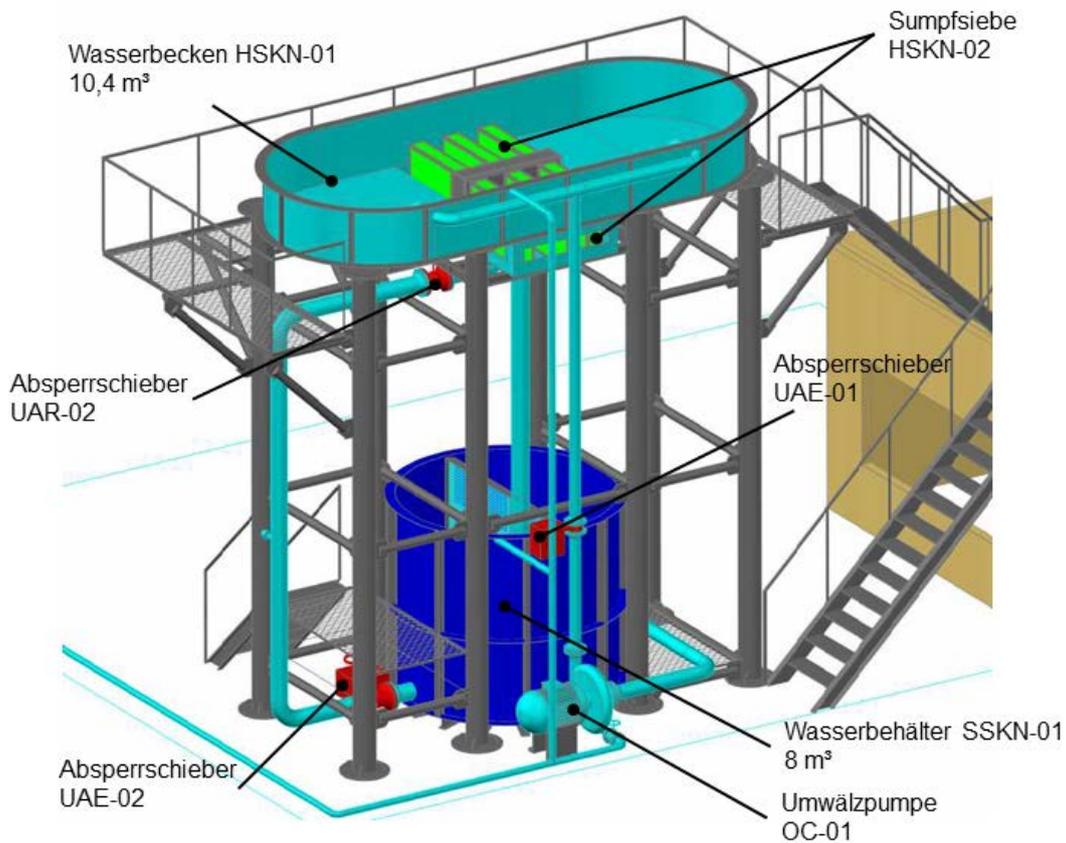


Abb. 4.5 Aufbau der Versuchsanlage HYDRO-1

Diese Diskussion verdeutlicht neben dem Validierungserfolg den Wert der Analysen in der Übertragung der Ergebnisse auf die Anlage, da der aus dem Experiment abgeleitete K Koeffizient auch in zukünftigen Rechnungen für das KKW Armenien-2 zum Einsatz kommen wird.

Im Ergebnis der COCOSYS-Nachrechnungen zum Test 1 sowie der Arbeiten am Datensatz hierfür wurde von der GRS eine Reihe Fragen und Bemerkungen formuliert. Leider ist es nicht gelungen, die Experimentatoren von VUEZ für die Beantwortung der Fragen zu gewinnen. Somit wurden die Versuchsnachrechnungen mit dem beschriebenen Stand abgeschlossen. Sie stellen einen Beitrag zur WWER-spezifischen Validierung des COCOSYS-Codes, hier speziell des Sumpfmodells, dar. Die Detailergebnisse der Analyse und die Schlussfolgerungen daraus wurden den armenischen Fachkollegen von NRSC auf dem Projektmeeting Ende März 2017 /MIN 17/ präsentiert und sind im GRS-V-Bericht /WFF 17a/ beschrieben.

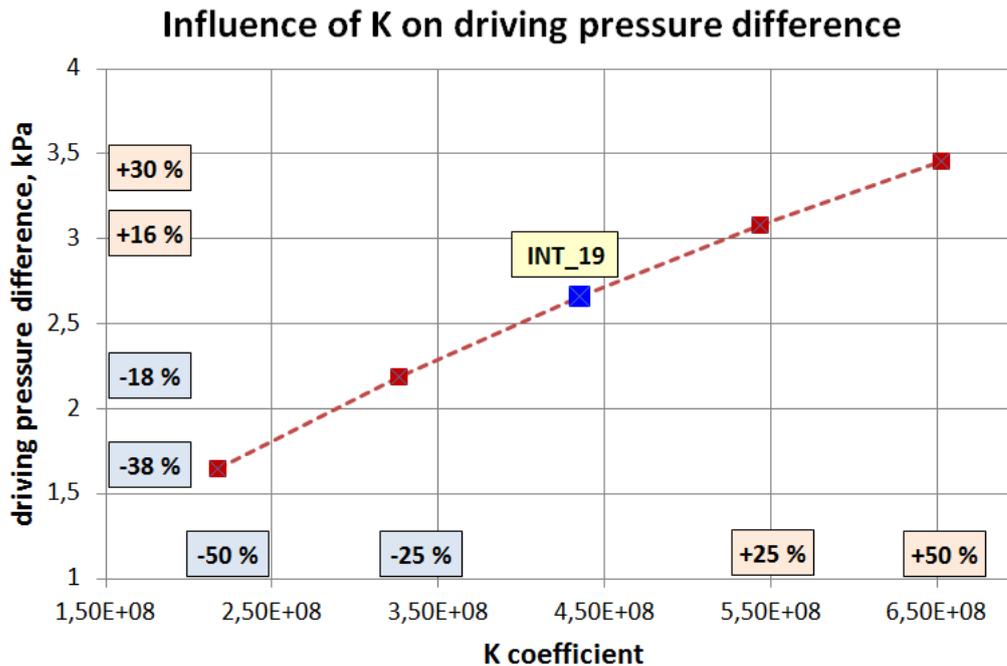


Abb. 4.6 COCOSYS, HYDRO-1 Versuchsanlage, Test 1, Einfluss des K Koeffizienten auf die Druckdifferenz über die Filter (INT_19: Basisrechnung)

4.3.3 COCOSYS-Analysen zur Erhöhung der Leckdichtheit des SLS

Kernkraftwerke mit WWER-440-Reaktoren der älteren Generation sind im Vergleich zu Kraftwerken modernerer Bauart u. a. durch eine wesentlich höhere Leckrate des Störfalllokalisierungssystems (SLS) in die Umgebung charakterisiert. Deshalb ist die Reduzierung der Leckrate (d. h. die Erhöhung der Leckdichtheit des SLS) ein Schwerpunkt, auf den Modernisierungsmaßnahmen in diesen Kraftwerken abzielen. Innerhalb des Arbeitspunktes wurde unter Anwendung des COCOSYS-Codes für die Referenzanlage KKW Armenien, Block 2 (WWER-440/270) eine Variantenanalyse durchgeführt. Ziel dieser Analyse war es zu untersuchen, wie sich die geplante Verringerung der Leckrate auf Parameter im SLS bei einem postulierten Auslegungsstörfall auswirkt. Zudem haben nach der Katastrophe von Fukushima-Daiichi Studien zu auslegungsüberschreitenden Störfällen an Aufmerksamkeit gewonnen. Aus diesem Grunde wurde als zweites Szenario der gleiche Kühlmittelverluststörfall unter Annahme eines totalen Stromausfalles mit COCOSYS analysiert. Diese Stör- und Unfallanalysen erfolgten gemeinsam mit den armenischen Fachkollegen des NRSC. Voraussetzung für die Durchführung der Analyse war die Adaption des COCOSYS-Codes an die Problemstellung sowie Arbeiten zur Anpassung eines vorliegenden WWER-440-Datensatzes einerseits an die Codeversionen V2.4v4 und V2.4v5 und andererseits an die Spezifika des Referenzkraftwerkes.

Untersucht wurden der neue maximale Auslegungsstörfall „Bruch der Druckhalterverbindungsleitung 2F DN209“ und ein Unfallszenario unter Annahme der gleichen Bruchgröße. Die Ausgangssituation für diese Szenarien und einige im Vorfeld der Untersuchungen zur Reduzierung der Leckrate identifizierte Probleme waren Gegenstand des Projektgespräches zwischen der GRS und NRSC im Juni 2018 /MIN 18b/. Nach der Überarbeitung des COCOSYS-Datensatzes für den neuen Auslegungsstörfall und unter Berücksichtigung der geplanten Reduzierung der SLS-Leckage zeigten die Rechnungen, dass beim Auslegungsstörfall auch bei abgeschalteter Sprinkleranlage der Druck im hermetischen Raumsystem unter den erlaubten Minimalwert fällt.

Im November 2018 fand in der GRS am Rande des AC² User Meetings das nächste Projekttreffen zu dieser Thematik statt /MIN 18k/. In der Präsentation von NRSC wurde untermauert, dass der SLS-Druck auch unter den erlaubten Minimalwert fällt, wenn die Sprinkleranlage nach Erreichen eines vorgegebenen Unterdruckes abgeschaltet wird. Neben den Arbeiten am und mit dem COCOSYS-Code zur Klärung von Fragen der armenischen Fachkollegen zum Codeverhalten hat die GRS die auf dem Meeting vorgeschlagenen Arbeiten zur Ergebnisvisualisierung mit Hilfe des ATLAS-Tools erbracht. Hiermit konnte insbesondere der berechnete Verlauf der Wasserstoff-Rekombinationsrate im SLS beim untersuchten Unfallszenarium eingehender analysiert werden. Die GRS führte Rechnungen mit Variation der Eingabeparameter zu den Massenstromverbindungen durch, die die Dampferzeugerbox mit dem Reaktorschacht verbinden. Es zeigte sich, dass in der Ex-Vessel-Phase nicht nur die Massenströme, sondern auch die Atmosphärentemperaturen in den an die Reaktorgrube angrenzenden Räumen stark abhängig von der Abbildung der Massenstromverbindungen im COCOSYS-Modell sind. Schließlich konnte durch die Auswertung der COCOSYS-Ergebnisse mittels ATLAS die Ursache für das Auftreten der Spitzen in den berechneten Wasserstoff-Rekombinationsraten geklärt werden. Abb. 4.7 zeigt die hierfür entscheidende Verteilung der Sauerstoffkonzentration in den SLS-Räumen ca. 16 Stunden nach Unfalleintritt. Zu erkennen sind die höheren Konzentrationen im oberen Teil des Druckhalterraumes, die in Kombination mit dem angesammelten Wasserstoff zur Entflammbarkeit des Gasgemisches führen.

Die Datenübergabe und die Durchführung von COCOSYS-Rechnungen durch NRSC erfolgte im Rahmen der Task C des Unterauftrages UA-3417 /CON 17/. Die Ergebnisse zu dieser Task sind im NRSC-Bericht /HOV 19/ beschrieben. Der Bericht enthält eine Zusammenfassung der Recherche zur Lecklokalisierung und Leckratenreduzierung in den KKW Kosloduj, Bohunice und Greifswald, eine Kurzbeschreibung der verwendeten

COCOSYS-Datensätze und die Erläuterung der Analyseergebnisse zu den drei Varianten:

- neuer Auslegungsstörfall KMV 2F DN209;
- Unfall KMV 2F DN209 mit totalem Stromausfall und vereinfachter Leckratensimulation;
- Unfall KMV 2F DN209 mit totalem Stromausfall und komplexer Leckratensimulation.

COCOSYS - ANPP-1
BDBA 2FDN209 (PRZ surge line)



time, s: 57700.0

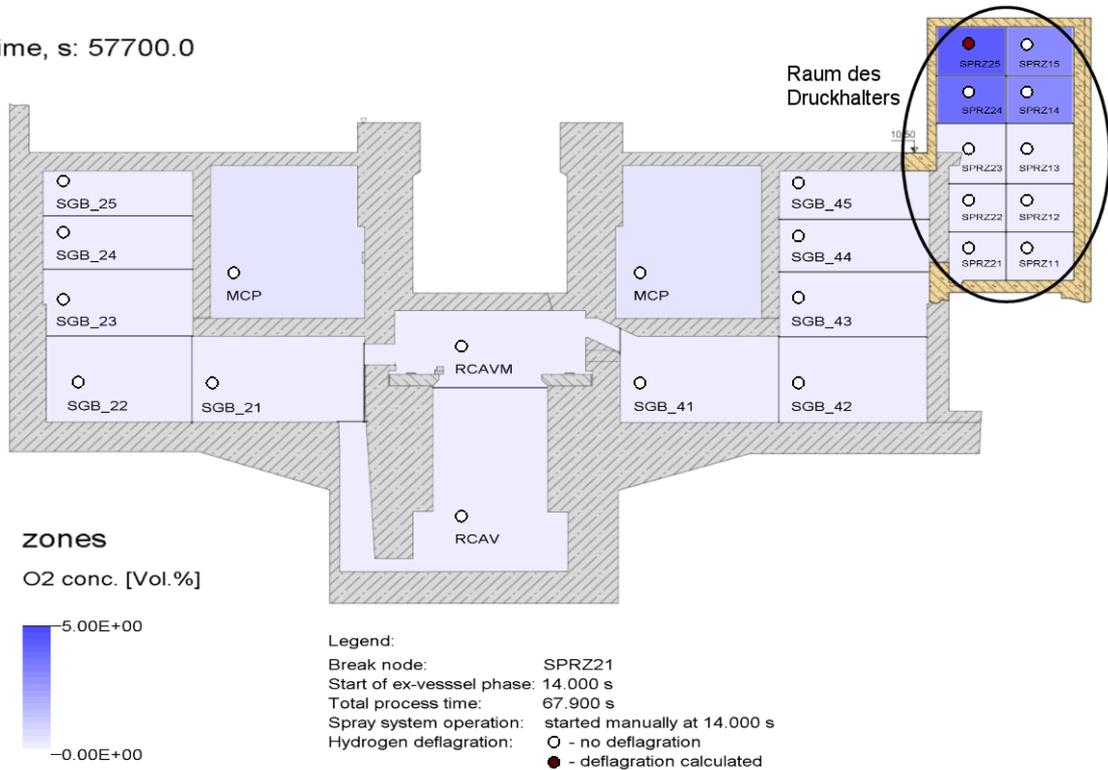


Abb. 4.7 COCOSYS, ATLAS, KKW Armenien-2, Unfall mit KMV 2F DN209, Sauerstoffkonzentration in den Räumen des SLS

Ergänzend dazu wurden die Ergebnisse der gemeinsamen Forschungsarbeiten von der GRS im Bericht /WFF 20/ zusammengefasst und ausgewertet. Die Aussagen zum Störfallszenario sind weitestgehend identisch mit denen von NRSC.

Für das Unfallszenarium wird konstatiert, dass durch den totalen Stromausfall und den damit verbundenen Ausfall des Sprinklersystems die Atmosphäre in der Mehrzahl der

Räume des SLS dampfinertisiert wird, was einerseits der Ausbildung von entflammenden Gasgemischen entgegenwirkt und andererseits dazu führt, dass die angenommenen Wasserstoff-Rekombinatoren aufgrund des geringen Sauerstoffanteils im Gemisch keinen Wasserstoff rekombinieren und sich der Wasserstoff aufkonzentriert. Eine Ausnahme bildet der höhergelegene Bereich im Druckhalterraum. Hier ist die Entstehung eines brennbaren Gasgemisches möglich. In Bezug auf den Austrag von Spaltprodukten in die Umgebung zeigen die COCOSYS-Rechnungen, dass die Reduzierung der Leckrate auf 200 Vol.%/Tag zu einer Reduzierung des Austrages von durchschnittlich 61 % führt.

Abschließend ist festzustellen, dass in nachfolgenden Untersuchungen zu Stör- und Unfallabläufen mit dem COCOSYS-Code für WWER-440 der älteren Generation den Details der Umsetzung der in den Modernisierungsprogrammen festgelegten Maßnahmen Rechnung zu tragen ist. Dazu sind z. B. die Steuerung von Systemen, Ort und Anzahl installierter Wasserstoff-Rekombinatoren, die Lösung zur RDB-Außenkühlung und die erreichte Leckdichtheit möglichst genau abzubilden. Das ist eine Herausforderung sowohl für die Codeentwickler als auch für seine Anwender.

4.3.4 Unfallanalysen mit COCOSYS zur Einschätzung mitigativer Notfallmaßnahmen bei Unfällen

In den im Vorhaben durchgeführten Analysen für das KKW Armenien-2 zur Einschätzung mitigativer Notfallmaßnahmen bei Unfällen kam anfangs die Codeversion V2.4v5 und später die neueste Version 3.0.0 zum Einsatz. Für beide Versionen mussten Modelladaptionen und Anpassungen des Datensatzes vorgenommen werden, wobei partiell auf Erkenntnisse, die in den Untersuchungen zur Erhöhung der SLS-Leckdichtheit gewonnen wurden (siehe Kapitel 4.3.3), zurückgegriffen werden konnte. Die Codeversion 3.0.0 wurde zum ersten Mal auf eine Anlage mit WWER-440 angewendet.

Nach erfolgreichen Modelladaptionen und Datensatzanpassungen wurden die Rechenergebnisse, die mit beiden Versionen erzielt wurden, exemplarisch für das Unfallszenario KMV 2F DN209 mit TSA, also einem angenommenen Doppelendbruch der Druckhalterverbindungsleitung mit totalem Stromausfall, verglichen. Die Ausströmraten und Spaltprodukt-Quellterme zu diesem Szenario sind MELCOR-Ergebnissen von NRSC entnommen worden. Die analysierte Prozesszeit beträgt 67 900 s, d. h. ca. 19 Stunden. In beiden COCOSYS-Rechnungen wurde ein 43-Zonenmodell des SLS (inkl. 3

Umgebungszonen) verwendet. Die Simulation des Unfallablaufes erfolgte mit den Modulen THY (Thermohydraulik), AFP (Aerosol- und Spaltproduktverteilung) und CCI (Beton-Schmelze-Wechselwirkung). Die wesentlichen Unterschiede zwischen den beiden verwendeten Codeversionen betreffen das CCI-Modul.

Der Ergebnisvergleich führte zu folgenden Differenzen in den Ergebnissen, bezogen auf die neue Codeversion 3.0.0:

- Die Anfangsphase ausgenommen, ist der Druck in den SLS-Räumen um wenige kPa höher. Die größte Differenz wird zum Zeitpunkt des RDB-Versagens berechnet.
- Die Temperatur in der Reaktorgrube ist in der Ex-Vessel-Phase um bis zu 100 K höher und weist nach etwa 13 Stunden eine Diskontinuität auf, deren Ursache bislang nicht vollständig geklärt werden konnte.
- Die axiale Erosion des Betons in der Reaktorgrube ist um 4 % geringer.
- Die durch die Beton-Schmelze-Wechselwirkung generierte Masse an Wasserstoff und Kohlenmonoxid ist um 4 % geringer.
- Die an die Schmelzeoberfläche übertragene Energie ist um 3 % geringer.
- Es musste eine Drainageverbindung zwischen Reaktorgrube und Umgebung in den Datensatz implementiert werden, um einen Programmabsturz unmittelbar nach Beginn der Ex-Vessel-Phase zu verhindern.

Der zweite und der letzte Anstrich beinhalten Fragen, die einer weiteren Klärung mit den Codeentwicklern bedürfen. Die Ergebnisse der Rechnung mit der Version 2.4v5 sind in /ARN 17/ im Detail beschrieben, die Randbedingungen und der Vergleich beider Rechnungen in /WFF 20a/.

Mit COCOSYS 3.0.0 wurden von der GRS zwei Handlungsempfehlungen bei Unfällen untersucht, die sich für KKW Armenien-2 gegenwärtig in Diskussion befinden. Die hierfür ausgewählten Empfehlungen sind zum einen die Installation von Wasserstoff-Rekombinatoren (engl.: PARs) und zum anderen die Maßnahme, die Sprinkleranlage in der Spätphase eines Unfalls ggf. in Betrieb zu nehmen. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen sind in /WFF 20a/ dargestellt und werden im Folgenden zusammengefasst.

Von den armenischen Fachkollegen des NRSC wurden Informationen und Daten zur in Diskussion befindlichen Installation von PARs im KKW Armenien-2 zur Verfügung gestellt. Sie fanden im Datensatz Berücksichtigung und eine Analyse zum Unfallszenario 2F DN209 mit TSA wurde über die in der Vergleichsrechnung schon erwähnten

19 Stunden Prozesszeit durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen, dass in der Mehrzahl der SLS-Räume sowohl in der In-Vessel-Phase, als auch in der Ex-Vessel-Phase Wasserstoff-Konzentrationen bis zu 25 Vol.% erreicht werden. Jedoch werden Zusammensetzungen von Gasgemischen, die die Bedingungen für eine Rekombination erfüllen, nur in 3 der 40 modellierten Zonen im SLS berechnet. Das ist darauf zurückzuführen, dass ein Großteil der Luft, die sich zum Unfallbeginn im SLS befindet, innerhalb der frühen Phase durch die sich periodisch öffnenden und schließenden Abwurfklappen in die Umgebung freigesetzt wird. Somit rekombinieren im konkreten Unfallszenario nur weniger als ein Zehntel der angenommenen und im SLS verteilten PARs den während des Unfallablaufes generierten Wasserstoff. Die Abbauraten betragen hierbei maximal 1,2 g/s. Insgesamt werden im untersuchten Zeitbereich von 19 Stunden lediglich etwa 10 kg Wasserstoff von den generierten und in das SLS freigesetzten 470 kg rekombiniert.

Folgende Schlussfolgerungen werden aus der COCOSYS-Unfallanalyse unter Berücksichtigung der Rekombinatoren gezogen:

- Mit der neuen COCOSYS-Version 3.0.0 können Berechnungen zur Wasserstoff-Problemik bei Unfällen in KKW mit WWER-440 durchgeführt werden. Die Ergebnisse sind nachvollziehbar und können bei der Untersuchung der entsprechenden Handlungsempfehlungen dienen, die Komplexität der Phänomene bei Unfallabläufen abzubilden und die Auswirkung der Handlungen einzuschätzen.
- Charakteristisch für den Ablauf von KMV mit großem Bruch (wie z. B. 2F DN209) in WWER-440-Anlagen der älteren Generation ist, dass sich die Abwurfklappen in die Umgebung periodisch öffnen und schließen. Demzufolge wird aus einem großen Teil der SLS-Räume die Luft in die Umgebung freigesetzt, womit dort installierte PARs wirkungslos werden. Die Notwendigkeit der Installation von PARs in diesen Räumen bei kleinen Bruchgrößen bleibt zu untersuchen.
- Es wurden Bereiche im SLS festgestellt, in denen rekombinierbare Gemische berechnet wurden, wo sich kein PAR befindet. Auch diese Situation sollte in Zukunft genauer betrachtet werden.
- Die Dichtheit des SLS im KKW Armenien-2 ist sehr gering. Demzufolge besteht die Gefahr, dass Gasgemische mit hohem Wasserstoffanteil durch die Undichtheiten in die an das SLS angrenzenden Räume austreten und dort in Kombination mit der Luft brennbare Gemische bilden. Es sollte überlegt und analysiert werden, wie diese Gemischbildung vermieden werden kann.

Das oben erwähnte Unfallszenario Doppelendbruch der Druckhalteranschlussleitung mit TSA wurde auch bei der Untersuchung der Maßnahme „Späte Zuschaltung der Sprinkleranlage“ angenommen. Erneut kamen in dieser Untersuchung die COCOSYS-Module THY, AFP und CCI zur Anwendung. Randbedingung hierbei war, dass 6 Stunden nach Unfallbeginn (d. h. schon in der Ex-Vessel-Phase) zwei Sprinklerpumpen in Betrieb gehen und Wasser in das SLS eingesprüht wird. Die erste Rechnung hierzu brach aufgrund kleiner Schrittweiten ab. Nach Änderung geometrischer Daten in einigen Drainageverbindungen und der Prüfung des Einflusses dieser Datensatzmodifikationen trat dieser Abbruch nicht mehr auf. Die mit dem modifizierten Datensatz durchgeführte Rechnung brach ca. 7 Stunden nach Unfallbeginn, d. h. 1 Stunde nach Beginn des Einsprühens, im CCI-Modul⁶ ab. Die Sprinkleranlage war jedoch lediglich 3 Minuten in Betrieb und dann wegen des Unterdruckkriteriums wieder abgeschaltet worden. Trotz des nur einmaligen Zuschaltens der Sprinkleranlage konnten aus dieser Rechnung wertvolle Erkenntnisse gewonnen werden. Das zeitlich relativ kurze Einsprühen von kaltem Wasser in die SLS-Atmosphäre führt zu einer effektiven Druckabsenkung im Raumsystem, was wiederum eine Reduzierung der Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte durch die Leckage in die Umgebung zur Folge hat.

Dieser Handlungsmaßnahme bei Unfällen ist in Zukunft in Bezug auf die Bildung brennbarer Gemische im SLS Achtung zu schenken. Durch die Sprühwirkung wird durch die Dampfkondensation Unterdruck erzeugt und aus der Umgebung Luft angesaugt. Gleichzeitig fällt damit der Dampfanteil in den SLS-Räumen, was mit mehrmaliger Zuschaltung der Sprinkleranlage zur Bildung brennbare Gasgemische führen kann.

Bei den oben beschriebenen COCOSYS-Untersuchungen handelt es sich um die erste Anwendung der neuen Codeversion 3.0.0 auf KKW mit WWER-440. Sie demonstrieren die Anwendbarkeit dieser Version auf die gegebenen Problemstellungen zu WWER-440, liefern wertvolle Ergebnisse für die zukünftige Diskussion von Handlungsempfehlungen bei Unfällen und werfen speziell zum CCI-Modul Fragen auf, die zu ihrer Klärung an die GRS-Codeentwickler weitergeleitet wurden.

⁶ Dieser Abbruch wurde den Codeentwicklern zur Problemlösung mitgeteilt.

4.4 Unfalluntersuchungen zu Schmelzeausbreitung und Beton-Schmelze-Wechselwirkungen im SLS/Containment von WWER-Anlagen

Nach der Reaktorkatastrophe von Fukushima haben Studien zu Unfällen mit schwerem Kernschaden an Aufmerksamkeit gewonnen, insbesondere mit Augenmerk auf die Beton-Schmelze-Wechselwirkung und die Schmelzeausbreitung im SLS bzw. Containment. Deshalb stellen deterministische Untersuchungen mit dem LAVA-Code zur Schmelzeausbreitung nach Versagen des Reaktordruckbehälters und mit COCOSYS/CCI zur Beton-Schmelze-Wechselwirkung in WWER-Anlagen thematische Schwerpunkte im Arbeitspaket AP 3 des Vorhabens INT KoNuS dar.

4.4.1 Kopplung von LAVA und MEDICIS in COCOSYS-Unfallanalysen

Zur Anwendung von LAVA und MEDICIS ⁷ für KKW mit WWER-440 und -1000 fand im Rahmen des Vorhabens INT KoNuS am 22. Februar 2017 in der GRS Köln eine GRS-interne Fachdiskussion statt. Neben der Diskussion laufender und geplanter Arbeiten zu LAVA und MEDICIS stand die Verzahnung des in Vorbereitung befindlichen BMWi-Vorhabens „Modellentwicklung zu Vorgängen im Containment für das GRS-Codesystem AC²“ mit Analysen im AP 3 des INT KoNuS im Mittelpunkt des Treffens. Es wurden alle in der Aufstockung des Vorhabens INT KoNuS geplanten Aktivitäten zu LAVA und MEDICIS behandelt und zu jedem Punkt ein Fazit formuliert. Ein herausragendes Ergebnis dieser Fachdiskussion ist die in Abb. 4.8 dargestellte Prozedur zur (Offline-)Kopplung von LAVA und MEDICIS in COCOSYS-Unfallanalysen. Die Prozedur wurde in englischer Sprache erarbeitet, weil sie in Zukunft den Experten der Partnerorganisationen vorgestellt und mit ihnen zusammen weiterentwickelt wird. Diskussionsverlauf und Ergebnisse der internen Fachdiskussion sind im Protokoll /PRO 17a/ fixiert und werden in die weitere Arbeitsplanung des AP 3 eingehen.

⁷ Aus autorenrechtlichen Gründen wird die Weiterentwicklung des MEDICIS-Moduls in COCOSYS in den nachfolgenden Kapitel mit MEDICIS/CCI bzw. ausschließlich CCI bezeichnet.

Guidance for LAVA - MEDICIS application in COCOSYS severe accident analyses

rev. 0 (23. Februar 2017)

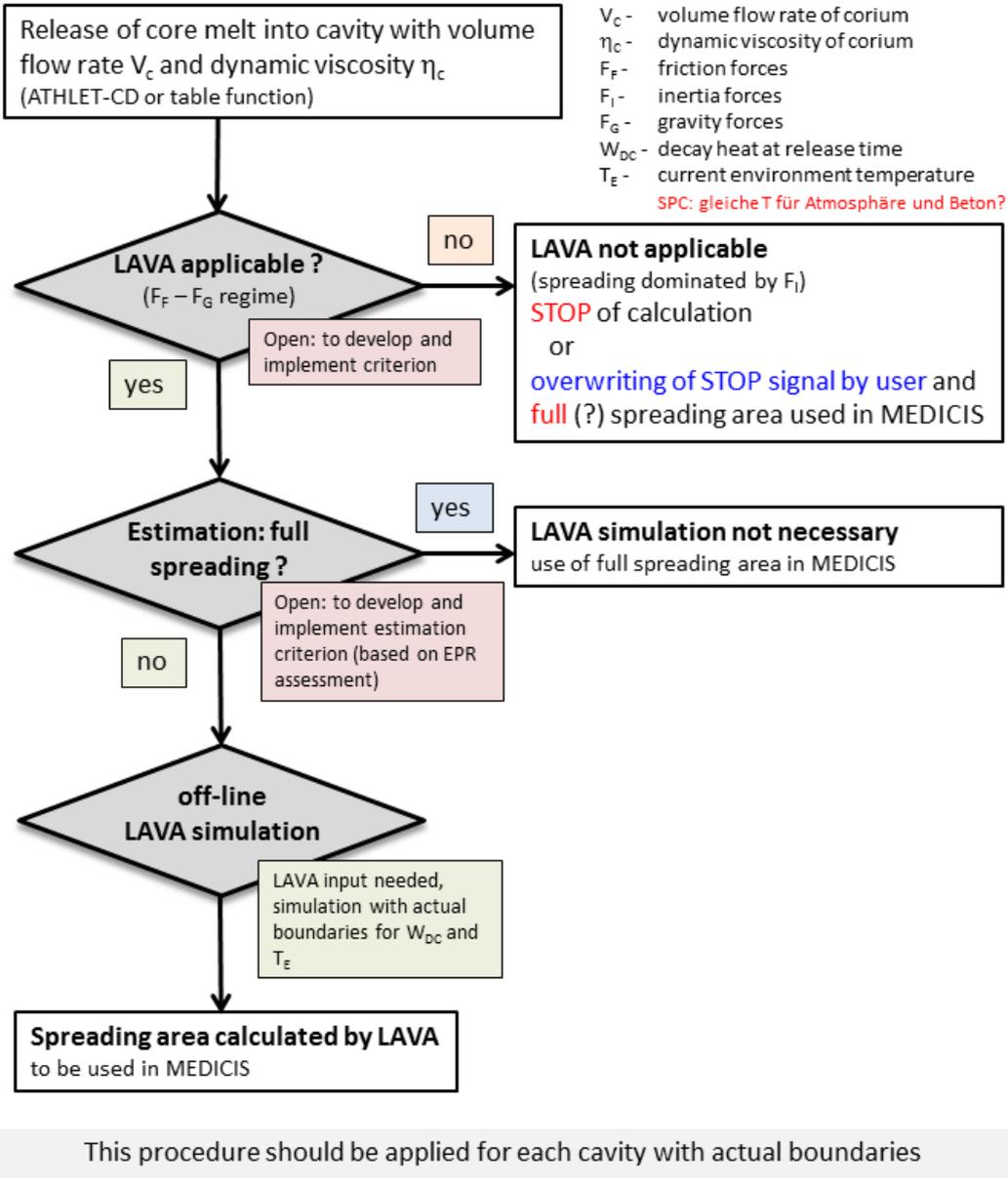


Abb. 4.8 Prozedur zur Kopplung von LAVA und MEDICIS in COCOSYS-Unfallanalysen

4.4.2 Anwendung von LAVA in Unfallanalysen für KKW mit WWER-440/213

Die Arbeiten sind mit einer Literaturrecherche, Überlegungen und Diskussionen zur Notwendigkeit der Simulation des Ausbreitungsverhaltens von Kernschmelze im WWER-440-Containment begonnen worden. Im Ergebnis der Literaturrecherche konnten zwar einige Schemata und Zeichnungen zur Reaktorgrube von WWER-440 gefunden werden, jedoch keinerlei Informationen zu Szenarien mit Kernschmelzeaustritt sukzessive Schmelzeausbreitung nach RDB-Versagen. Die Diskussionen wurden zunächst intern, später gemeinsam mit den ukrainischen Fachkollegen des SSTC NRS geführt. Schließlich ist entschieden worden, das Ausbreitungsverhalten der Schmelze in WWER-440/213-Anlagen mit dem LAVA-Code zu analysieren, auch wenn sich gegenwärtig im Zusammenhang mit Unfällen, die zum RDB-Versagen führen, international die Arbeiten auf die Außenkühlung des RDB konzentrieren. Mit den LAVA-Analysen kann z. B. der zeitliche Rahmen der Schmelzeausbreitung im SLS und schließlich ihres Austrags in die Umgebung abgesteckt werden.

In den Vorläufervorhaben INT Ost/INSC /GRS 14/ und INT KoNuS_2014 /GRS 16/ wurden mit LAVA Untersuchungen zur Schmelzeausbreitung in WWER-1000-Anlagen durchgeführt. Im hier beschriebenen Vorhaben INT KoNuS hat die GRS die LAVA-Analysen für WWER-440 begonnen. Mangels Material-/Schmelzefreisetzungsraten für WWER-440 ist für die Geometrie dieses Reaktortyps und mit den Material-/Schmelzefreisetzungsraten für WWER-1000 ein LAVA-Datensatz erstellt worden. Zunächst wurde auf Basis der vorliegenden WWER-440-Zeichnungen ein LAVA-Gitter bestehend aus 2294 Zellen entwickelt. Abb. 4.9 zeigt das Gitter für die Simulation der Schmelzeausbreitung in die miteinander verbundenen Räume Reaktorgrube, Korridor und angrenzender Raum A0065 eines KKW mit WWER-440.

Unter den gewählten Randbedingungen zeigte sich, dass die Reaktorgrube innerhalb der ersten Sekunden (abhängig von der angenommenen Austrittsrate) vollständig mit Schmelze bedeckt wird. Bei dem angenommenen hohen Austrag erfolgt nach 28 s die Überströmung aus der Grube in den 10 cm höher gelegenen Korridor.

Auf dem Projektmeeting im Juni 2017 /MIN 17c/ wurden Experten des SSTC NRS die vorläufigen Ergebnisse der LAVA-Rechnungen präsentiert. Die Fragen zu den für diesen Reaktortyp zutreffenden Schmelzeigenschaften, zu den Materialdaten der Reaktorgrube und zur Schmelzeausströmrate wurden diskutiert.

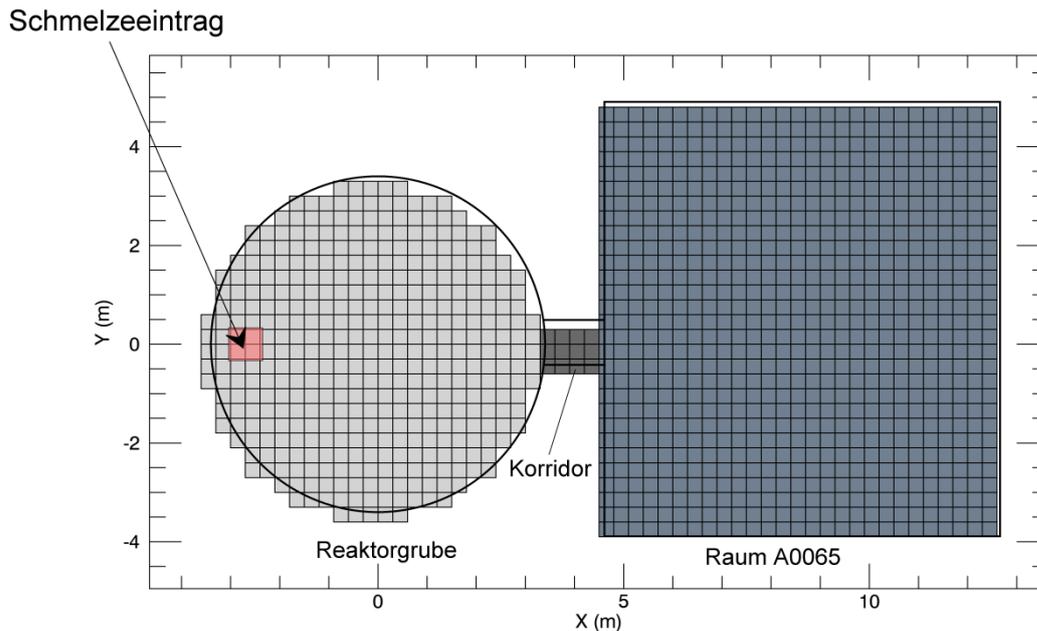


Abb. 4.9 LAVA, WWER-440/213, Gitter zur Untersuchung der Schmelzeausbreitung

Im Ergebnis der Diskussion sind von den ukrainischen Experten WWER-440 spezifische Daten für die LAVA-Untersuchungen zur Verfügung gestellt worden. Bei der darauf basierenden Überarbeitung des Datensatzes stellte sich heraus, dass nach Auffassung der GRS ein Teil dieser Daten widersprüchlich ist (z. B. die Anzahl der Türen zwischen der Reaktorgrube und dem benachbarten Raum). Die Widersprüche konnten im Weiteren geklärt werden.

Die Untersuchungen konnten fortgesetzt werden, nachdem von ukrainischen Experten des KKW Rowno Informationen zur Schmelzefreisetzung nach postuliertem RDB-Versagen in WWER-440/213 bereitgestellt wurden. Die daraus berechnete Freisetzungsrates wurde in den LAVA-Datensatz für WWER-440 implementiert und neue Analysen am Beispiel des KKW Rowno-1/2 durchgeführt. Basierend auf den anlagenspezifischen Daten zur Schmelzemasse wurden zwei LAVA-Varianten mit verschiedenen Anfangsvolumenströmen und unterschiedlicher Zeitdauer des Schmelzeausströmens aus dem RDB untersucht. In den beiden Varianten wurde eine Oxidschmelze simuliert, die einen typischen Erstarrungsbereich ($T_{\text{sol}} - T_{\text{liq}}$) von etwa 200 K aufweist. Es wurde angenommen, dass die gesamte Oxidschmelzemasse von 70 t aus dem RDB in die Reaktorgrube eingetragen wird.

Zusammenfassend wird festgestellt, dass sich im Vergleich zu den bislang analysierten Fällen in den beiden letzten Varianten die Schmelze nur noch auf einem Teil der Grubenbodenfläche verteilt, sich aber höher auftürmt (Abb. 4.10) Ferner wurde eine stark

inhomogene Schmelzeausbreitung berechnet, was auf die unregelmäßigen Stop-and-Go-Vorgänge gefolgt von lokalen Fortführungen der Ausbreitung zurückzuführen ist. Im Unterschied zu den übrigen Fällen wird der an die Reaktorgrube angrenzende Korridor von der Schmelze nicht erreicht.

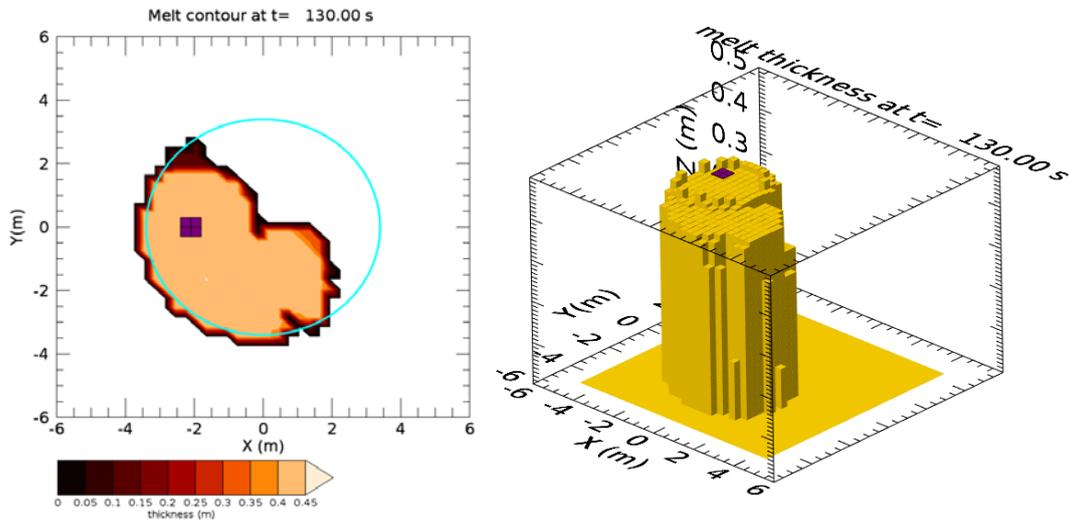


Abb. 4.10 LAVA, WWER-440/213, Schmelzeausbreitungsfläche und -höhe 130 s nach RDB-Versagen

Die hier beschriebenen Forschungsarbeiten haben neben den LAVA-Analyseergebnissen eine Reihe wichtiger Informationen und Erkenntnisse erbracht. So erfolgte in enger Zusammenarbeit mit dem GRS-Codeentwickler die Diskussion und schließlich die Erstellung und Austestung von Updates zum LAVA-Code und zur Benutzeroberfläche LAVA-GUI. Diese Updates kamen in den Rechnungen für die Referenzanlage sukzessive zum Einsatz. Die erstmalige Anwendung von LAVA auf WWER-440 zeigte, dass das Programm auch für diese Anlagen angewendet werden kann.

Alle LAVA-Ergebnisse zu WWER-440-Anlagen wurden in die Technische Notiz /WFF 20b/ aufgenommen. Vervollständigt wird dieser Bericht durch Details zum LAVA-Datensatz und eine chronologische Auflistung zur Datenerfassung und den Änderungen am LAVA-Code.

Für eine eventuelle Fortsetzung der Untersuchungen sind mit den Kooperationspartnern SSTC NRS (Ukraine) und NRSC (Armenien) weitere Einzelheiten zur Reaktorgrube (Fundamentgeometrie, Betonzusammensetzung etc.), zu möglichen Verläufen des Schmelzeaustritts aus dem Reaktor in die Grube und zu den Schmelzeigenschaften zu klären.

4.4.3 Anwendung von LAVA in Unfallanalysen für KKW mit WWER-1000/320

Gemeinsam mit Experten der Ingenieursorganisation ENPRO (Bulgarien) und der Sachverständigenorganisation SSTC NRS (Ukraine) wurden im Rahmen des Vorhabens Untersuchungen zur Schmelzeausbreitung im Containment einer WWER-1000/320-Anlage unter Anwendung des LAVA-Codes durchgeführt, deren Ergebnisse später als Randbedingung für Schmelze-Beton-Wechselwirkungen Eingang in komplexe Unfallanalysen fanden (siehe Kapitel 4.5.1).

Als Reaktion auf die von ENPRO im Dezember 2017 aufgelisteten Verbesserungsvorschläge und Kommentare zu LAVA wurde von der GRS das Abbruchkriterium für LAVA-Rechnungen modifiziert. Infolgedessen rechnet der Code jetzt mindestens bis zu dem Zeitpunkt, zu dem der Schmelzeeintrag abbricht. In den ENPRO-Rechnungen zum Unterauftrag UA-3434 /CON 17a/ wurde festgestellt, dass in einzelnen Gitterzellen negative Temperaturwerte an der Schmelzeoberfläche auftreten. Des Weiteren wurde nach Ende der Schmelzeausbreitung aber noch vor Abbruch des Einströmens die Oberflächentemperatur instabil. Beide Probleme konnten gelöst werden, indem im Krustenbildungsmodell ein Parameter zur Berechnung des Temperaturprofils über die Krustendicke der Schmelzeoberfläche modifiziert wurde. Weitere Änderungen zur Berücksichtigung der ENPRO-Kommentare wurden in den Code implementiert.

Im Ergebnis der Diskussionen auf dem Projektmeeting mit ENPRO im Dezember 2017 /MIN 17g/ wurde vorgeschlagen, in weiteren gemeinsamen LAVA-Analysen das detaillierte Krustenbildungsmodell zu nutzen, was sich im Nachhinein jedoch als nicht ausreichend robust herausstellte. Als Alternative wurde von ENPRO im Rahmen des Unterauftrages das vereinfachte Krustenmodell von Ishihara verwendet. Für dieses Modell steht aber eine umfangreiche Validierung noch aus.

In den bis zum Jahr 2017 mit LAVA untersuchten Schmelzeausbreitungsszenarien für das KKW mit WWER-1000/320 (Referenzkraftwerk Kosloduj-5/6) wurde keine Nachzerfallswärmeleistung in der Schmelze berücksichtigt. Analysen, die im Vorläufervorhaben durchgeführt wurden /BAK 16/, weisen darauf hin, dass die Schmelzeausbreitung im Containment von der Nachzerfallswärmeleistung beeinflusst wird.

Im Rahmen des Vorhabens wurde nun mit LAVA der Einfluss der Nachzerfallswärmeleistung in der Schmelze auf ihren Ausbreitungsprozess im WWER-1000-Containment

untersucht. Im Vergleich zu den bisher berechneten Fällen führt die Berücksichtigung der Nachzerfallswärmeleistung zu einem nur leicht vergrößerten Ausmaß der Schmelzeausbreitung im Containment. Der Grund dafür ist, dass ca. 10 Stunden nach RDB-Versagen die Zerfallswärme in der Schmelze-Beton-Mischung bereits relativ gering ist und nur noch ca. 19 MW beträgt. Da die Nachzerfallswärmeleistung die Erstarrungszeit der Schmelze verlängert, breitet sich die Schmelze begründet durch die erhöhte Fließfähigkeit auf dem Boden etwas länger aus.

Zusätzlich zu diesem Fall wurde eine Variante unter Berücksichtigung der Nachzerfallswärmeleistung und der erhöhten Umgebungstemperatur im Containment analysiert. Hierfür zeigen die Ergebnisse den wesentlichen Einfluss der Temperatur auf die Schmelzeausbreitung im Containment. Die höhere Umgebungstemperatur beeinträchtigt die Wärmeabfuhr von der Schmelze durch die Kruste in die Atmosphäre sowie den Wärmeübergang in den Betonboden, was einen Verzögerungseffekt auf den Erstarrungsprozess während der Schmelzeausbreitung hat. Daher bleibt die Schmelze für eine längere Zeit fließfähig.

Zu diesen Unfalluntersuchungen mit LAVA wurde die Technische Notiz /BAK 20/ angefertigt.

4.4.4 Analysen mit COCOSYS/CCI für KKW mit WWER-1000/320

Auf der Grundlage der Unfallanalysen zu den Prozessen während der In- und Ex-Vessel-Phasen im Containment von KKW mit WWER-1000, die im Vorläufervorhaben /GRS 16/ durchgeführt wurden, sind im hier beschriebenen Vorhaben modifizierte Modelle im COCOSYS-Code für WWER-1000-Anlagen adaptiert, die Datensätze dafür angepasst und auf verschiedene Unfallszenarien in den zwei WWER-1000/320-Referenzanlagen Kosloduj-5/6 (Bulgarien) und Saporoshje-1 (Ukraine) angewendet worden.

COCOSYS/CCI-Unfallanalyse mit Simulation von zwei Schmelzepools

Phänomene der Beton-Schmelze-Wechselwirkung (engl.: MCCI / Molten Core-Concrete Interaction), die während eines Unfallszenariums auftreten, werden im COCOSYS-Code mit dem MEDICIS/CCI-Modul untersucht.

Im COCOSYS-Entwicklungsvorhaben /BMWi 16/ wurde dieses Modul erweitert. Damit können nun Prozesse in mehreren, stromabwärts platzierten Schmelzepools analysiert werden. Zu den hiermit direkt verbundenen Prozessen zählen: die Wärmeübertragung

von der Schmelze an den Beton, die Betonerosion und die Gasfreisetzung in mehreren Schmelzepools, wobei die Schmelze von einem Pool zum nächsten übertragen wird.

Mit dem erweiterten CCI-Modul wurde die Analyse des Unfallszenariums „Totaler Stromausfall“ (TSA) für das Referenz-KKW Kosloduj-5/6 durchgeführt. Zielsetzung war es, die Schmelze-Beton-Wechselwirkung in der Reaktorgrube (Schmelzepool 1) und in den benachbarten Räumen (Schmelzepool 2) unter Annahme eines radialen Durchbruchs des Betons unterhalb der Stahltür der Reaktorgrube mit nachfolgendem Schmelzeaustritt in die Nachbarräume zu untersuchen.

Mit homogener Anfangskonfiguration der Kernschmelze in der Reaktorgrube (Schmelzepool 1) ist zunächst der Übergang von homogener zu geschichteter Schmelzekonfiguration analysiert worden. Die für die CCI-Rechnungen benötigten Randbedingungen wurden aus einer MELCOR-Rechnung übernommen, die von bulgarischen Experten von ENPRO zum Verhalten der Kernschmelze in der Reaktorgrube nach dem RDB-Versagen beim ausgewählten Unfallszenarium durchgeführt wurde. Auf der Grundlage dieser Analyse wurde die Zeit für den radialen Durchbruch des Betons unterhalb der Stahltür bestimmt. Der MCCI-Prozess setzt sich dann im zweiten Schmelzepool fort. Schließlich wurde der Zeitpunkt für das axiale Durchschmelzen des Betonbodens ermittelt.

Im Laufe der Untersuchung sind weitere Schritte zur Verbesserung der gegenwärtigen MEDICIS/CCI-Eingabestruktur in Bezug auf die Modellierung des MCCI in mehreren Schmelzepools vorgenommen worden. Eine kurze Modellbeschreibung, Randbedingungen und Ergebnisse der MEDICIS/CCI-Rechnung in WWER-1000 mit zwei Schmelzepools sind Gegenstand der Technischen Notiz /BAK 16a/. Die Ergebnisse wurden auf dem Projekttreffen mit ENPRO (Bulgarien) im Juni 2017 /MIN 17d/ vorgestellt und diskutiert. Die Wissenschaftler von ENPRO waren in die Forschungsarbeiten mit dem CCI-Modul von COCOSYS involviert und arbeiteten u. a. an der Modellierung von zwei Schmelzepools unter Berücksichtigung einer erhöhten Interfacetemperatur für die Betonzerstörung aktiv mit.

Erweiterung des Spektrums an COCOSYS/CCI-Analysen für WWER-1000, Referenzanlage KKW Kosloduj-5/6 (Bulgarien)

Das Spektrum an Unfallanalysen für WWER-1000 wurde durch die Berücksichtigung einer erhöhten Interfacetemperatur für die Betonzerstörung erweitert.

Das CCI-Modul in COCOSYS verwendet einen empirischen Ansatz zur Simulation der Betonzerstörung. Bei diesem Ansatz spielen die Zerstörungstemperatur und -enthalpie eine wichtige Rolle für die Berechnung der Betonerosionskinetik. Basierend auf Experimenten der MOCKA-Serie 5.x (KIT Karlsruhe) soll die für den MCCI-Prozess relevante Betonzerstörungstemperatur mindestens so hoch sein, wie die Schmelztemperatur des üblicherweise verwendeten Armierungsstahls d. h. $\sim 1\,536\text{ °C}$. Bisher wurde in den CCI-Rechnungen eine Temperatur von $1\,300\text{ °C}$ angenommen, unabhängig davon, ob der Beton bewehrt war oder nicht. Die Konsequenzen dieser Änderung in den Eingabedaten auf die berechneten Parameterverläufe in WWER-1000-Anlagen wurden für das Unfallszenario „Totaler Stromausfall“ untersucht. Der Vergleich der Ergebnisse aus bisherigen und neuen CCI-Analysen lässt auf das Verhältnis zwischen der Betonzerstörungstemperatur und den effektiven Wärmeübergangskoeffizienten an den Schnittstellen zwischen Schmelze und Beton schließen: Bei Verwendung der erhöhten Zerstörungstemperatur ist die Eingabe höherer empirischer Wärmeübertragungskoeffizienten an den Schnittstellen Schmelze/Beton erforderlich. Erst dann wird das in Experimenten festgestellte Ausmaß der Betonerosion berechnet. Damit ist ein wesentliches Ergebnis dieser Forschungsarbeiten, dass die Anwendung einer erhöhten Betonzerstörungstemperatur zu geringeren Wärmeströmen in die Betonwand und in den Betonboden führt, was dementsprechend eine verlangsamte axiale und radiale Erosion des Betons zur Folge hat.

Die Ergebnisse dieser Untersuchungen sind in der Technischen Notiz /BAK 20a/ beschrieben.

Die Vorstellung der Ergebnisse der von der GRS durchgeführten CCI-Analysen mit erhöhter Betonzerstörungstemperatur in WWER-1000-Anlagen gehörte zu den auf dem Projektmeeting mit ENPRO im Dezember 2017 /MIN 17g/ diskutierten Themen. ENPRO hat daran anschließend die im Rahmen des Unterauftrages UA-3434 /CON 17a/ vereinbarten CCI-Untersuchungen unter Annahme dieser Randbedingung durchgeführt. Für das Unfallszenario „Totaler Stromausfall“ wurde der Prozessablauf für das Referenz-KKW Kosloduj-5/6 mit COCOSYS/CCI untersucht und mit den Ergebnissen, die von ENPRO mit dem US-amerikanischen Code MELCOR erhalten wurden, verglichen. Den zu vergleichenden Rechnungen mit beiden Codes liegen Schmelzeausbreitungsflächen, wie sie für das konkrete Szenario mit dem LAVA-Code bestimmt wurden, zugrunde. Abb. 4.11 zeigt diese Flächen für die Varianten unter Anwendung der Arrhenius-Korrelation zur Berechnung der Viskosität und des neuen rheologischen Ansatzes mit konstanter Viskosität der Schmelze (unter Verwendung eines in MELCOR berechneten

Wertes). Die Abbildung illustriert, dass die mit der Schmelze bedeckte Ausbreitungsfläche für diese LAVA-Varianten bei 60 m² bzw. 100 m² liegt. Die Schmelze erstarrt innerhalb von ca. 5 – 10 Minuten und erreicht eine Schmelzehöhe im Bereich zwischen 25 cm und 30 cm.

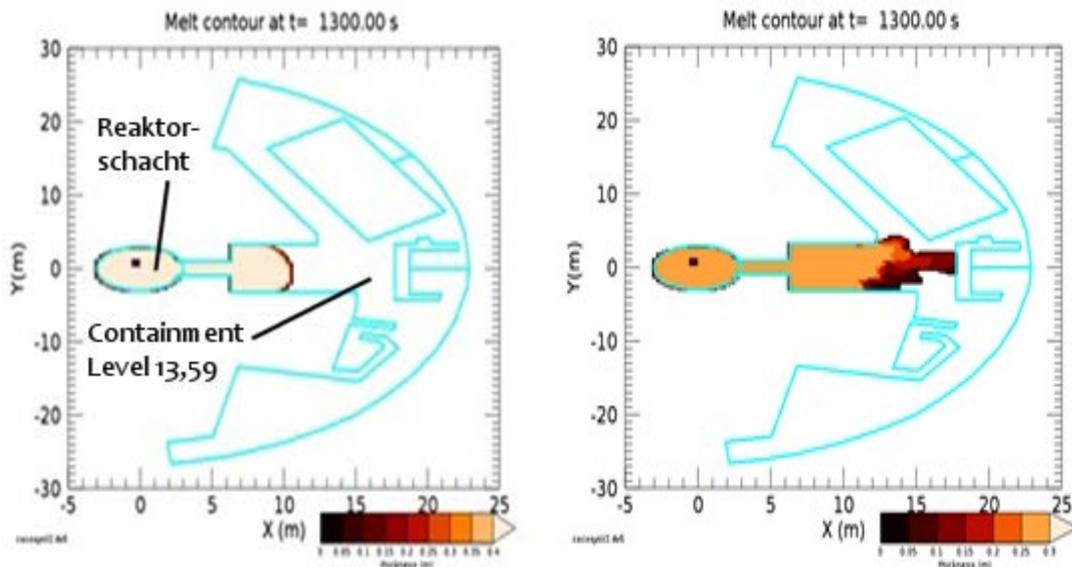


Abb. 4.11 LAVA, KKW Kosloduj-5/6, TSA, Ausbreitungsfläche mit Arrhenius-Korrelation (links) und mit konstanter Viskosität (rechts)

Im Juli 2018 fand ein Projektmeeting mit ENPRO statt /MIN 18e/, auf dem von den bulgarischen Expertinnen die Ergebnisse der LAVA-Rechnungen mit der modifizierten Codeversion sowie erste COCOSYS-Ergebnisse zur Schmelz-Beton-Wechselwirkung präsentiert und diskutiert wurden. Eine Kernfrage hier war, wie die Schmelzeaustrittsfunktion in COCOSYS simuliert werden soll: im Detail, d. h. wie von MELCOR berechnet über einen Zeitraum von Stunden oder verkürzt auf wenige Sekunden. Von der GRS wurde empfohlen, der detaillierten Simulation den Vorrang zu geben. Der Einsatz des CCI-Moduls in COCOSYS führte bei ENPRO zu einigen Komplikationen und Rechenabbrüchen, die im E-Mail-Austausch und in Telefonaten geklärt werden konnten.

Die Parameterverläufe im Containment wurden mit COCOSYS/CCI für die zwei Grenzfälle hinsichtlich der mit LAVA ermittelten Ausbreitungsflächen (60 m² und 100 m²) in einer Variantenanalyse untersucht. Für jeden Fall wurden Varianten mit unterschiedlichen Anfangskonfigurationen der Schmelze in der Reaktorgrube berechnet und verglichen. Dieser Vergleich zeigt, dass bei homogener Schmelzekonfiguration die Betonerosion in radialer und axialer Richtung in beiden Fällen praktisch gleich ist. Im Gegensatz

dazu ist bei geschichteter Konfiguration – begründet durch die Verwendung verschiedener Wärmeübergangskoeffizienten an der Grenzfläche zwischen Schmelze und Beton – die axiale Ablation wesentlich langsamer als die radiale.

Ergebnisse der beschriebenen Variantenanalyse wurden auf dem Projektmeeting im Oktober 2018 /MIN 18h/ vorgestellt. MELCOR und COCOSYS zeigen für das gewählte Unfallszenario signifikante Unterschiede, die hauptsächlich auf die Verwendung unterschiedlicher Wärmeübergangskoeffizienten an der Grenzfläche zwischen Schmelze und Beton zurückzuführen sind. Das CCI-Modul in COCOSYS verwendet auf Experimenten basierte, effektive Wärmeübergangskoeffizienten, während das MCCI-Modul CORCON in MELCOR diese unter Berücksichtigung der Materialeigenschaften, der Temperatur und der Gasfreisetzungsrates berechnet. Dabei ist jedoch zu beachten, dass die Übertragung der effektiven Wärmeübergangskoeffizienten auf die Langzeitphase in Reaktoranlagen mit Unsicherheiten behaftet ist, da zu den Wärmeübertragungsprozessen an den horizontalen und vertikalen Grenzflächen von Beton und Schmelze bislang nur unzureichende Erkenntnisse vorliegen.

Am Rande des AC²-Seminars fand im November 2018 das letzte Projektmeeting mit ENPRO im Rahmen des Vorhabens statt /MIN 18i/. Inhalte des Meetings waren die Diskussion des von ENPRO erstellten Berichtsentwurfes zum Unterauftrag UA-3434 und Änderungen im COCOSYS-Datensatz, wozu u. a. die Korrektur der Verteilungskoeffizienten für die Nachzerfallsleistung (auf Uran und Eisen) gehörten.

Alle in diesem Arbeitspunkt erzielten Analyseergebnisse zum Unfallszenario „Totaler Stromausfall“ sind im ENPRO-Bericht /RIJ 18/ dokumentiert. Auf Basis der hier dokumentierten Ergebnisse erstellte ENPRO eine Poster-Präsentation zur Konferenz BULATOM 2019, die vom 5. – 7. Juni 2019 in Varna (Bulgarien) stattfand. Die GRS fungierte hierbei als Ko-Autor und hat sich mit Kommentaren und Vorschlägen intensiv in den Review der in Bulgarisch und Englisch verfassten Präsentation eingebracht. Das Poster „Analysis of the melt spreading and MCCI in WWER-1000 during the ex-vessel phase of an anticipated severe accident“ /BUL 19/ stellt eine illustrative Zusammenfassung der gemeinsam im INT KoNuS durchgeführten Arbeiten mit LAVA und COCOSYS für KKW mit WWER-1000 inklusive eines Code-zu-Code-Vergleiches mit MELCOR dar.

Erweiterung des Spektrums an COCOSYS/CCI-Analysen für WWER-1000, Referenzanlage KKW Saporoshje-1 (Ukraine)

Gemeinsam mit der ukrainischen Sachverständigenorganisation SSTC NRS wurden für das Referenz-KKW Saporoshje, Block 1 (WWER-1000/320) komplexe Unfallanalysen mit LAVA und COCOSYS/CCI durchgeführt. Untersucht wurde das postulierte Unfallszenario „Bruch einer Hauptkühlmittelleitung bei gleichzeitigem totalen Stromausfall“. Hierbei kamen insbesondere das LAVA-Code- und das COCOSYS-Modul CCI zum Einsatz. Diese Analysen und ihre Ergebnisdokumentation waren als Task B Bestandteil des Unterauftrags UA-3422 /CON 17b/.

Mit SSTC NRS wurde zunächst die Herangehensweise an die Analysen diskutiert sowie Unterstützung bei der Durchführung von Rechnungen mit der aktuellen Version von LAVA gegeben. Die vorliegenden Datensätze für LAVA und COCOSYS mussten überarbeitet werden. Die im KKW Saporoshje-1 installierten Rekombinatoren des NIS-Typs werden durch kapazitätsgleiche Framatome PARs simuliert.

Die Ergebnisse der ersten Unfallanalysen zeigten: Die Anwendung von LAVA erfolgte für 3 Minuten Prozesszeit, während der die Schmelze erstarrt. Mit COCOSYS/CCI wurde der Unfallablauf für 24 Stunden analysiert. Etwa 13 Stunden nach Unfalleintritt wird die Aktivierung des Containment-Ventings notwendig, da der Containmentdruck den Schwellenwert überschreitet. Mit der im Rahmen des Modernisierungsprogramms erhöhten Anzahl an Wasserstoff-Rekombinatoren wird (bis auf wenige Räume) in den untersuchten Raumbereichen die Ausbildung entflammbarer Wasserstoffgemische vermieden. Der Stand der Arbeiten wurde auf einem Projektmeeting im November 2018 diskutiert /MIN 18I/.

Auf Basis konkreter Anlagendaten, die von SSTC NRS zur Verfügung gestellt wurden, hat die GRS Anpassungen an den Datensätzen für LAVA und COCOSYS vorgenommen, z. B. zu LAVA: Korrektur der Kernschmelzemasse in der Reaktorgrube, Annahmen zur Viskosität der Schmelze; zu CCI: Korrektur des Zeitpunktes für den Schmelzeeintrag in die Reaktorgrube, Definition lediglich einer Bodenstruktur als Schmelzeoberfläche mit Verknüpfung zum Modellradius in Übereinstimmung mit der mit LAVA berechneten Ausbreitungsfläche.

Entsprechend den GRS-Empfehlungen wurden die LAVA- und COCOSYS-Analysen von SSTC NRS wiederholt. Dabei traten in COCOSYS/CCI Stabilitätsprobleme auf, die

durch die GRS gelöst werden konnten. Der Stand der Unfalluntersuchungen zur Task B des Unterauftrages wurde auf dem Projektmeeting mit SSTC NRS im Mai 2019 /MIN 19a/ präsentiert und diskutiert. Schwerpunkte der Diskussion waren die Festlegung von Beton-Zerstörungstemperatur und -enthalpie im CCI-Modul sowie der Einfluss der höheren Zerstörungstemperatur auf die Betonerosion bzw. auf die Wasserstofffreisetzung in das Containment während der Ex-Vessel-Phase des Unfalls. Der überarbeitete Task-B-Bericht wurde von der GRS kommentiert. Kommentare bezogen sich u. a. auf:

- die korrekte Berücksichtigung der rheologischen Parameter (Viskosität und Fließgrenze) sowie der Abhängigkeit zwischen der Viskosität und der Anfangstemperatur der Schmelze in LAVA.
- die Anwendung des neuen empirischen Modellierungsansatzes der Rheologie der Schmelze, den Ausbreitungsmodus (trägheitsbestimmt bzw. reibungsbestimmt) zu identifizieren, der die Schmelzeausbreitung dominiert. Es ist zu beachten, dass LAVA nur für solche Ausbreitungsvorgänge gültig ist, bei denen die Kräftebilanz durch Reibungs- und Gravitationskräfte bestimmt ist, was für das untersuchte Unfallszenario der Fall ist.

Alle von der GRS gegebenen Kommentare und Empfehlungen wurden von SSTC NRS in den Analysen berücksichtigt und der Task-B-Bericht wurde entsprechend korrigiert und ergänzt. Die Endversion des Berichtes /VYS 19b/ wurde Ende Juli 2019 an die GRS übergeben. Sie enthält neben einer kurzen Beschreibung der Datensätze die Rechenergebnisse mit LAVA bis zum Erstarren der Schmelze und mit COCOSYS/CCI für einen Zeitbereich bis 24 Stunden. Das in den COCOSYS/CCI-Analysen verwendete Nodalisationsschema umfasst 95 Zonen und ist in Abb. 4.12 dargestellt. Ein Containment-Venting wird über den gesamten betrachteten Zeitraum nicht notwendig, da der Raumdruck den Schwellenwert hierfür nicht überschreitet. Mit der angenommenen Anzahl an PARs wird in den untersuchten Raumbereichen die Ausbildung brennbarer Gasmische vermieden.

geführt. Diese Untersuchungen verfolgten das Ziel, den Einfluss verschiedener CCI-Parameter und Randbedingungen auf den Unfallablauf zu bestimmen. Die Ergebnisse zeigen:

- dass während des Beton-Schmelze-Wechselwirkungsprozesses der Wärmefluss in den Beton überwiegend durch die effektiven Wärmeübergangskoeffizienten und die Temperaturdifferenz zwischen der Schmelztemperatur und der Betonzerstörungstemperatur gemäß dem Modell zum Aufschmelzen des Betons im CCI-Modul bestimmt wird.
- den Einfluss des Flutens der Reaktorgrube auf die Beton-Schmelze-Wechselwirkung. Die Betonerosion kommt kurz nach dem Fluten der Schmelze mit Wasser zum Erliegen, und es werden keine brennbaren Gase (Wasserstoff) mehr in das Containment freigesetzt. Dagegen zeigt der Fall ohne Fluten, dass die Betonerosion in der Reaktorgrube bis zum Ende der Rechnung weiter andauert. Aufgrund der anhaltenden Erosion wird eine große Masse an brennbaren Gasen in das Containment freigesetzt.

Die Analyseergebnisse untermauern, dass die Zusammensetzung des Betonfundaments ein wichtiger Faktor ist, der sowohl die Freisetzung brennbarer Gase aus der Beton-Schmelze-Wechselwirkung maßgeblich beeinflusst als auch den langzeitigen Druckaufbau im Containment während der Ex-Vessel-Phase eines Unfalls mit RDB-Versagen.

Schließlich wird zusammenfassend festgestellt, dass die COCOSYS-Analyse mit separater Simulation der Schmelzepools in der Reaktorgrube und in den benachbarten Räumen die Phänomene der Beton-Schmelze-Wechselwirkung im WWER-1000/320-Containment während eines Unfalls umfassender und realistischer abbildet.

Die Ergebnisse dieser komplexen Untersuchungen sind in der Technischen Notiz /BAK 20b/ beschrieben. Die abschließende Diskussion der gemeinsamen Arbeiten mit SSTC NRS zu postulierten Unfällen in KKW mit WWER-Reaktoren fand im Rahmen einer Telefonkonferenz im Juni 2020 /MIN 20b/ statt. Hier wurden die Analyseergebnisse von SSTC NRS zusammengefasst und die fortführenden GRS-Untersuchungen vorgestellt. Die Experten beider Organisationen äußerten die Hoffnung, Möglichkeiten zu finden, auf dem Gebiet der deterministischen Störfallanalyse weiter kooperieren zu können.

4.5 Deterministische Untersuchungen zu Handlungsempfehlungen bei Unfällen

4.5.1 COCOSYS-Analysen zu Notfallmaßnahmen in WWER-440/213-Anlagen unter Berücksichtigung von Wasserstoff-Rekombinatoren

In Kooperation mit ukrainischen Fachkollegen des SSTC NRS wurden zu einem postulierten Unfall Analysen mit den gekoppelten Codes ATHLET-CD und COCOSYS speziell im Hinblick auf die Wasserstoffverteilung im Störfalllokalisierungssystem (SLS) eines KKW mit WWER-440/213 (Referenz-KKW Rowno-1) vorbereitet und durchgeführt.

Der gemeinsam erstellte gekoppelte Datensatz für ATHLET-CD – COCOSYS (siehe Kapitel 4.2.1) wurde im Rahmen der Task C des Unterauftrages UA-3422 /CON 17b/ in Unfallanalysen zum Einfluss der Wasserstoff-Rekombinatoren (PARs) im Containment bei totalem Stromausfall (TSA) und damit Ausfall aller aktiven Notkühlsysteme angewendet. Während des Projektmeetings mit SSTC NRS im Mai 2019 /MIN 19a/ wurde der Arbeitsstand diskutiert und die detaillierten Randbedingungen für die Analysen vereinbart.

Im Fokus der Untersuchungen stand die Frage, ob im SLS brennbare oder explosive Gasgemische gebildet werden. Durch den TSA öffnet sich im Verlauf des Unfalls das Druckhaltersicherheitsventil und der Kühlmittelaustrag führt zum Druckanstieg im SLS. Mit der Kernzerstörung wird später auch Wasserstoff freigesetzt. Im SLS sind 9 PARs installiert, die jedoch nur für Auslegungsstörfälle dimensioniert sind. In zwei Varianten (ohne und mit PARs) wurde der Einfluss der PARs auf die Wasserstoffkonzentration untersucht. Die Rechnungen wurden von SSTC NRS für die In-Vessel-Phase (d. h. bis zum RDB-Versagen, ca. 10 Stunden nach Unfalleintritt) unter Verwendung der verfügbaren Codeversionen ATHLET-CD 3.1A patch4 und COCOSYS V2.4v5 durchgeführt.

Neben der Anpassung der Datensätze vom KMV 1F DN200 zum Unfall bei TSA (Leckort, Freisetzungspfad für SOPHAEROS, Systemausfall, Modellierung der PARs usw.) wurden von SSTC NRS auch die in Task A des Unterauftrages (siehe Kapitel 4.2.1) festgestellten Unzulänglichkeiten korrigiert: Verringerung des Brennstoffabbrandes und Abbildung der Kassettenhüllen aus Zr als oxidierbare Strukturen zur realistischeren Berechnung der Wasserstoffbildung. Zwei weitere bereits in Task A getroffenen Annahmen zur vereinfachten Modellierung mussten beibehalten werden: auf Grund von Modellgrenzen

in ATHLET-CD verbleibt der Brennstoffteil der Regelkassetten im Kern, Vernachlässigung des Druckhalter-Abblasebehälters.

Im Ergebnis der Analysen wird festgestellt:

- beide Varianten (ohne und mit PARs) liefern für den Primärkühlkreislauf nahezu identische Ergebnisse (u. a. Ausströmen unter kritischem Druckverhältnis und damit keine Rückwirkung vom SLS);
- im SLS wird durch Energiefreisetzung bei der H₂-Rekombination eine etwas höhere Temperatur erreicht;
- die PARs reduzieren die Wasserstoffkonzentration, sind aber zu klein dimensioniert, um das Auftreten brennbarer Gemische beim untersuchten Unfall zu verhindern.

Eine Kurzbeschreibung der Datensätze für ATHLET-CD und COCOSYS, die Start- und Randbedingungen der Rechnungen, die Ergebnisse und ihre Diskussion sind Bestandteile des Task-C-Berichtes /VYS 19c/, in dem alle Korrekturen und Kommentare, die im Verlaufe der Arbeiten an der Variantenrechnung von der GRS beigetragen wurden, Berücksichtigung fanden.

Unter Nutzung der Ergebnisse und Erkenntnisse aus diesen TSA-Untersuchungen hat die GRS ergänzende Analysen mit den gekoppelten Codes durchgeführt. Hierfür sind der Datensatz für ATHLET-CD und das 78-Zonenmodell für COCOSYS weiter verbessert und in Varianten mit 9 und 63 Rekombinatoren (postulierter Zustand nach der Modernisierung) angewendet worden. Die Ergebnisse beider Varianten wurden in der Technischen Notiz /WFF 20c/ gegenübergestellt. Aussagen zur Effektivität der angenommenen Verteilung der neu zu installierenden Rekombinatoren für das untersuchte Unfallszenario wurden abgeleitet. Es zeigte sich, dass die zusätzlich modellierten Rekombinatoren verschiedener Größe einen wesentlichen Einfluss auf Wasserstoffverteilung und -abbau und damit auf die im Containment verbleibende Masse an Wasserstoff haben (grüne Kurven in Abb. 4.13). Sie verhindern jedoch beim untersuchten Unfallszenario mit TSA nicht die Ausbildung brennbarer Gasgemische in einer Reihe von Anlagenträumen.

Die abschließende Diskussion dieser Arbeiten mit SSTC NRS fand im Rahmen der oben bereits erwähnten Telefonkonferenz im Juni 2020 /MIN 20b/ statt. Während dieser

Konferenz wurden die Ergebnisse der gekoppelten Rechnungen von SSTC NRS zusammengefasst, die fortführenden Untersuchungen durch die GRS vorgestellt und der Hoffnung Ausdruck verliehen, dass eine Möglichkeit gefunden wird, die während dieser Unfalluntersuchungen identifizierten und bislang ungelösten Fragen in Zukunft gemeinsam zu klären.

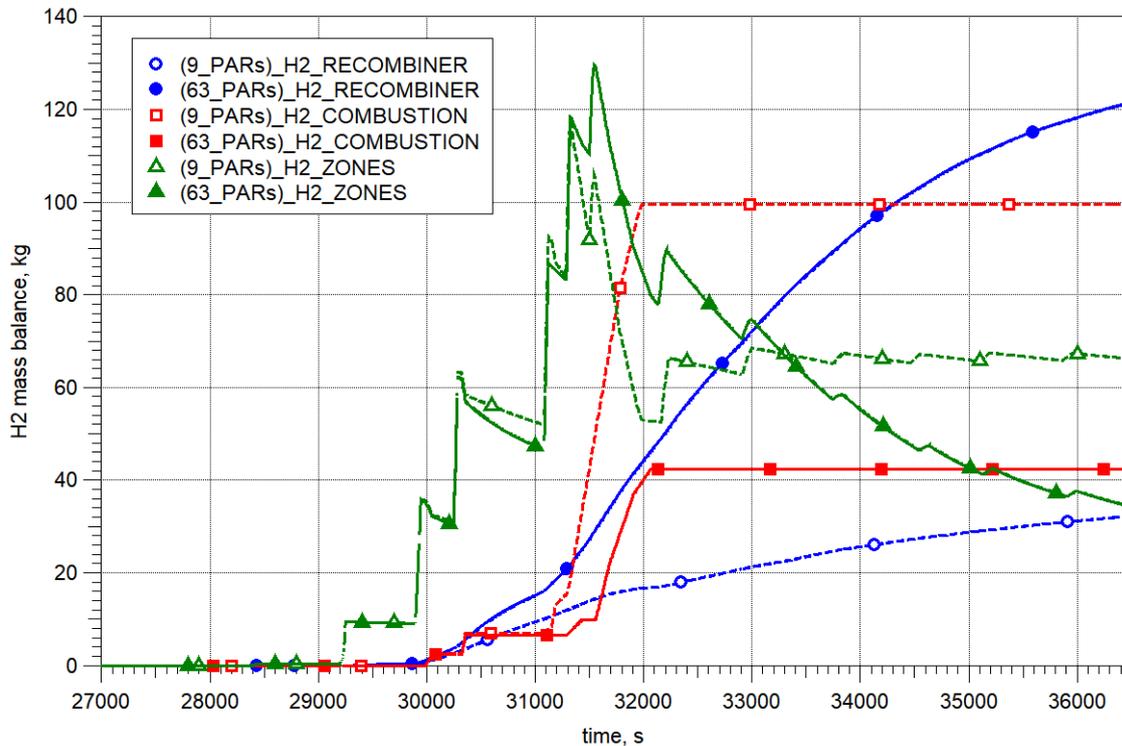


Abb. 4.13 COCOSYS 2.4v5, KKW Rowno-1, TSA, Wasserstoffbilanz für die Varianten mit 9 bzw. 63 PARs

4.5.2 ATHLET-CD - Analysen zu Prozessen im BE-Lagerbecken von WWER-440/213-Anlagen bei Kühlungsausfall

Untersuchungen zum Verhalten des Brennelement (BE)-Lagerbeckens von WWER-440-Anlagen bei Kühlungsausfall mit dem ATHLET-CD-Code tragen Pilotcharakter und wurden im Rahmen des Projektes erstmalig und gemeinsam mit Wissenschaftlern der ukrainischen TSO SSTC NRS durchgeführt.

In Vorbereitung der Untersuchung unter Anwendung des Codes ATHLET-CD sind zunächst Daten und Zeichnungen zusammengetragen worden. Diese wurden zur Erstellung des Datensatzes für ATHLET-CD herangezogen. Während des Projektmeetings mit SSTC NRS im Juni 2018 /MIN 18c/ wurden von den ukrainischen Experten Details zu

den WWER-440-Lagerbecken vorgestellt und eine Diskussion zu Datensatzerstellung und künftigen Rechnungen durchgeführt. Die BE-Lagerbecken von Anlagen mit WWER-440-Reaktoren befinden sich in der Reaktorhalle und damit außerhalb des hermetischen Druckraumsystems (SLS), das in diesen Anlagen radioaktive Spaltprodukte lokalisieren soll. Die Becken bestehen aus zwei Ebenen (Racks) zur Lagerung der Brennelemente.

Die Fachkollegen von SSTC NRS hatten im Rahmen des Unterauftrages UA-3422 /CON 17b/ einen ATHLET-CD-Datensatz für die Referenzanlage KKW Rowno, Block 1, erstellt und damit den postulierten Kühlungsausfall im BE-Lagerbecken analysiert. Dabei wurde die Beladung des unteren Racks betrachtet und Absorberstäbe nicht berücksichtigt. Die Beschreibung des Datensatzes und der Analyseergebnisse ist in /VYS 19/ gegeben.

Die im Anschluss daran von der GRS durchgeführten ATHLET-CD-Analysen zum gleichen Unfallszenario wurden auf Basis der Ergebnisse von SSTC NRS durchgeführt. Während der Stand-alone-Rechnungen zeigte sich, dass der ukrainische Datensatz modifiziert werden musste, um plausiblere Ergebnisse zu erzielen. Dies betraf im Wesentlichen die Modellierung der Ausströmung aus dem BE-Lagerbecken in das darüberliegende Gebäude (zeitabhängiges Volumen in ATHLET-CD), die Modellierung des freien Volumens in den Bereichen oberhalb als auch unterhalb der Brennelemente. Als Vergleich für die hier unterstellte vereinfachte Abbildung eines WWER-440/213, bei der nur der untere Teil des Lagerbeckens betrachtet wurde, wurden die Arbeiten der GRS zu WWER-1000 herangezogen. Die Verbesserungen wurden seitens der GRS in den Datensatz implementiert und Simulationen mit ATHLET-CD 3.2 durchgeführt, während von SSTC NRS die Codeversion ATHLET-CD 3.1 A verwendet wurde.

Die Simulationen wurden bis zum Erreichen der Schmelzebildung in allen Sektionen durchgeführt, was in der Simulation mit ATHLET-CD 3.1A nach etwa 90 000 s (25 Stunden) der Fall ist. Die Analyseergebnisse mit den Programmversionen ATHLET-CD 3.1A und 3.2 zeigen, dass die Unfallabläufe sehr ähnlich verlaufen und durch das sprunghafte Absinken des Wasserspiegels aufgrund der Verdampfung des Kühlmittels mit ATHLET-CD 3.2 ein Zeitversatz von 7000 s zu beobachten ist. In der Rechnung mit ATHLET-CD 3.2 erreicht der Wasserspiegel etwa 11,6 Stunden nach Unfalleintritt die Oberkante des Kerns, während sich eine signifikante Temperaturerhöhung ab 14 Stunden bis hin zur Eskalation nach 16 Stunden ergibt. Das Temperaturverhalten ist aufgrund der Leistungsverteilung durch die Anordnung der Brennelemente in allen für die Simulation gewählten, fünf konzentrischen Kernbereichen sehr ähnlich außer in den beiden äußeren,

die durch den Wärmetransport an den äußeren Strömungskanal und die Lagerbeckenwand geringere Temperaturen aufweisen. Eine signifikante Wasserstofffreisetzung aufgrund der exothermen Zirkon-Wasserdampf-Reaktion setzt nach rund 16 Stunden ein, was zu einer integralen Wasserstoffmenge von etwa 444 kg zum Ende des Untersuchungszeitraums führt. Demgegenüber steigen die Temperaturen in der Simulation mit ATHLET-CD 3.1A aufgrund des Zeitversatzes nur auf etwa 2000 °C bei einer Wasserstoffherzeugung von 250 kg. Die Details zu den Ergebnissen der Analyse mit ATHLET-CD 3.2 sowie des Vergleichs sind in der Technischen Notiz /HOL 20/ beschrieben.

Im Ergebnis dieser Analysen wird für zukünftige Simulationen des BE-Kühlungsausfalls mit ATHLET-CD empfohlen:

- Der Datensatz sollte hinsichtlich der numerischen Stabilität verbessert werden.
- Die gewählte Modellierung sollte eingehend überprüft werden.
- Der Betrachtungszeitraum des Unfalls sollte verlängert werden, um auch die Phänomene nach Beginn der Schmelzebildung bis hin zu einer starken Zerstörung der Kassetten/Brennelemente untersuchen zu können.

Des Weiteren sollten neben der Thermohydraulik und der BE-Zerstörung auch die Modelle zur stationären und transienten Nuklidinventarberechnung und zu Spaltproduktfreisetzung und -transport in die Untersuchungen einbezogen werden.

4.5.3 ATHLET-CD-Analysen zu Prozessen im BE-Lagerbecken von WWER-1000/320-Anlagen bei Kühlungsausfall

Der Fokus der Arbeiten lag auf Untersuchungen zum Verhalten des Brennelementlagerbeckens von WWER-1000-Anlagen bei Kühlungsausfall unter Anwendung der Codes ATHLET-CD und COCOSYS stand-alone und gekoppelt. Diese Untersuchungen wurden gemeinsam mit Wissenschaftlern der bulgarischen Ingenieursorganisation ENPRO durchgeführt.

Analysen mit den gekoppelten Codes ATHLET-CD – COCOSYS zu Containment-Parametern zum Kühlungsausfall im BE-Lagerbecken

Die gekoppelten Rechnungen wurden mit der Sichtung und Implementierung der von ENPRO vorgeschlagenen ATHLET-CD-Datensatzergänzung zur Modellierung der

Spaltprodukte begonnen. Im Anschluss daran wurden mit beiden Codes Parameterstudien durchgeführt, um den Einfluss geänderter Randbedingungen auf den Unfallablauf zu identifizieren und um die Ergebnisse und damit verbundene Datensatzerweiterungen in die gekoppelten Rechnungen einfließen zu lassen.

Die Experten von ENPRO haben für die geplanten Analysen die Daten (Geometrie der Lagerbecken, Randbedingungen wie Wassertemperatur, Höhenstände etc.) zur Verfügung gestellt und eigene ATHLET-CD-Rechnungen zu einem Szenario mit maximaler Leistung, d. h. voll beladenem Becken, durchgeführt.

In den gekoppelten Analysen mit ATHLET-CD – COCOSYS zum Verhalten der BE im Lagerbecken kommt der Modellierung der Spaltprodukte eine Schlüsselrolle zu. So wird das tatsächliche Nuklidinventar durch Anwendung der Module OREST/FIPISO in ATHLET-CD berücksichtigt. Da die Module ursprünglich für Reaktor Anwendungen und nicht für Prozesse im BE-Lagerbecken in den Code implementiert worden sind, war es für die Gruppierung der BE und zur Reduzierung des Spektrums an Nukliden notwendig, bei der Datensatzerstellung vereinfachte Annahmen für die Verweilzeit der Brennelemente im Reaktor und den damit verbundenen Abbrand sowie für die Verweilzeit im Lagerbecken zu treffen.

Der ATHLET-CD-Datensatz wurde hinsichtlich der festgelegten Schnittstelle zu COCOSYS angepasst, wobei die numerische Stabilität verbessert und die in Testrechnungen auftretenden Schwingungen (Instabilitäten) reduziert werden konnten.

Die Ergebnisse zur Thermohydraulik einer ersten gekoppelten Rechnung ATHLET-CD – COCOSYS fanden Eingang in den COCOSYS-Stand-alone-Datensatz, mit dem eine aus 14 Rechnungen bestehende Variantenuntersuchung durchgeführt wurde. Die Ergebnisse wurden mit Hilfe des ATLAS-Tools dargestellt und auf dem internen Projektmeeting im Oktober 2017 /PRO 17/ vorgestellt und diskutiert. Im Ergebnis der Diskussionen wurden offene Fragen abgeleitet, die es im Weiteren zu lösen galt. Sie betrafen u. a. die konkreten Randbedingungen in der Anlage wie Verbindungen zwischen Abkling- und Umladebecken, die Ausführung zur Beckenabdeckung bei Normalbetrieb, Notfallmaßnahmen bei Ausfall des Beckenkühlsystems und die Rolle des Gebäudesprühsystems. Erst nach Klärung aller Fragen zur Thermohydraulik konnte mit der Modellierung des Spaltproduktverhaltens mit dem gekoppelten Codesystem begonnen werden.

Von besonderem Interesse sind die Ergebnisse der gekoppelten Rechnung zur Thermohydraulik in Bezug auf das Wasserstoffverhalten. Der Kühlungsausfall des BE-Beckens führt unter den getroffenen Randbedingungen nach 2 Tagen zu einer Wasserstoff-Freisetzung von etwa 1 400 kg, was trotz Berücksichtigung von Wasserstoff-Rekombinatoren im Containment zur Ausbildung brennbarer Gasgemische führt.

Im Juli 2018 fand ein Projektmeeting mit Experten von ENPRO statt /MIN 18e/. Hier wurden u. a. die von der GRS mit ATHLET-CD erzielten Ergebnisse zur Simulation des Kühlungsausfalls im BE-Lagerbecken bei Normalbetrieb (Low-Power-Szenario) präsentiert. Ein Resultat der Diskussion dazu war, dass im weiteren Verlauf ausgerichtet auf die Einschätzung von Handlungsempfehlungen bei Unfällen (SAMG) ein High-Power-Szenario untersucht werden soll, d. h. Kühlungsausfall im BE-Becken bei einem Anlagenzustand, wie er z. B. nach einer Notentladung des Reaktors vorliegt.

Schließlich wurde mit den gekoppelten Codes für die Referenz-Anlage Kosloduj-5/6 das Unfallszenario „Verlust der Kühlung des Brennelementlagerbeckens aufgrund langzeitigen Stromausfalls“ analysiert. Das unterstellte Szenario beginnt eine Woche nach vollständiger Kernausschmelzung, so dass die höchstmögliche Leistung in den einzelnen Sektionen des BE-Lagerbeckens vorliegt, was zu einer Leistung von 3,2 MW zu Beginn des Störfalls in der untersuchten Sektion führt (modellbedingt kann mit ATHLET-CD immer nur ein Teil / eine Sektion des Lagerbeckens berücksichtigt werden). Darüber hinaus wird ein abgesenkter Wasserspiegel angenommen, wie er bei Inspektionsarbeiten eingestellt wird.

Die Analysen wurden einerseits mit ATHLET-CD im Stand-alone-Modus, d. h. allein für das BE-Lagerbecken, sowie mit den gekoppelten Codes ATHLET-CD und COCOSYS durchgeführt, wobei auch das Verhalten im Containment betrachtet wird und dessen Rückwirkung auf das BE-Lagerbecken. Abb. 4.14 zeigt die ATHLET-CD-Nodalisation mit den modellierten vier konzentrischen Kernbereichen POOL_1x – 4x und einem Downcomer POOL_DCx.

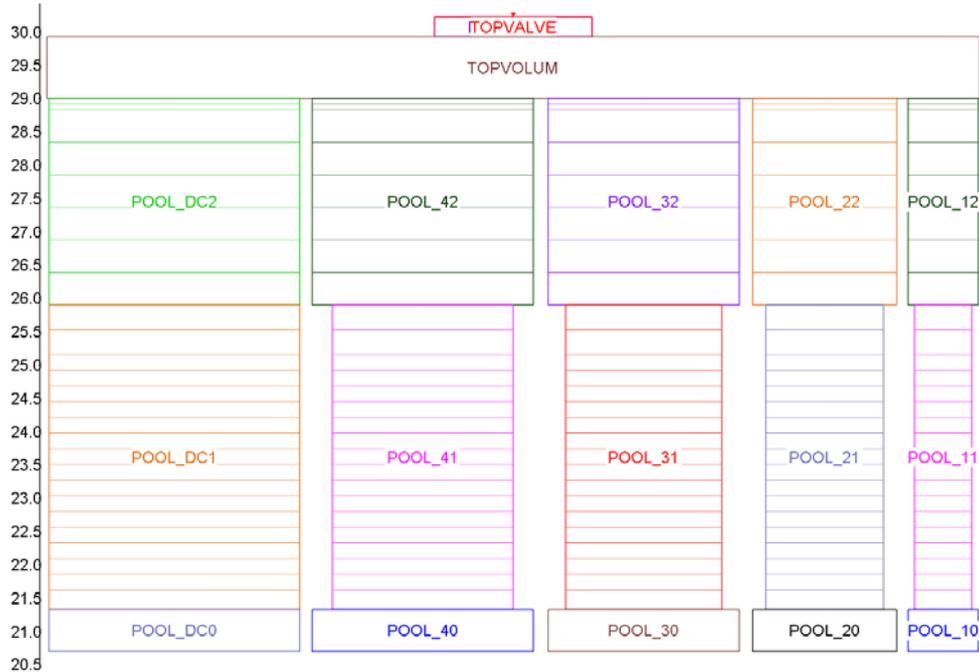


Abb. 4.14 ATHLET-CD-Nodalisation für Prozesse im BE-Lagerbecken eines KKW mit WWER-1000

In Abb. 4.15 ist die COCOSYS-Nodalisation mit 34 Zonen dargestellt. Durch Zone 15A wird das BE-Lagerbecken modelliert. Sie ist das Interface für die Kopplung mit ATHLET-CD.

Die gekoppelten Analysen wurden mit den aktuellen Codeversionen ATHLET-CD 3.2 und COCOSYS 3.0.0 durchgeführt. Der Ergebnisvergleich zeigt, dass das Verhalten im BE-Lagerbecken mit und ohne Anbindung von COCOSYS sehr ähnlich ist. Nach Erreichen der Siedetemperatur im Becken sinkt der Wasserspiegel konstant ab und Dampf wird in das Containment übertragen. Die Freilegung der Brennelemente im BE-Lagerbecken führt zu Temperaturen von bis zu 2 250 °C. Dabei wird eine Wasserstoffmenge von etwa 1 070 kg berechnet und eine signifikante Menge an Spaltprodukten freigesetzt, die relevant für die Prozesse im Containment sein können. Aufgrund der Geometrie wird hiervon lediglich etwa 1 % an den Wänden abgelagert, bevor es in das Containment übertragen wird. Die eingetragene Dampfmenge führt zu einem Druckanstieg im Containment auf 1,3 bar, so dass die Auslegungsgrenze bei weitem nicht erreicht wird. Aufgrund der Anordnung der Rekombinatoren wird zwar integral betrachtet fast die gesamte freigesetzte Menge an Wasserstoff abgebaut, in der Zone direkt über dem Brennelementlagerbecken liegen aber über einen Zeitraum von etwa sechs Stunden brennbare Bedingungen vor, da es zu Zirkulationsströmungen kommt, was zukünftig noch detail-

lierter analysiert werden müsste. Das Spaltproduktverhalten im Containment wurde nicht vertieft untersucht und sollte ebenfalls Teil zukünftiger Arbeiten sein, wenn hierzu das neue AFP-Modul in COCOSYS verfügbar ist. Basierend auf den durchgeführten Analysen konnte Entwicklungsbedarf hinsichtlich der Modellierung in den Datensätzen wie auch in den Programmen selbst identifiziert werden.

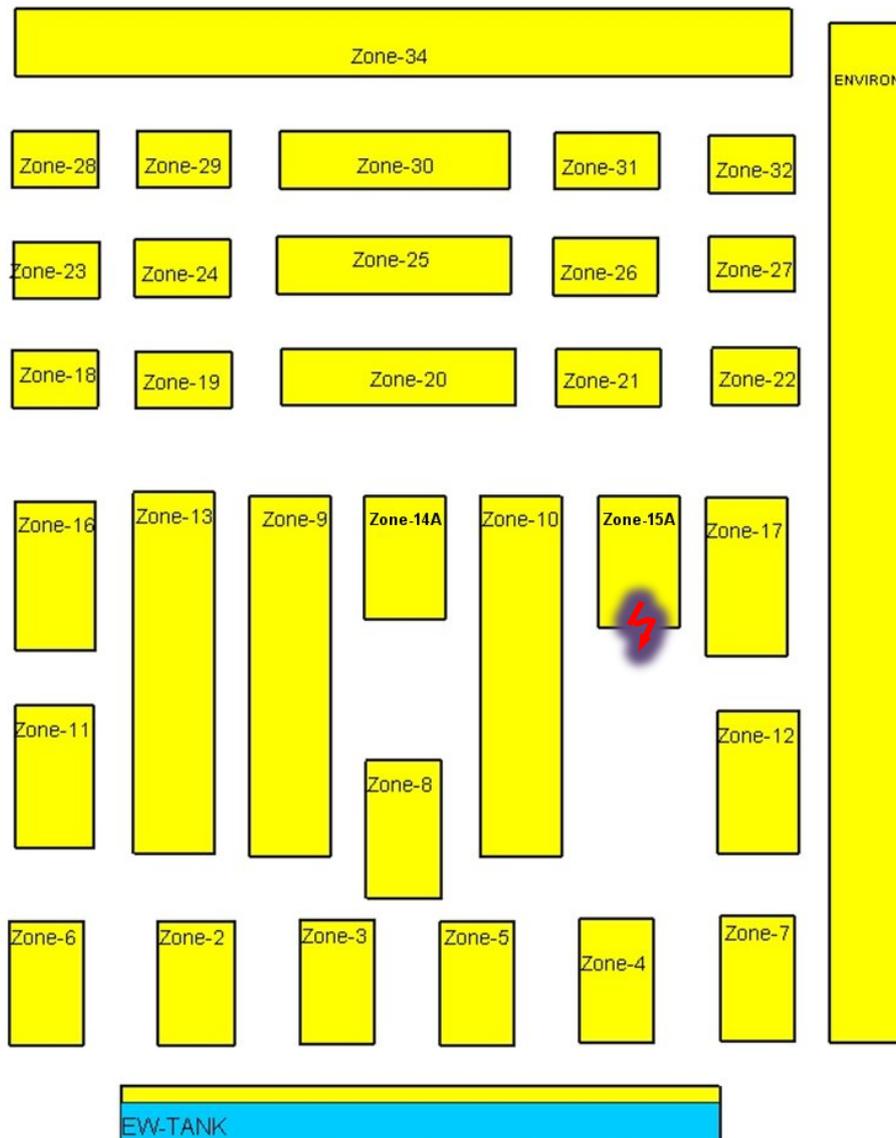


Abb. 4.15 COCOSYS-Nodalisation für Prozesse im Containment eines KKW mit WWER-1000 beim Kühlausfall im BE-Lagerbecken

Die Details zu Datensätzen und Ergebnissen der Stand-alone- und der gekoppelten Rechnungen mit ATHLET-CD und COCOSYS sind in der Technischen Notiz /HOL 20a/ enthalten.

Untersuchungen mit ATHLET-CD / SUSA zum Einfluss ausgewählter Parameter auf Prozesse im BE-Lagerbecken

Ergänzend zu den oben beschriebenen Untersuchungen mit ATHLET-CD zu Prozessen im BE-Lagerbecken von KKW mit WWER-1000 beim Kühlungsausfall wurden Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalysen durchgeführt.

Die Analysen wurden einerseits mit ATHLET-CD 3.2 für das Lagerbecken durchgeführt und andererseits ausgehend von den Best-Estimate-Analysen das Programm SUSA 4.1 für eine Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse angewendet. Der Datensatz für die ATHLET-CD-Analysen basiert auf dem Modell, das im Rahmen des aktuellen Projektes verwendet wurde. Lediglich die Anbindung an COCOSYS ist durch ein zeitabhängiges Volumen ersetzt und der Spaltprodukttransport nicht berücksichtigt worden. Hierdurch konnte die Komplexität des Anlagenverhaltens reduziert und eine vergleichbare Situation abgebildet werden, wie bei einer von ukrainischen Experten der Ingenieursorganisation ARB durchgeführten Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse für das gleiche Szenario /ARB 16/. Diese Analysen lagen den hier mit dem von der GRS entwickelten Software-System SUSA durchgeführten Arbeiten zugrunde. Es wurden die gleichen 15 Parameter wie in der ukrainischen Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse berücksichtigt.

Die Ergebnisse zeigen, dass im Best-Estimate-Fall das Lagerbecken nach 17 Stunden so weit ausgedampft ist, dass die Oberkante des Brennstoffs erreicht wird und sich die Brennelemente danach auf Temperaturen von maximal 2 300 °C aufheizen, was mit einer Wasserstoffzeugung von 1 186 kg einhergeht. Die für die Best-Estimate-Simulation gewählten Werte der Parameter liegen in zwei Fällen außerhalb der unterstellten Bandbreite der Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse. Dies führt dazu, dass sich bereits in der Referenzrechnung kein Unfallverhalten ausbildet, da der Wasserstand im Becken im Bereich von bis zu 50 cm oszilliert, aber tendenziell nicht fällt. Darauf aufbauend zeigen lediglich 48 der 100 Simulationen mit SUSA ein vergleichbares Verhalten wie die Best-Estimate-Simulation mit Ausdampfen des Beckens und Zerstörung der Brennelemente, so dass kein grundsätzlicher Einfluss einzelner Parameter identifiziert werden kann. Es zeigt sich aber, dass das gewählte Modell sehr sensitiv auf Änderungen reagiert und weitere Analysen notwendig sind, um den Einfluss einzelner Parameter quantifizieren zu können.

Eine Beschreibung des ATHLET-CD-Datensatzes und detaillierte Ergebnisse der durchgeführten Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse werden in der Technischen Notiz

/HOL 20b/ gegeben. Hier ist auch eine kurze Erläuterung des GRS Software-Systems SUSAs enthalten.

4.6 Effektivität des Wasserstoffabbaus unter Einsatz verschiedener Wasserstoff-Rekombinatoren in WWER-1000-Anlagen

Die Forschungsarbeiten zur Effektivität des Wasserstoffabbaus in WWER-1000-Anlagen sind im 4. Quartal 2019 zusätzlich in das Arbeitspaket 3 aufgenommen worden /PAE 19a/.

Mit dem COCOSYS-Code wurde für WWER-1000-Anlagen die Effektivität des Wasserstoffabbaus unter Einsatz passiver autokatalytischer Rekombinatoren (PAR) bei einem postulierten Unfallszenario untersucht. Hierbei kamen Modelle für Rekombinatoren der Typen FR-90/1 (Framatome), NIS (Siempelkamp) und RVK (RET), die in verschiedenen KKW mit WWER-1000/320 installiert sind, zur Anwendung.

Die Arbeiten begannen mit einer umfassenden Literaturrecherche nach Informationen zu den im Containment von WWER-1000-Anlagen eingesetzten PARs. Im Ergebnis dieser Recherche liegen aktuelle Informationen zur Anzahl sowie zu den Baugrößen und H₂-Abbauraten der in den drei Referenz-Kernkraftwerken mit WWER-1000/320 installierten PARs vor: FR-90/1-Typ installiert im KKW Kosloduj, Blöcke 5&6, NIS im KKW Saporoshje, Block1 und RVK im KKW Südukraine, Block 3.

Hinsichtlich der PARs und ihren Verteilungen in den Referenzanlagen wurde der in der Untersuchung verwendete COCOSYS-Datensatz um die aus der Recherche resultierenden Informationen zu den drei genannten Rekombinator-Typen erweitert. Basis hierfür bildete ein Datensatz, der zur Untersuchung der Wasserstoff-Verteilung im Containment des Referenz-KKW Saporoshje-1 entwickelt wurde. Er umfasst 95 Zonen und ist durch eine sehr feine Unterteilung des Containments charakterisiert (Abb. 4.12). Zum Einsatz kamen in den Analysen die folgenden COCOSYS-Module: THY für die Thermohydraulik, AFP für die Aerosol- und Spaltproduktverteilung und CCI für die Beton-Schmelze-Wechselwirkung.

Die Effektivität des Wasserstoffabbaus wurde mit COCOSYS für die drei Wasserstoff-Mitigationskonzepte, wie sie in den Containments der drei oben genannten Kernkraftwerke umgesetzt sind, bei einem ausgewählten Unfallszenario in Variantenanalysen untersucht und verglichen. Hierbei kamen die in COCOSYS implementierten empirischen

Modelle zur Simulation der katalytischen Rekombination von Wasserstoff und Kohlenmonoxid durch verschiedene PAR-Typen zum Einsatz. Für die Analysen wurde das Unfallszenario „Großer Bruch einer Hauptkühlmittelleitung 2F DN850 bei gleichzeitigem to-
 talen Stromausfall“ am Beispiel des KKW Saporoshje-1 betrachtet. Die untersuchte Prozesszeit beträgt 86 400 s (d. h. 24 Stunden). Der Reaktordruckbehälter versagt nach etwa 11 650 s.

Die Analysen zeigen, dass während der In-Vessel-Phase des angenommenen Unfalles die gewählten Rekombinator-Typen und ihre Verteilung im Containment in allen drei Mit-
 tigationskonzepten dazu führen, die Wasserstoffkonzentration im Containment unter dem Entflammbarkeitslimit von 4,1 Vol.% zu halten. Darüber hinaus bewirken sie auch in der Ex-Vessel-Phase eine wesentliche Reduzierung der Wasserstoffkonzentration und verhindern die schnelle turbulente Wasserstoffverbrennung und Detonationen im
 Containment. Beispielhaft hierfür steht der Vergleich der sich während des Unfallablaufs ändernden Gasgemisch-Zusammensetzung im KKW Saporoshje-1 (Abb. 4.16). Die COCOSYS-Rechnungen für die zwei anderen Konzeptlösungen weisen unter Anwen-
 dung des für das jeweils betrachtete Konzept spezifischen PAR-Modells sehr ähnliche Konzentrationsverläufe aus.

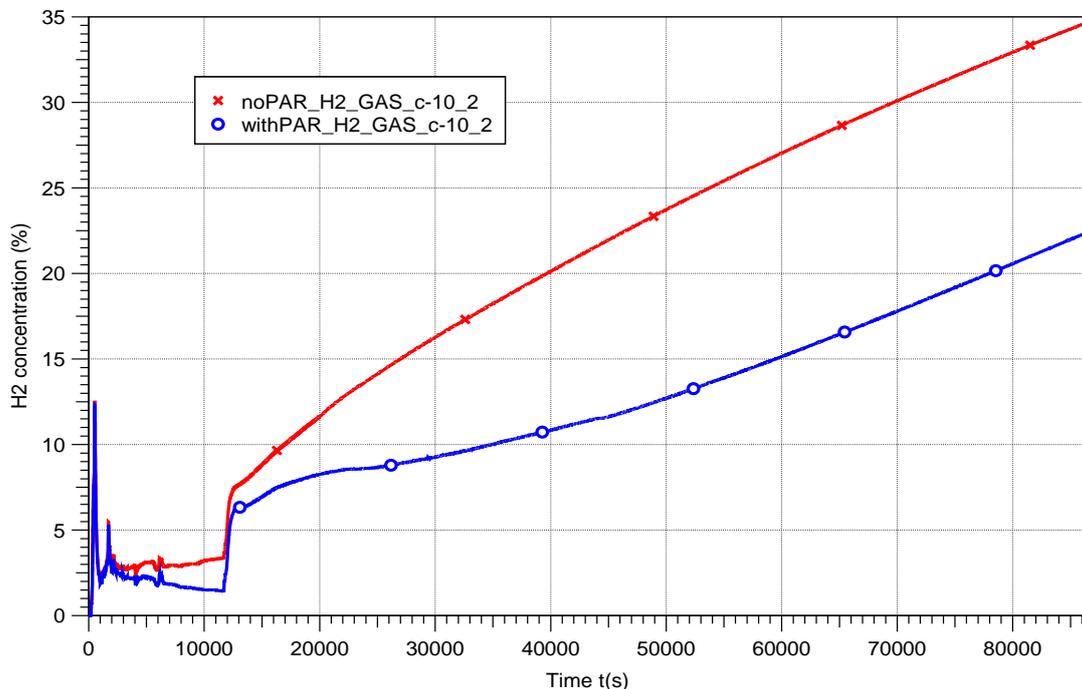


Abb. 4.16 COCOSYS, KKW mit WWER-1000/320, KMV 2F DN850 + TSA, H₂-Konzentration im DE-Raum (Zone c-10_2) mit und ohne PARs

Die Analysen zeigten jedoch auch, dass innerhalb bestimmter Zeitspannen des untersuchten Unfallszenarios lokale, langsam ablaufende Prozesse der Wasserstoffverbrennung in der Nähe der Freisetzungsorte nicht ausgeschlossen werden können (Abb. 4.17 rechts).

Auf der Grundlage der durchgeführten Analysen wird zusammengefasst, dass die COCOSYS-Modelle für die drei ausgewählten Rekombinator-Typen in Anlagenrechnungen anwendbar sind und plausible Ergebnisse liefern. Im Hinblick auf Detailfragen wie z. B. Startbedingungen für die Rekombination und Abhängigkeit der Wasserstoff-Abbaurate von der Sauerstoffkonzentration sind die Modelle noch zu modifizieren und anhand relevanter Experimente zu validieren, um die Aussagegenauigkeit der COCOSYS-Analysen in Bezug auf die Gefährdung der Containmentintegrität durch brennbare Wasserstoffgemische zu verbessern. Vorschläge zu den Modellverbesserungen, aufgeschlüsselt auf die einzelnen Rekombinator-Typen, sind in der Technischen Notiz /BAK 19/ formuliert.

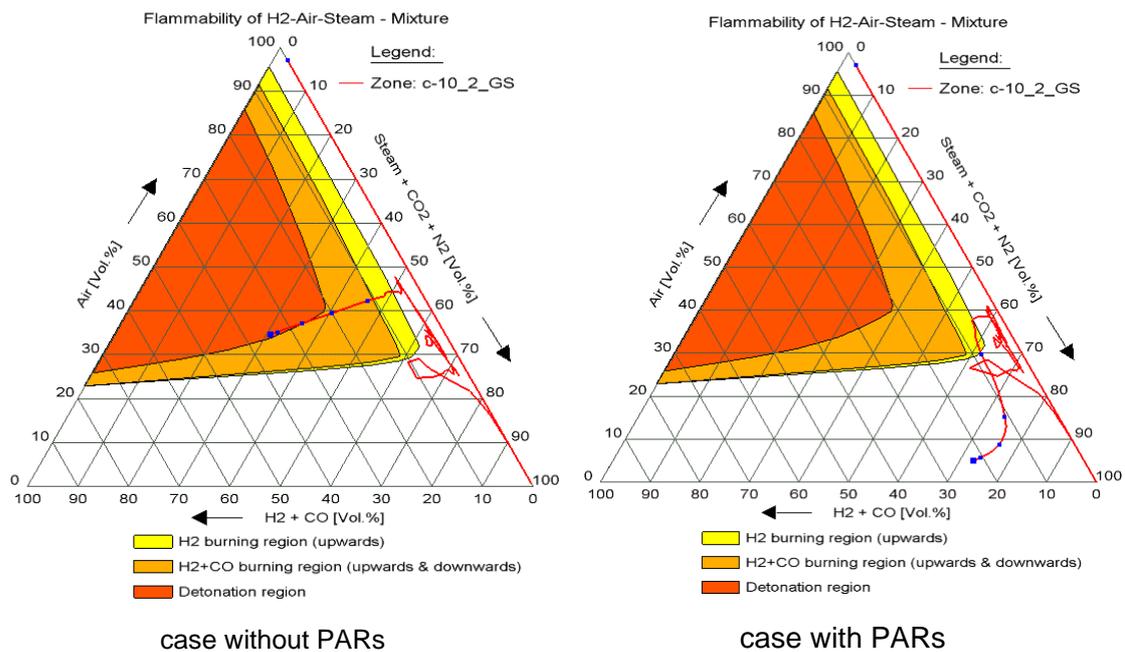


Abb. 4.17 COCOSYS, KKW mit WWER-1000/320, KMV 2F DN850 + TSA, Gas-Konzentrationen im DE-Raum (Zone c-10_2) mit und ohne PARs

Darüber hinaus beinhaltet der Bericht technische Informationen zu den in WWER-1000-Anlagen installierten PAR-Typen von Framatome, Siempelkamp und RET, Erläuterungen der für diese Typen in COCOSYS zur Verfügung stehenden Modelle, eine Beschreibung des in den Analysen verwendeten COCOSYS-Datensatzes sowie wesentliche Ergebnisse der Unfallanalysen und ihren Vergleich.

4.7 Übergreifende Arbeiten

Ergänzend zu den oben beschriebenen Eigenforschungsarbeiten fanden in Moskau im Juni 2017 Gespräche mit Vertretern der russischen Institutionen und Organisationen Rostechnadzor, Rosatom, SEC NRS sowie VO Safety statt. Erörtert wurden u. a. aktuelle Aktivitäten zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen und zum Aufbau gutachterlicher Kapazitäten. Ein Überblick über die Gespräche und deren Ergebnisse ist in /TEH 17/ gegeben. Es konnte festgestellt werden, dass sowohl die Behörde Rostechnadzor mit ihrer TSO SEC NRS als auch die staatliche Organisation Rosatom an einer weiteren Zusammenarbeit mit der GRS interessiert sind.

5 Zusammenarbeit mit INSC-Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3+ und beim Aufbau gutachterlicher Kapazitäten

5.1 Zielstellung

Der Schwerpunkt der Forschungsarbeiten in diesem AP liegt darauf, gemeinsam mit Organisationen aus den Partnerländern das Stör- und Unfallverhalten von WWER-Anlagen der Generation 3+ zu erforschen. Einher geht dies damit, diese Länder beim Aufbau entsprechender gutachterlicher Kapazitäten zu stärken und an den Erfahrungen der bisherigen wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit partizipieren zu lassen. Hierbei sollen die speziellen Erfahrungen der GRS aus der langjährigen wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden sowie deren TSOs in osteuropäischen Ländern genutzt werden.

Die Aktivitäten zu diesem Arbeitspaket sind in die folgenden zwei Themen unterteilt:

- Zusammenarbeit mit Spezialisten der belarussischen Genehmigungsbehörde und ihrer TSO zur Durchführung von Stör- und Unfallanalysen und für die Bewertung von Sicherheitsberichten (↗ Kapitel 5.2)

In Fortführung der EU INSC-Projekte BE/RA/07 und BE/RA/08 werden Wissenschaftler aus Belarus mit der Anwendung der Rechenprogramme ATHLET/ATHLET-CD und COCOSYS für WWER-1200 vertraut gemacht. Die Erstellung erster, vereinfachter Datensätze für die Codes ATHLET und COCOSYS für ihre zukünftige Nutzung in Stör- und Unfallanalysen für KKW mit WWER-1200 ist vorgesehen. Dies soll in Kooperation mit der belarussischen atomrechtlichen Behörde GAN und ihrer TSO JIPNR-Sosny erfolgen.

Neben dem originären Interesse der GRS am sachgerechten Einsatz der eigenen Störfallanalyseprogramme durch Dritte besteht das unmittelbare fachliche Interesse an der Überprüfung des generischen und spezifischen Störfallverhaltens von Anlagen mit WWER-1200. Dazu sollen im Rahmen des Arbeitspunktes anlagenspezifische Daten zusammengetragen werden. Der Schwerpunkt liegt hierbei auf der Simulation der passiven Systeme. Somit besteht eine direkte Verbindung zu den im AP 4.2 geplanten Arbeiten.

In Kooperation mit Experten von JIPNR werden die folgenden Forschungsarbeiten durchgeführt:

- Vorbereitung und exemplarische Durchführung von Stör- und Unfallanalysen für das PKL-Verhalten von KKW mit WWER-1200 unter Nutzung der Codes ATHLET/ATHLET-CD;
 - Vorbereitung und exemplarische Durchführung von Stör- und Unfallanalysen für das Containmentverhalten von KKW mit WWER-1200 unter Nutzung des COCOSYS-Codes.
- Entwicklung bzw. Komplettierung von Anlagenmodellen für Anlagen der Generation 3+, Typ WWER-1200/491 (↗ Kapitel 5.3 und 5.4)

In Kooperation mit Experten von GAN Minks, JIPNR-Sosny und unterstützt durch Experten von EREC Elektrogorsk (Russland) sollen Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3+ vorbereitet werden. Schwerpunkt dieser Arbeiten bildet die Entwicklung/Adaption von Modellen in ATHLET und COCOSYS, die die passiven Systeme der WWER-1200-Anlagen abbilden. Hierbei spielt die Unterstützung durch die Experten von EREC eine entscheidende Rolle. Schließlich sollen Modelle wie z. B. das Gebäudekondensatormodell in COCOSYS nach ihrer Weiterentwicklung/Adaption in Stör- und Unfallanalysen für diese Anlagen zur Anwendung kommen.

- Entwicklung/Adaption eines Anlagenmodells für die PKL-Simulation in Stör- und Unfallanalysen mit den Codes ATHLET/ATHLET-CD
- Entwicklung/Adaption eines Anlagenmodells für die Containment-Simulation in Stör- und Unfallanalysen mit dem COCOSYS-Code

5.2 Zusammenarbeit mit Spezialisten ausländischer Partnerinstitutionen zur Durchführung von Störfallanalysen und für die Bewertung von Sicherheitsberichten zu KKW mit WWER-1200

5.2.1 Kooperation der GRS mit GAN, JIPNR-Sosny und STC NRS

Mit der belarussischen Genehmigungsbehörde GAN und ihrer TSO JIPNR-Sosny wurden schon im Vorläufervorhaben INT KoNuS_2014 /GRS 16/ Gespräche zur gemeinsamen Durchführung von Stör- und Unfallanalysen für Anlagen mit WWER-1200

(Generation 3+) geführt. Ein wesentlicher Gegenstand dieser Gespräche war und ist die Anwendung der GRS-Codes ATHLET und COCOSYS für das im Bau befindliche KKW Ostrovets und die Übergabe der hierfür notwendigen Kraftwerksdaten. Übergeordnetes Ziel der Zusammenarbeit mit den Organisationen aus Belarus ist der Aufbau eines Kernteams für die Stör- und Unfallanalyse. Leider sind die Ergebnisse dieser Gespräche auf der Expertenebene bislang nicht erfolgreich verlaufen. Schließlich wurde GRS-intern übereingekommen, beim Management von GAN und JIPNR die Durchführung eines High-Level-Meetings anzuregen. Hierzu wurde im Rahmen des Arbeitspunktes ein Brief der GRS-Geschäftsführung an die Direktoren von GAN und JIPNR im Oktober 2017 abgeschickt /GRS 17/. Daraufhin fand im Januar 2018 ein trilaterales Treffen bei der belarussischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde GAN unter Teilnahme hochrangiger Vertreter von GAN, JIPNR (beide Belarus), Rostechnadzor, Rosatom, SEC NRS, Rosenergoatom (alle Russland) und der GRS statt.

Die Ergebnisse dieses Treffens sind im Protokoll /PRO 18/ festgehalten. Wesentliche Ergebnisse waren:

- Rosatom bekräftigte die Bereitschaft, GAN die Eingabedaten zur Durchführung von Rechnungen für die Sicherheitsbewertung des KKW Belarus mit dem Recht zur Weitergabe an die GRS zur Verfügung zu stellen.
- Die GRS wird gemeinsam mit SEC NRS und JIPNR-Sosny durchzuführende Pilotrechnungen zur Sicherheitsbewertung des KKW Belarus festlegen.
- Die zu übergebenden Eingabedaten sind zwischen OKB Gidropress, IK ASE, Kurtchatow Institut, SEC NRS, JIPNR-Sosny und der GRS abzustimmen.
- Rostechnadzor und SEC NRS werden GAN bei der Analyse der Betreiberdokumentation zum Sicherheitsnachweis des KKW Belarus unterstützen.
- GRS wird SEC NRS, GAN und JIPNR-Sosny die neueste Version des Programmpaketes AC² übergeben.

Unmittelbar im Anschluss an das trilaterale Meeting fand ein Treffen von Vertretern der GRS mit GAN und JIPNR statt. Diskutiert wurden die folgenden Themen:

- Zurverfügungstellung der für Pilotanalysen zum KKW Belarus notwendigen Daten.
- Möglichkeit der belarussischen Kollegen, die Analysen in ihrem Institut vorzubereiten und durchzuführen.

Zu den Ergebnissen beider Treffen wurde ein Reisebericht erstellt /WFF 18a/. Im Bericht sind darüber hinaus alle gehaltenen Vorträge sowie eine Einschätzung der Ergebnisse für die BMU-Vorhaben INT KoNuS und LV-2 enthalten.

In Fortführung dieser Aktivitäten wurde im Juli 2018 in der GRS Berlin ein Projektmeeting zum AP 4.2 durchgeführt /MIN 18d/. Hauptthema des Treffens waren gemeinsamer Arbeiten zur Vorbereitung und Durchführung von Störfallanalysen für das KKW Ostrovets mit dem ATHLET-Code. Informationen zum Stand der deterministischen Störfalluntersuchungen für KKW mit WWER-1200 wurden ausgetauscht. Vereinbarungen zu konkreten gemeinsam Arbeiten auf diesem Gebiet wurden nicht getroffen.

Im Februar 2019 fand in Moskau das 2. Arbeitstreffen mit hochrangigen Vertretern aus Institutionen in Belarus, Russland und Deutschland statt /MIN 19/, auf dem der Fortschritt zu Fragen des Datentransfers zum WWER-1200 und der Vorgehensweise zu Störfallanalysen für das KKW Ostrovets diskutiert wurde. Mit Gosatomnadzor und der neugegründeten TSO Scientific and Technical Centre for Nuclear and Radiation Service (STC NRS) ist in Moskau besprochen worden, wie die Experten des STC NRS an die Codes zur Störfallanalyse herangeführt werden können. Von der GRS war ein Planvorschlag für die Einarbeitung von Experten des STC NRS in GRS-Codes erstellt worden, der in das Jahresarbeitsprogramm des INT KoNuS Eingang fand /JPL 18a/. Hierbei sollte der Fokus auf die Codes ATHLET und COCOSYS gelegt werden. In Diskussion waren jeweils 1-wöchentliche Kurse in der GRS Berlin. Dieser Vorschlag ist den am Moskau-Meeting teilnehmenden Vertretern von Gosatomnadzor und STC NRS unterbreitet worden. Leider gab es hierzu keine weitere Äußerung seitens der belarussischen Organisationen und der Vorschlag hatte sich zum Ende des Jahres 2019 erübrigt. Der Punkt war demzufolge nicht mehr Gegenstand des Arbeitsprogramms. Kompensierend wurden die Arbeiten zur Modellentwicklung und -adaption für KKW mit WWER-1200 intensiviert.

5.2.2 Suche nach weiteren Partnern für die Kooperation auf dem Gebiet der Stör- und Unfallanalysen zu WWER-1200

Alternativ zu den belarussischen Institutionen suchte die Projektleitung nach Möglichkeiten, die für die Erstellung der WWER-1200-Datensätze notwendigen Informationen über andere Partner zu erhalten.

Informationsgespräche mit SEC NRS (Russland)

Mit Vertretern von SEC NRS wurde im November 2017 in Moskau ein Gespräch zu Themen der Zusammenarbeit in den Projekten LV-2 und INT KoNuS (AP 4) geführt /PRO 17b/. Nach mehrjähriger Pause in der Zusammenarbeit besteht nunmehr großes Interesse beider Seiten an einer gemeinsamen Datensatzerstellung zu Anlagen mit WWER-1200 (Generation 3+) für die Codes ATHLET und COCOSYS und der anschließenden Durchführung von Pilotanalysen mit diesen Codes.

Umfang und Zuordnung der Kooperationsarbeiten mit SEC NRS zu den Projekten befanden sich zu diesem Zeitpunkt im Klärungsprozess, wobei die Arbeitsschritte zur Datensatzerstellung für den ATHLET-Code und die Pilotanalysen damit bereits klarer abgesteckt waren. Zu COCOSYS war die Personalsituation bei SEC NRS ungeklärt.

Die Gespräche wurden am Rande der oben erwähnten trilateralen Treffen fortgesetzt, führten aber im INT KoNuS nicht zum gewünschten Ergebnis. Die Datensatzerstellung für den ATHLET-Code erfolgte innerhalb des Projektes LV-2, zu Arbeiten mit COCOSYS für WWER-1200 wurden von SEC NRS bis zum Ende des Vorhabens INT KoNuS keine weiteren Informationen gegeben.

Informationstreffen mit VARANS (Vietnam)

Im Juli 2018 fand am Rande eines INSC On-the-Job-Trainings in der GRS Berlin ein kurzes Informationsmeeting mit einem Vertreter von VARANS (Vietnam) statt /MIN 18f/. Der Projektleiter des INT KoNuS gab einleitend einen Überblick über das Vorhaben. In der anschließenden Diskussion dazu erklärte der VARANS-Experte, dass die in der Vergangenheit von der GRS übergebenen Codes ATHLET und COCOSYS in Forschungsarbeiten von VARANS zum Einsatz kommen sollen. Konkret bat er während des Informationsmeetings um Hilfe bei der Installation des COCOSYS-Codes. Es wurde übereingekommen, dass VARANS per E-Mail eine offizielle Anfrage zur Teilnahme im Vorhaben INT KoNuS stellt. Bis zum Ende des Vorhabens ist jedoch keine entsprechende Anfrage bei der GRS eingegangen. Die ursprünglich geplanten Aktivitäten zur Kooperation im Arbeitspaket 2 (siehe Kapitel 3.7) wurden nach Bekanntwerden des Beschlusses der vietnamesischen Regierung, den Einstieg in die Kernenergie abubrechen, aus dem Arbeitsprogramm gestrichen.

Informationsgespräch mit NUBIKI (Ungarn)

Am Rande des AC² User Meetings im November 2018 wurde ein Informationsgespräch mit einem Experten von NUBIKI, einer ungarischen TSO, geführt /MIN 18j/. Der Experte

brachte das Interesse seiner Organisation zum Ausdruck, an COCOSYS-Untersuchungen zum Stör- und Unfallverhaltens von Anlagen mit WWER-1200 im Rahmen des INT KoNuS, AP 4 zu partizipieren. Gemeinsam könnten dann Analysen zum Stör- bzw. Unfallverhalten des passiven Containmentkühlsystems und des Kernfängers unter Anwendung des COCOSYS-Codes durchgeführt werden. Leider ist diese Zusammenarbeit im Rahmen der Laufzeit nicht mehr zustande gekommen.

5.3 Adaption und Validierung von ATHLET mittels Nachrechnung eines WWER-1200-Experimentes

Als potenzieller Partner für die Forschungsarbeiten im Rahmen dieses Arbeitspunktes kam das russische Forschungsinstitut EREC in Elektrogorsk (bei Moskau) in Frage. Mit EREC wurden in der Vergangenheit erfolgreich gemeinsame Untersuchungen zur Codevalidierung durchgeführt, in deren Mittelpunkt Voraus- und Nachrechnungen von Experimenten an Versuchsanlagen von EREC standen. Validiert wurden seinerzeit die GRS-Codes ATHLET und COCOSYS.

Im Rahmen des Vorhabens fand im November 2017 ein Expertentreffen statt /MIN 17f/, auf dem die GRS einen Überblick zum INT KoNuS gegeben hat und erste Ideen zur Zusammenarbeit vorgestellt und mit EREC diskutiert wurden. Wie diese Diskussion zeigte, sind Arbeiten zur Validierung von ATHLET an WWER-1200-spezifischen Experimenten an der PSB-Anlage von EREC (Abb. 5.1, /ERE 15/) für die GRS von großem Interesse.

In Ermangelung von für deterministische Analysen verwertbaren Informationen zu KKW mit WWER-1200/491 ist dieser Arbeitspunkt schließlich um WWER-1200/392M erweitert worden. Zu diesem Anlagentyp wurden mit EREC gemeinsame Arbeiten auf dem Gebiet der Stör- und Unfallanalyse vereinbart. Im September 2018 ist der Unterauftrag UA-3473 /CON 18/ unterzeichnet worden. Er beinhaltet die Präsentation von Primärkreis-Experimenten zu WWER-1200 an der PSB-Anlage von EREC, die gemeinsame Auswahl eines der hier durchgeführten Experimente, das mit ATHLET nachgerechnet werden soll, und die Übergabe von Versuchsbeschreibung und Daten zum ausgewählten Versuch. Die Nachrechnung sollte der Codevalidierung für das WWER-1200/392M-spezifische passive System zur Wärmeabfuhr aus den Dampferzeugern (engl.: Passive Heat Removal System – Steam Generator, PHRS-SG) dienen.

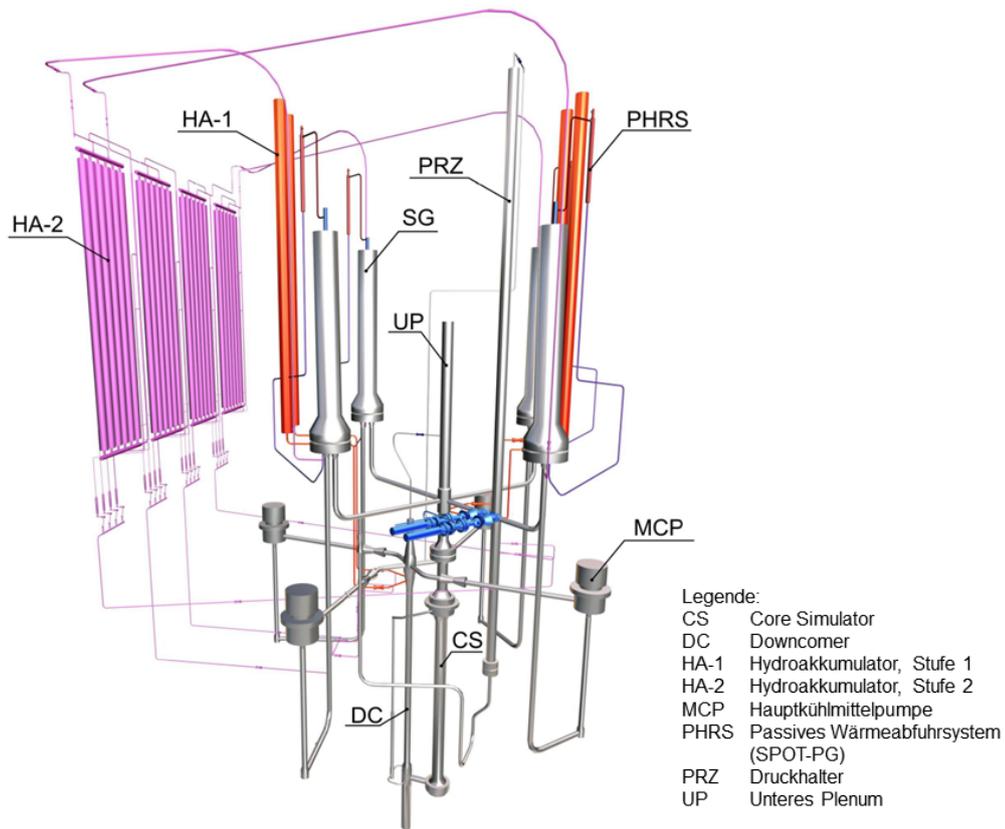


Abb. 5.1 EREC-Versuchsanlage PSB-WWER

Die Präsentation der PSB-Experimente /ERE 18/ fand im Oktober 2018 im Rahmen einer SKYPE-Videokonferenz statt. Auf dem Projektmeeting im Dezember 2018 /MIN 18m/ legten GRS- und EREC-Experten gemeinsam den mit ATHLET nachzurechnenden Versuch fest. Untersucht werden sollte der Test zum Kühlmittelverluststörfall "Small break LOCA from the pipeline of hydro-accumulator HA-1". Zu diesem Test erstellten die EREC-Experten eine Datei mit den aufgenommenen Messdaten und übermittelten sie zusammen mit der Versuchsbeschreibung und den wesentlichen Versuchsergebnissen /ERE 19/ im Juni 2019 an die GRS.

Vorbereitend für die geplanten Nachrechnungen des Experimentes hat die GRS den Datensatz an die aktuelle ATHLET-Version 3.1A, patch 4 angepasst und auf Lauffähigkeit überprüft. Da der Experimentaldatenbericht zu diesem Zeitpunkt noch nicht vorlag, waren nicht alle automatischen und händischen Maßnahmen oder Umbauten an der PSB-Anlage bekannt. In vorläufigen Testrechnungen kam es jedoch in der Einschwingphase der stationären Rechnung zu Problemen bei der Berechnung des Dampferzeugerfüllstandes. Die Auswirkungen konnten durch Änderungen am Datensatz verringert, aber nicht vollständig behoben werden. Anhand der durch das Projektmeeting mit EREC

bekannten Randbedingungen wurde die Anfangsphase des Versuchs nachgerechnet. Zu den Randbedingungen gehört eine Abschätzung der Kennlinie des passiven Nachkühlsystems PHRS-SG. In weiteren Testrechnungen mit unveränderter Konfiguration der Anlagensteuerung traten einige Diskrepanzen zwischen Rechnung und zu dem Zeitpunkt vorliegenden Experimentaldaten auf.

Die GRS hatte den im Juni 2019 übergebenen Experimentaldatenbericht für das ausgewählte Experiment zunächst auf Nachvollziehbarkeit und Vollständigkeit überprüft. Diese erste Überprüfung hatte ergeben, dass Geometrie und Lage der neuen und gegenüber früheren PSB-Versuchen veränderten Systeme gut beschrieben sind. Jedoch ist die Beschreibung der Regelung des PHRS-SG nicht vollständig. Die aufgeworfenen Fragen wurden durch EREC umgehend und zufriedenstellend beantwortet.

Nach weiterer Anpassung des ATHLET-Datensatzes wurden Nachrechnungen gestartet, die vor allem der Überprüfung der Fähigkeit von ATHLET, die Funktion der passiven PHRS-SG-Armaturen zu simulieren, dienten. Daher wurden diese Rechnungen bis zum Zeitpunkt der Einspeisung durch die Flutbehälter HA-2 durchgeführt. Der durch die Flutbehälter eingebrachte Massenstrom wurde im Versuch aktiv gesteuert und kann somit nicht zur Bewertung der Möglichkeiten von ATHLET herangezogen werden, das physikalische Verhalten des passiven Systems HA-2 zu bewerten.

Die durch die PHRS-SG-Systeme abgeführte Wärme und die damit einhergehende Einschränkung des Druckaufbaus auf der Sekundärseite der Dampferzeuger konnte gut nachvollzogen werden. Der simulierte Druckverlauf auf der Primärseite hingegen ist zwar qualitativ dem Verlauf im Experiment sehr ähnlich, bestimmte Unterschiede haben aber einen größeren Einfluss auf den Verlauf der Transiente.

Die Einspeisung von nicht kondensierbaren Gasen durch die Hydro-Akkumulatoren und zusätzliches Eindüsen wird durch das Modell gut nachvollzogen. Bei geringem Druck und Massenströmen kommt es jedoch zu starken numerischen Schwankungen in Druck und Temperaturen des Primärkreislaufs. Dieser Effekt resultiert aus der Kombination von geringer Dampfbildung und fast stagnierender Strömung im Primärkreislauf. Für diese Art von Regimes sollten die ATHLET-Modelle für Dampfverteilung und Impulsübertragung weiterentwickelt werden.

Die abschließende Rechnung lieferte für die Hauptparameter des Versuches gute Ergebnisse. Das allgemeine Anlagenverhalten wurde gut nachvollzogen. Die Wärmeüber-

tragung der PHRS-SG-Systeme wurde leicht überschätzt, folgt aber dem Verlauf der Messungen. Größere Abweichungen traten bei der Berechnung der Dampferzeugerfüllstände und bei der Dampfbildung im Downcomer des Kernsimulators auf, die vor allem auf Ungenauigkeiten in der Berechnung der Wärmeverluste zurückzuführen sind. Diese sind für kleine Anlagen wie Versuchsstände schwer exakt zu simulieren.

Die Ergebnisse der Nachrechnungen sind in der Technischen Notiz /PRJ 20a/ zusammengefasst. Die beschriebenen Analysen stellen einen ersten Schritt zur Validierung des ATHLET-Codes für passive Systeme in Anlagen mit WWER-1200/392M dar.

5.4 Adaption, Validierung und exemplarische Anwendung des COCOSYS-Modells GEKO für Stör- und Unfallanalysen in KKW mit WWER-1200

Eine herausragende Eigenschaft von KKW mit WWER-1200 zur Gewährleistung der grundsätzlichen Anlagensicherheit ist die Einbindung passiver Sicherheitssysteme, d. h. Systeme, die auf natürlichen, physikalischen Phänomenen basieren, zusammen mit traditionellen aktiven Sicherheitssystemen. Eines dieser passiven Systeme in WWER-1200/491 ist das System zur passiven Wärmeabfuhr aus dem Containment (engl.: Passive Heat Removal System – Containment, PHRS-C) mit Gebäudekondensatoren. Mit Hilfe dieser Kondensatoren soll eine langzeitige Kondensation des störfallgenerierten Dampfes im Containment im Falle auslegungsüberschreitender Ereignisse bewirkt werden.

Im Codesystem COCOSYS können Gebäudekondensatoren mit dem GEKO-Modell simuliert werden. Es berechnet den Wärmeübertrag von der Containmentatmosphäre an die Rohrleitungen des Gebäudekondensators (einschließlich Dampfkondensation), die Aufwärmung des Kühlwassers und die Naturkonvektion innerhalb des Kondensators. Somit kann das langzeitige thermo-hydraulische Verhalten (Druck, Temperatur) der Containmentatmosphäre während der passiven Wärmeabfuhr aus dem Containment prinzipiell bewertet werden.

5.4.1 Beabsichtigte Validierung des GEKO-Modells anhand von WWER-1200-spezifischen Experimenten

KSM-Anlage von NITI (Russland)

Ursprünglich war beabsichtigt, das GEKO-Modell für die Simulation der passiven Wärmeabfuhr aus dem Containment von KKW mit WWER-1200 anhand von Experimenten an der KSM-Anlage von NITI in (Sosnovy Bor bei St. Petersburg, Russland) zu validieren. Die Projektleitung hatte daraufhin eine Anfrage zur Zusammenarbeit an das NITI gerichtet. In der sehr kurz gehaltenen Antwort des NITI, die Mitte März 2018 per Email eintraf, wurde auf die Eigentumsrechte für diese Experimente aus den Jahren 2007 – 2014 hingewiesen. Sie liegen beim russischen Generalprojektanten ATOMPROEKT. An diese Firma müsste sich die GRS wenden, um die Daten zu ausgewählten Experimenten für Validierungszwecke zu erhalten. Leider ist in der Email des NITI kein Angebot zur Unterstützung bei der Anfrage an das Management von ATOMPROEKT enthalten. Demzufolge wurde das gegenwärtige Interesse des NITI an einer Zusammenarbeit als sehr gering eingestuft und nach Alternativen gesucht.

PASI-Versuchsanlage von LUT (Finnland)

Eine vielversprechende neue Möglichkeit zur Validierung des GEKO-Modells für WWER-1200 wurde in Experimenten an der PASI-Anlage von LUT (Lappeenranta University of Technology, Finnland) gesehen. Diese Anlage für die Untersuchung von Prozessen in PHRS-C für KKW mit WWER-1200 wurde im Jahr 2018 errichtet. In einem Übersichtsvortrag auf dem NUGENIA-Forum in Paris im März 2019 informierte ein Vertreter von LUT über Anlagenaufbau und Ergebnisse aus ersten Shakedown-Experimenten. Der Direktkontakt mit Experten der LUT wurde aufgenommen und Diskussionen im Rahmen von zwei Telefonkonferenzen im Mai und Juni 2019 geführt. Gegenstand war das Ausloten von Möglichkeiten der Zusammenarbeit zur Analyse von Prozessen im PHRS-C unter Kühlmittelverluststörfall-Bedingungen auf Basis der PASI-Experimente. Leider konnte wegen des vordergründig kommerziellen Interesses der finnischen LUT-Vertreter keine Möglichkeit der Kooperation gefunden werden. Die bereits vorliegenden Shakedown-Experimente sind im Rahmen eines finnischen Vorhabens durchgeführt worden und nicht frei verfügbar. Von GRS-Seite wurde angeboten, eigene Untersuchungen auf dem Gebiet der Störfalluntersuchungen zu passiven Systemen vorzustellen sowie (die Überlassung der experimentellen Daten vorausgesetzt) die Ergebnisse von zukünftigen COCOSYS-Nachrechnungen zu den vorliegenden PASI-Experimenten zu übergeben und zu diskutieren. Dieser Vorschlag wurde von LUT leider nicht akzeptiert.

Es wurde übereingekommen, in Kontakt zu bleiben und nach weiteren Kooperationsmöglichkeiten zu suchen.

5.4.2 Adaption und exemplarische Anwendung des COCOSYS-Modells GEKO für Stör- und Unfallanalysen in KKW mit WWER-1200

Parallel zu den oben aufgeführten Aktivitäten bezüglich der Validierung des GEKO-Modells hat die GRS eine Recherche nach aktuellen Daten zum PHRS-C durchgeführt. Im Internet konnten relevante Artikel gefunden werden, darunter auch kurze Anlagenbeschreibungen und Ergebnisse von Versuchsnachrechnungen. Jedoch bietet keines der gefundenen Dokumente den Umfang an Informationen, der für Code-Validierungszwecke notwendig ist. Detailangaben zum PHRS-C in KKW mit WWER-1200/491 konnten Dokumenten entnommen werden, die in anderen internationalen Projekten verfügbar gemacht wurden.

Die im Ergebnis der Recherche vorliegenden Daten sind mit den im BMU-Vorhaben INT Ost/INSC im Jahr 2014 verwendeten Daten /BAK 14/ verglichen worden und erwiesen sich schließlich als identisch. Seinerzeit wurden diese Daten zu ersten Testrechnungen des neuen GEKO-Modells in COCOSYS V2.4v5 genutzt. Bislang ist dieses Modell jedoch, anders als in den WWER-1200-Anlagen, auf eine horizontale Anordnung der Kondensatoren im Containment begrenzt. Die 2014 erhaltenen Analyseergebnisse sind in der Technischen Notiz /BAK 14/ beschrieben. Der für die damaligen Rechnungen erstellte COCOSYS-Datensatz wurde an die aktuelle Codeversion V2.4v5 adaptiert und Variantenrechnungen zum Druckaufbau im Containment beim postulierten Auslegungstörfall „Bruch des kalten Stranges einer Hauptkühlmittelleitung“ wurden durchgeführt. Insbesondere wurde der Energieaustrag durch das PHRS-C untersucht. Nach wie vor sind jedoch sowohl die verwendeten Containmentparameter (Volumen, Oberflächen, ...) als auch der Energie- und Masseneintrag (MER) ins Containment Extrapolationsergebnisse aus Daten für KKW mit WWER-1000.

Im Ergebnis weiterer Recherchen konnten in neuen Quellen WWER-1200/491 spezifische MER-Daten gefunden werden. Diese Daten für den auslegungsüberschreitenden großen Kühlmittelverluststörfall 2F DN346, bei dem alle aktiven Sicherheitssysteme versagen, sind allerdings auf die ersten 6 000 s des Störfalls begrenzt und mit großen Unsicherheiten behaftet, da die erforderlichen Zahlen aus Kurvenverläufen in Zeichnungen digitalisiert wurden. Mit diesen Daten wurde der Einfluss des PHRS-C auf den Druck-

und Temperaturentwurf im Containment analysiert und mit dem Einfluss der MER-Unsicherheiten im untersuchten Zeitintervall verglichen. Schon während dieser kurzen Zeitspanne wurde berechnet, dass das PHRS-C einen signifikanten Einfluss auf die Druck- und Temperaturverläufe im Containment hat. Der Haupteinfluss des PHRS-C wird in der Langzeitphase von schweren Störfällen und insbesondere in der Ex-Vessel-Phase auftreten, für die der GRS bislang keine Randbedingungen vorliegen.

Während der Analyse dieser COCOSYS-Ergebnisse wurden Fehler im GEKO-Modell identifiziert – die Anordnung von Werten im Plottvektor (speziell für den Druck im Gebäudekondensator) ist falsch. Dieser Fehler wird in der nächsten Programmversion korrigiert. Vor der weiteren Anwendung des GEKO-Modells auf PHRS-C sind Ergänzungen am Modell erforderlich, insbesondere die Berücksichtigung vertikaler Kühlrohre, anstelle der horizontalen. Diese Modellarbeiten sind Thema einer Dissertation an der RWTH Aachen, deren Ergebnisse nach Erhalt in die aktuelle COCOSYS-Version übernommen werden sollen.

Eine umfassende Beschreibung der Forschungsarbeiten zur Adaption des GEKO-Modells auf Gebäudekondensatoren in WWER-1200 (inkl. Datensatz-Beschreibung, Variantenrechnung, Liste offener Punkte zur weiteren Komplettierung des GEKO-Modells) enthält die Technische Notiz /WFF 20d/. Da in den jüngsten COCOSYS-Analysen mit dem GEKO-Modell hierzu nicht frei zugängliche Informationen zum Störfallszenarium verwendet wurden, ist dieser Bericht vertraulich zu behandeln und dementsprechend gekennzeichnet.

6 Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Entsorgung von radioaktiven Abfällen

6.1 Zielstellung

Das gegenwärtig erreichte Niveau auf dem Gebiet der sicheren Stilllegung und Demontage kerntechnischer Anlagen und insbesondere der Entsorgung von abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen bzw. der Freigabe von Materialien, Gebäuden und Geländen ist in Russland, der Ukraine, Armenien, Bulgarien, Belarus und Litauen z. T. sehr unterschiedlich, auch wenn grundsätzliche Sicherheitsanforderungen für diese Bereiche in den jeweiligen Regelwerken definiert sind.

Gemeinsam sind aber die grundsätzlichen Bestrebungen aller dieser Länder, dieses Niveau weiter zu erhöhen und weiter an internationale und EU-Standards heranzuführen.

Die EU-Mitgliedsstaaten Bulgarien und Litauen haben im Zusammenhang mit der Inkraftsetzung der Richtlinie 2011/70/Euratom im Jahr 2015 erstmals Berichte zu dieser Richtlinie vorgelegt. In den EU-Ländern ist weiterhin bis zum Jahr 2018 die Richtlinie 2013/59/Euratom zum Strahlenschutz in nationale Bestimmungen umzusetzen. Auch Nicht-EU-Mitgliedstaaten orientieren sich an diesen Richtlinien.

Im AP 5 werden für ausgewählte wichtige Themen innerhalb der genannten Länder auf der Basis der verfügbaren Informationen und Arbeiten aus den Vorläufervorhaben, Beteiligungen von Experten der Fachabteilungen in laufenden internationalen und bilateralen Projekten und der Kenntnisse aus unmittelbaren Kontakten entsprechende bilaterale oder auch multilaterale Aktivitäten abgeleitet, die dann Gegenstand detaillierter Zusammenarbeit werden.

Da in den genannten Ländern die Gewährleistung der nuklearen Sicherheit und Strahlenschutz beim Transport von abgebrannten Brennelementen z. T. bereits in anderen Vorhaben Berücksichtigung fand bzw. nicht in erster Linie Gegenstand internationaler Kooperation ist, werden für diesen Punkt Fragen der Charakterisierung radioaktiver Materialien bearbeitet.

Innerhalb des Arbeitspaketes werden folgende Punkte bearbeitet:

- Untersuchungen zur Charakterisierung von radioaktiven Materialien zur Bestimmung deren Gefährdungspotentials und der Optionen des weiteren Umgangs mit diesen Materialien (↗ Kapitel 6.2):
 - Fortsetzung der im Vorläufervorhaben durchgeführten Forschungsarbeiten zur Analyse von praktischen Freigabeverfahren in ausgewählten Ländern (Schwerpunkt Bulgarien, Ukraine);
 - Analyse und Vorschläge zur Verifizierung der Einhaltung von Freigabekriterien und Freigabewerten und der Entwicklung bzw. der Verbesserung des Regelwerkes zu Freigaben von Materialien und ggf. von Geländen und Gebäuden.
- Fortsetzung der Forschungsaktivitäten zur Umsetzung der Forderungen von neueren EU-Richtlinien zum Umgang mit radioaktiven Materialien und Kernbrennstoffen und dem Strahlenschutz (↗ Kapitel 6.3):
 - Analyse weiterentwickelter nationaler Strategien, Programme und Konzepte zur Umsetzung der genannten Richtlinien für ausgewählte Länder;
 - Diskussion und Kooperation bei Einführung der neuen Richtlinien im Zusammenhang mit den dazu notwendigen Anpassungen, z. B. des diesbezüglichen Regelwerks.
- Erfahrungsaustausch zu Risikoeinschätzungen und Sicherheitsbewertungen im Zusammenhang mit der Stilllegung von KKW und anderer kerntechnischer Anlagen (↗ Kapitel 6.4):
 - Analyse des vorhandenen bzw. überarbeiteten Regelwerks zur Stilllegung und Kooperation bei dessen Anpassungen an internationale und EU-Empfehlungen;
 - Diskussion zur Planung und sicheren Durchführung der Stilllegung von kerntechnischen Anlagen, insbesondere unter Berücksichtigung des vorhandenen Aktivitätsinventars und dessen Verteilung.

6.2 Untersuchungen zur Charakterisierung von radioaktiven Materialien zur Bestimmung deren Gefährdungspotentials und der Optionen des Umgangs mit diesen Materialien

Gegenstand dieses Arbeitspunktes waren Untersuchungen zur Charakterisierung von radioaktiven Materialien zur Bestimmung deren Gefährdungspotentials und der Optio-

nen des weiteren Umgangs mit diesen Materialien bis zu ihrer endgültigen und sicheren Entsorgung. Die Untersuchungen erfassten Materialien, die sowohl „künstliche“ Radionuklide als auch Radionuklide „natürlichen“ Ursprungs enthalten. Dabei wurden neben der Freigabeoption auch Fragen der Charakterisierung, die für eine Endlagerung notwendig ist und deren Anforderungen sich üblicherweise aus den Abfallannahmekriterien eines Endlagers ableiten, behandelt. Diese Kriterien (z. B. Aktivitätsbegrenzungen für bestimmte Radionuklide) können dabei als „generische“ oder „vorläufige“ Werte gegeben sein, wenn noch keine Sicherheitsanalysen für ein konkretes Endlager vorliegen.

Beim Umgang mit großen Mengen sehr schwach radioaktiver Materialien kommt der Freigabe aus dem atomrechtlichen Geltungsbereich oder einer strahlenschutztechnischen Überwachung eine immer größere Rolle zu. Solche Fragen stehen auch in Deutschland im Mittelpunkt des öffentlichen Interesses, insbesondere durch die große Anzahl an Kernkraftwerksblöcken, die bereits stillgelegt wurden bzw. demnächst stillgelegt werden müssen. Die Entsorgung der beim gleichzeitigen Rückbau dieser Anlagen anfallenden großen Materialmengen stellt eine große Herausforderung dar, so dass der Wissenserhalt und -ausbau auf diesem Gebiet von herausragender Bedeutung ist. Damit sind die in diesem Arbeitspunkt erzielten Ergebnisse und Erkenntnisse auch von nationaler (deutscher) Bedeutung. Analysiert wurden daneben auch andere, nicht weniger wichtige Fragen, wie z. B. der Transport von (schwach) kontaminierten Materialien, wie z. B. Holz und Holzprodukte, insbesondere wenn diese aus Gegenden mit erhöhten Bodenkontaminationen, wie z. B. der 30-km-Zone in der Ukraine, stammen.

Im hier beschriebenen Arbeitspunkt wurden die im Vorläufervorhaben INT Ost/INSC /GRS 14/ begonnenen und im INT KoNuS_2014 /GRS 16/ fortgeführten Arbeiten zum Umgang mit radioaktiven Materialien in ausgewählten Ländern fortgesetzt und erweitert. Dies betraf die Länder Bulgarien, Ukraine und Litauen. Die gemeinsamen Arbeiten erfolgten mit Vertretern von Organisationen aus diesen Ländern. Sie werden im Folgenden für das jeweils betrachtete Land dargestellt.

Bulgarien

Im Vorläufervorhaben erfolgten Arbeiten zur generellen Analyse des bulgarischen Regelwerks in Bezug auf Festlegungen zur Freigabe von Materialien, Geländen und Gebäuden und zur Analyse von speziellen Unterlagen von bulgarischen Antragstellern. Diese Arbeiten wurden mit der Analyse von praktischen Freigabeverfahren und der

Verifizierung der Einhaltung von Freigabekriterien und Freigabewerten in Bulgarien wieder aufgenommen.

Als ein wichtiges Ereignis wird in diesem Zusammenhang ein Seminar mit NCRRP und BNRA im September 2017 zu Freigabeverfahren und zur messtechnischen Verifizierung eingeschätzt /MIN 17e/. Hier erfolgte ein Austausch von Informationen und Dokumenten zu den praktizierten messtechnischen Verifizierungen, zu den praktizierten Freigabeverfahren und zur Organisation der Einbindung unabhängiger Experten in Freigabeverfahren in Bulgarien.

Darüber hinaus wurden konkrete Arbeiten zur weiteren Kooperation abgestimmt und vorgeschlagen, ein Arbeitsmaterial zu den Themen

- strahlenschutztechnische Überwachung im Zusammenhang mit freigegebenen Schrotten (Metall);
- Tritium-Problematik bei der Freigabe von Gebäuden

zu formulieren. Im daraufhin erstellten Dokument /KUC 18/ wurde u. a. auch Bezug auf die EU-Richtlinie zum Strahlenschutz 2013/59/Euratom genommen. Es konnte dabei festgestellt werden, dass die Richtlinie eine weitere Überwachung von freigegebenen Materialien explizit ausschließt. Hierbei wird davon ausgegangen, dass eine damit verbundene mögliche zusätzliche Dosis in Höhe von 10 $\mu\text{Sv/a}$ für einen repräsentativen Vertreter der Bevölkerung gering ist und als nicht weiter überwachungspflichtig eingeschätzt wird. Einen Sonderfall stellt lediglich die Freigabe von Schrott zum Einschmelzen dar. Aber auch hier erfolgt in der Regel nur die logistische Prüfung, ob der Metallschrott direkt einer Rezyklierung, z. B. in einer entsprechenden Schmelzfabrik, zugeführt wird, so dass eine Wiederverwendung des freigegebenen Materials in der ursprünglichen Form ausgeschlossen werden kann.

Das Dokument enthält neben der Beschreibung der gemeinsamen Analyse zur Freigabe von Metallschrott auch umfangreiche Informationen und Beispiele zur Tritium-Problematik von freizugebenden Gebäudestrukturen.

In Fortsetzung der Bearbeitung der o. g. Themen erfolgten weitere Analysen, die auf das Arbeitsmaterial Bezug nehmen, jedoch in einer kompletten Überarbeitung und Neugestaltung des Arbeitsmaterials resultierten. Die weiteren Analysen umfassten:

- den sicheren (internationalen) Transport von freigegebenen bzw. schwach radioaktiven Materialien z. B. Holz und Holzprodukte und

- den sicheren Umgang mit umschlossenen Strahlenquellen.

Inhaltliche Schwerpunkte dabei waren die Analyse von relevanten nationalen Vorschriften und von internationalen Empfehlungen z. B. der IAEO. Darauf bezugnehmend und ergänzt durch eigene wissenschaftliche Analysen konnten u. a. Erkenntnisse abgeleitet werden, wie das Gefährdungspotential durch solche Transporte eingeschätzt werden kann und welche praktischen Kontrollen nach bestimmten Kriterien möglich und notwendig sind.

Des Weiteren beinhalteten die gemeinsamen Arbeiten mit den bulgarischen Experten ausgewählte Aspekte der Gewährleistung des Strahlenschutzes im Zusammenhang mit bestehenden Expositionssituationen in Bulgarien. Dies betraf die Hinterlassenschaften des Uranbergbaus und der Uranverarbeitung. Trotz des per Ministerkabinettsbeschluss Nr. 163 vom 20. August 1992 beendeten Uranbergbaus in Bulgarien ist die weitere Überwachung der geschlossenen Uranminen notwendig. Eine vollständige Entlassung aus der Überwachung hinsichtlich verschiedener zu überwachender Parameter ist für eine Vielzahl von Objekten noch nicht möglich. Dabei ist zu bemerken, dass sich einige Objekte in unmittelbarer Nähe der Hauptstadt befinden wie z. B. die ehemalige Uranmine Buchovo, ca. 25 km nordöstlich von Sofia.

Zu den gemeinsamen wissenschaftlichen Analysen zu Umfang und Art der Umweltüberwachung und zur Gestaltung des diesbezüglichen Regelwerks wurde im April 2020 eine Videokonferenz organisiert /MIN 20/. Die Hauptthemen dieser Videokonferenz waren eine Fachdiskussion zu den von der GRS geprüften Dokumenten, wie sie im ergänzten Arbeitsmaterial /KUC 19/ dargestellt sind, und Arbeiten in einem möglichen Folgevorhaben. Dazu erfolgte ein Austausch zu Themenbereichen, wie dem Transport von kontaminiertem Material durch die Grenzübergangsstellen der Republik Bulgarien und zur technischen Liquidation und Sanierung von Standorten der ehemaligen Uranbergbauindustrie in Bulgarien.

Ukraine

Bereits in den Vorläufervorhaben wurden mit den Partnern aus der Ukraine Arbeiten auch auf dem Gebiet der Freigabe durchgeführt. Allerdings betraf dies weniger die Analyse konkreter Lösungsvorschläge von Betreiberorganisationen, sondern eher Grundsatfragen. Jetzt wurde der Fokus der Zusammenarbeit auf das Gebiet der praktischen Umsetzung der Freigabe von Materialien in den ukrainischen nuklearen Betreiberorganisationen und zum Stand der Umsetzung von Forderungen aus relevanten EU-

Richtlinien gelegt. Als wichtig wurde dabei eingeschätzt, dass mit der Umsetzung von EU-Richtlinien auch technische Fragen verbunden sind, wie z. B. die Charakterisierung von radioaktiven Abfällen und die konkrete Gestaltung von FreigabeprozEDUREN. Dies betraf Informationen zur praktischen Umsetzung der Freigabe von Materialien in den ukrainischen KKW, wie sie kontinuierlich im Rahmen des Vorhabens INT Ost/INSC /GRS 14/ analysiert wurden. Ein im Jahr 2013 bewerteter Industriestandard für NAEK Energoatom (NAEK 031:2012) zu FreigabeprozEDUREN wurde wieder außer Kraft gesetzt. Dies konnte nachvollzogen werden, da die Bewertung dieses Industriestandards erhebliche Defizite ergab.

Im hier beschriebenen Arbeitspunkt konnten auf Basis der zur Verfügung gestellten Dokumentationen umfangreiche wissenschaftliche Analysen und Bewertungen durchgeführt werden. Diese umfassten nunmehr auch Fragen zur Verwendung von Messtechnik, wie z. B. von automatisierten Freimessanlagen und andere wichtige Fragen wie die Bestimmung von Nuklidvektoren, die für die messtechnischen Bewertungen von zentraler Bedeutung sind.

Eine erste Zusammenfassung von Informationen zum aktuellen Stand der Freigaberegulungen und -praxis in der Ukraine erfolgte im Arbeitsmaterial /KUC 18a/. Die Informationen bezogen sich auf Freigaben von Material aus dem kerntechnischen oder strahlenschutztechnisch geregelten Umgangsbereich in der Ukraine im nationalen Rahmen und für drei Betreiberorganisationen: NAEK Energoatom (KKW Betreiber), CEMRW (Nationale Betreiberorganisation für die Behandlung und Endlagerung von radioaktiven Abfällen) und das KKW Tschernobyl.

Die Analyse der Freigaben von Material der drei o. g. Betreiberorganisationen erfolgte auf der Basis jeweils einer technischen Unterlage, die Grundlagen, Verfahren und z. T. auch messtechnische Lösungen beschreibt. Eine dieser Lösungen ist exemplarisch in Abb. 6.1 dargestellt. Sie zeigt den Unternehmensstandard des KKW Tschernobyl: eine stationäre gamma-spektrometrische Freimessanlage mit Detektorsystem. Die Lieferung dieser Freimessanlage erfolgt im Rahmen eines EU-Projektes. Die Maße des Messgutcontainers für das zu messende und dann ggf. freizugebende Material (rechts in Abb. 6.1) sind mit 3 x 1 x 1 m (L x H x B) angegeben, die Masse (inklusive Messgut) beträgt maximal 5 000 kg.

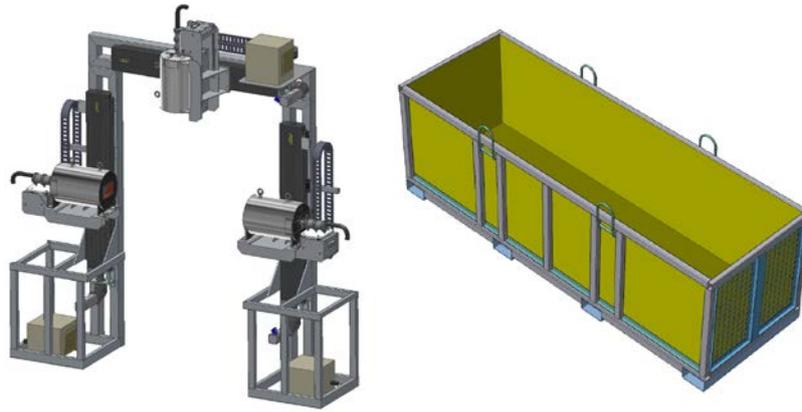


Abb. 6.1 Freimessanlage im KKW Tschernobyl, Messrahmen mit gamma-spektrometrischen HPGe Detektoren mit elektrischer Kühlung und Messgutcontainer ⁸

Die aus Analysen zur Freigabe gewonnenen Erkenntnisse standen im Mittelpunkt eines Treffens mit ukrainischen Experten im April 2018, auf dem ebenfalls Fragen der Entsorgung radioaktiver Abfälle in der Ukraine behandelt wurden /MIN 18a/. In Bezug auf das ergänzende Thema Charakterisierung von radioaktiven Abfällen und zur Vorbereitung einer möglichen gemeinsamen Präsentation von SSTC NRS und GRS auf der EUROSAFE-Konferenz fand in Berlin und Köln im April 2018 ein weiteres Projektmeeting statt /MIN 18/. Ein Seminar zur Diskussion des nach dem Treffen im April 2018 nochmals überarbeiteten Arbeitsmaterials mit SSTC NRS fand im September 2018 bei SSTC NRS in Kiew statt /MIN 18g/. Dieses Seminar wurde u. a. dafür genutzt, das Arbeitsmaterial zu präsentieren and Schlussfolgerungen für die weiteren Arbeiten im bilateralen Rahmen abzuleiten.

Im komplett überarbeiteten Arbeitsmaterial /KUC 19a/ wird auf eine Reihe wichtiger technischer Aspekte eingegangen. Im Einzelnen sind das der Ansatz zur Bestimmung der Nuklidvektoren für die Freimessungen und die hierbei verwendete Messtechnik. Ein Beispiel dafür ist die in der Erprobung befindliche Freimessanlage im KKW Tschernobyl (Abb. 6.2). Weitere Informationen hierzu sind in der zusammenfassenden Technischen Notiz /KUC 20/ enthalten.

⁸ FREE-RELEASE MONITOR FRM-03, Technical Specification, Number: 1Z16-03001-AT01z0d0v7.



Abb. 6.2 Blick in die Messkammer und auf das Detektorsystem der Freimessanlage im KKW Tschernobyl

Das überarbeitete Arbeitsmaterial, der Stand der Forschungsarbeiten zur Analyse von praktischen Freigabeverfahren sowie theoretische und praktische Verfahren zur Charakterisierung von radioaktiven Materialien in der Ukraine waren Gegenstand eines Treffens zwischen SSTC NRS und GRS, das im August 2019 stattfand /MIN 19b/.

Die Charakterisierung von radioaktiven Abfällen zur Bestimmung deren Gefährdungspotentials steht in direktem Bezug zur sicherheitstechnischen Bewertung von oberflächennahen Endlagern und war Thema einer gemeinsamen Präsentation von SSTC NRS und GRS auf der EUROSAFE-Konferenz (siehe Abb. 6.3). Hierzu wurden vorbereitend die notwendigen Daten und Ergebnisse aus Untersuchungen mit den Programmen NORMALYSA und SPRING, die der Berechnung von Aktivitätskonzentrationen im Grundwasser dienen, ausgetauscht und verglichen. Im Rahmen dieser Vorbereitungen fand auch eine Vor-Ort-Besichtigung des im Vector-Komplex in der 30-km-Zone befindlichen Oberflächenendlagers „Engineered Near-Surface Disposal Facility“ (ENSDF) statt. Für dieses bereits im Betrieb befindliche Endlager (siehe Abb. 6.4) wurden die Berechnungen mit den Programmen NORMALYSA und SPRING durchgeführt.

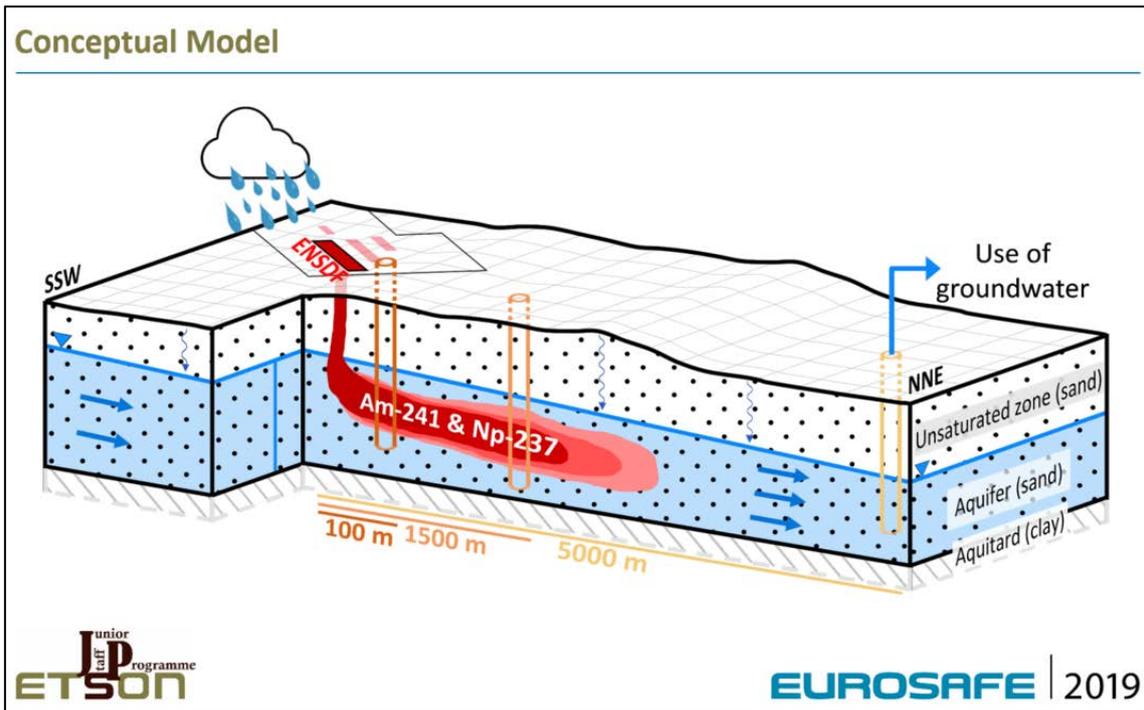


Abb. 6.3 Konzeptmodell für die Sicherheitsanalyse des ENSDF-Oberflächenendlagers im Vector-Komplex der 30-km-Zone



Abb. 6.4 Eingelagerte Abfallgebinde im ENSDF

Die gemeinsame Präsentation von SSTC NRS und GRS auf der EUROSAFE-Konferenz 2019 wurde mit einem Preis ausgezeichnet. Es wurde vorgeschlagen, die Forschungsarbeiten in einem möglichen Folgevorhaben fortzusetzen.

Neben der Qualifizierung der zur Bestimmung des Gefährdungspotentials radioaktiver Abfälle verwendeten Technik ist auch die weitere Entwicklung des entsprechenden Regelwerks eine wichtige Aufgabe (siehe dazu auch die Informationen zum Seminar im September 2018 /MIN 18g/ und im Kapitel 6.3). Zu berücksichtigen sind bei der Weiterentwicklung von Freigaberegelungen ihre Anpassung an die EU-Richtlinie zum Strahlenschutz 2013/59/Euratom und die Ergebnisse der Aktivitäten zur Überarbeitung von IAEO-Standards zu Freigaben.

Im Arbeitspunkt erfolgte eine Zusammenstellung von Informationen und Dokumenten als Basis für die im Kapitel 6.3 beschriebenen Arbeiten. Dazu gehören z. B. alle in der Ukraine vorhandenen grundsätzlichen Regelungen zum Strahlenschutz und zum Umgang mit radioaktiven Abfällen, zur Freigabe von Materialien sowohl für bestimmte Materialarten (wie Metallschrott oder Holz und Holzprodukte) als auch für bestimmte Bereiche (wie z. B. für die 30-km-Zone). Ergänzt werden konnten die Informationen auch mit den verfügbaren speziellen Freigabeprozeduren, wie sie von Betreiberorganisationen erstellt wurden.

Eine Zusammenfassung der Zusammenarbeit mit der Ukraine im Rahmen des Arbeitspunktes und der Möglichkeiten für eine zukünftige Kooperation sind im Protokoll zur Videokonferenz im Juni 2020 gegeben /MIN 20c/.

Litauen

Aktuelle Regelungen zur Regelwerksanpassung auf dem Gebiet der Freigaben in Litauen wurden verfügbar gemacht und geprüft. Das Ergebnis der Prüfung ist im Kapitel 6.3 beschrieben.

Teilnahme am KONTEC-Symposium

Im Rahmen des Vorhabens nahm ein Mitarbeiter der GRS im März 2019 am KONTEC-Symposium in Dresden teil /KUC 19/. Es beinhaltete neben den Fachvorträgen eine umfangreiche Fachausstellung zu den Themen Stilllegung und Entsorgung, Umgang mit radioaktiven Abfällen und Reststoffen, zur Freigabe und dabei auch insbesondere zu Fragen der dazu verwendeten Messtechnik. Von besonderem Interesse waren die Vorträge zur Freigabe von Gebäuden, von Materialien zur untertägigen Verwertung, zu Ringvergleichen zwischen deutschen Freimessanlagen, zur Weiterbildung zur radiologischen Charakterisierung und Freigabe sowie zu Umgang und Freigabe von Metall-

schrotten aus Kontrollbereichen. Eine ausführliche Darstellung der auf dem Symposium gewonnenen Erkenntnisse ist im Reisebericht /KUC 19/ enthalten.

Die im Arbeitspunkt „Untersuchungen zur Charakterisierung von radioaktiven Materialien zur Bestimmung deren Gefährdungspotentials und der Optionen des Umgangs mit diesen Materialien“ durchgeführten Forschungsaktivitäten sowie die hierbei erzielten Ergebnisse liegen in der Technischen Notiz /KUC 20/ zusammengefasst vor.

6.3 Forschungsaktivitäten zur Umsetzung der Forderungen in EU-Richtlinien zum Umgang mit radioaktiven Materialien und Kernbrennstoffen und zum Strahlenschutz

Im Rahmen dieses Arbeitspunktes erfolgten Forschungsarbeiten zur Anpassung von Regelwerken zu Freigaben von Materialien an die EU-Richtlinien, insbesondere an die Richtlinie zum Strahlenschutz 2013/59/Euratom. Diese Arbeiten erfolgten weitestgehend unter Nutzung der im Kapitel 6.2 beschriebenen Ergebnisse bzw. basierend auf Untersuchungen in den Vorläufervorhaben.

Litauen

Hier erfolgte durch deutsche und litauische Experten ein Austausch von Erfahrungen bei der Anpassung des Regelwerkes zu Freigaben von Materialien an die EU-Richtlinien, insbesondere an die Richtlinie zum Strahlenschutz 2013/59/Euratom.

Die Überarbeitung des Regelwerks zu Freigaben in Litauen wurden im Jahr 2018 mit der Analyse einer neuen Version der Richtlinie BSR-1.9.2-2011 “Establishment and Application of Clearance Levels of Radionuclides for the Materials and Waste Generated During the Activities in the Area of Nuclear Energy” abgeschlossen. Diese Version der Richtlinie wurde als „konsolidierte“ Fassung vom 2. Februar 2018 auf der Internetseite von VATESI veröffentlicht und von der GRS analysiert /KUC 17/. Zusammenfassend wird festgestellt: Mit dem überarbeiteten litauischen Regelwerk wurde eine weitestgehende Anpassung an die Europäische Richtlinie 2013/59/Euratom erreicht. In den meisten Fällen wurden Freigabewerte reduziert. Zu bemerken ist, dass zusätzlich oberflächenspezifische Freigabewerte definiert wurden, die in der Richtlinie nicht vorgeschrieben sind. Ein Vergleich mit den Werten der gegenwärtig gültigen StrSchV in Deutschland zeigte, dass die litauischen Werte diesen entsprechen.

Verfahrensänderungen wurden im Wesentlichen nicht vorgenommen. Damit kann eingeschätzt werden, dass eine Freigabepaxis, insbesondere im KKW Ignalina, basierend auf der angepassten Regelung, im Einklang mit der Europäischen Richtlinie erfolgt.

Ukraine

Gemeinsame Forschungsarbeiten mit ukrainischen Experten von SNRIU und SSTC NRS bei der Anpassung des Regelwerkes zu Freigaben von Materialien und ggf. von Geländen und Gebäuden in der Ukraine u. a. an EU-Richtlinien erfolgten im Rahmen der im Kapitel 6.2 beschriebenen Aufgaben.

Die GRS hat in den Protokollen von Meetings, wie z. B. /MIN 19b/ und /MIN 20c/, über den Stand der Überarbeitung von Regelwerksdokumenten informiert und Vorschläge formuliert, die sich u. a. aus den im Kapitel 6.2 beschriebenen praktischen Arbeiten ableiten lassen.

Im Hinblick auf den Vergleich von Freigabeverfahren und -regelungen und deren weitere Verbesserung in EU- und Nicht-EU-Ländern informierte die GRS während der Videokonferenz /MIN 20c/ über Umsetzung der EU-Richtlinie 2013/59/Euratom in Deutschland durch die Verabschiedung des Strahlenschutzgesetzes und die Revision der Strahlenschutzverordnung. SSTC NRS informierte über Pläne für die Revision der ukrainischen Freigabeverordnung NP 306.4.159-2010. Diese Arbeit wurde in eine "Road Map" aufgenommen, die 18 verschiedene Aktionen und Projekte umfasst, darunter auch die geplante Revision dieser Verordnung. Es wurde mitgeteilt, dass diese Arbeit Teil der bilateralen Kooperation zwischen SNRIU/SSTC NRS und DSA (Norwegen) sein wird.

In diesem Zusammenhang wurde auf die laufende Überarbeitung des IAEA Safety Guide RS-G-1.7 "Application of the concepts of Exclusion, Exemption and Clearance" hingewiesen. Ein erster Entwurf der Überarbeitung (DS500) ist auf der Website der IAEO verfügbar. Hier werden auch Dateien mit Kommentaren von Organisationen verschiedener Länder zum Herunterladen angeboten. Es wurde vorgeschlagen, diesen Entwurf und die Kommentare dazu neben den bereits vorliegenden Erfahrungen aus der bilateralen und internationalen Arbeit auf diesem Gebiet bei der Entwicklung einer Revision der ukrainischen Freigabeverordnung zu berücksichtigen.

Eine Zusammenfassung aller in diesem Arbeitspaket durchgeführten Untersuchungen enthält die Technische Notiz /KUC 20a/.

6.4 Erfahrungsaustausch zu Risikoeinschätzungen und Sicherheitsbewertungen im Zusammenhang mit der Stilllegung von KKW und anderer kerntechnischer Anlagen

Die Stilllegung kerntechnischer Anlagen ist eine Aufgabe, der sich die Kernenergieländer stellen müssen. Insgesamt wurden nach Angaben der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) mit Stand Juni 2020 weltweit bisher über 760 Reaktoren und etwa 300 kerntechnische Anlagen der Ver- und Entsorgung außer Betrieb genommen. Die Außerbetriebnahme und Stilllegung von kerntechnischen Anlagen erfolgen aus unterschiedlichen Gründen. In einigen Ländern werden kerntechnische Anlagen auf Grund politischer Entscheidungen abgeschaltet. Der Ausstieg aus der Nutzung der Kernenergie wurde in Ländern wie Italien, der Schweiz sowie Deutschland beschlossen und die Kernkraftwerke werden mit unterschiedlichen Zeithorizonten sukzessive abgeschaltet oder sind bereits abgeschaltet. Andere Gründe für Außerbetriebnahme und Stilllegung sind Unfälle, Alterung/Wirtschaftlichkeit oder bei Forschungsreaktoren das Erreichen der gestellten Ziele.

Zwischen der endgültigen Abschaltung eines KKW und dem Beginn der eigentlichen Stilllegung liegt die sogenannte Nachbetriebsphase, die mehrere Jahre dauern kann. In diesem Zeitraum können die Brennelemente abtransportiert und auch die Betriebsmedien und -abfälle entsorgt werden, sofern dies durch die Betriebsgenehmigung der Anlage abgedeckt ist. Spätestens in der Nachbetriebsphase beantragt der Anlagenbetreiber die Genehmigung der Stilllegung. Erst nachdem diese erteilt worden ist, können die konkreten Stilllegungs- und Abbautätigkeiten beginnen. Laufende Stilllegungsverfahren sehen auch die Möglichkeit vor, dass das Kernkraftwerk mit Erteilung einer Stilllegungsgenehmigung nicht kernbrennstofffrei ist, was bedeutet, dass die Entladung der Brennelemente zur trockenen Zwischenlagerung noch nicht abgeschlossen ist bzw. sich noch einzelne Elemente im BE-Lagerbecken befinden.

In den meisten Ländern Europas ist die Erteilung einer Stilllegungsgenehmigung eine vom jeweiligen Regelwerk geforderte Voraussetzung für die Stilllegung und den Abbau von kerntechnischen Anlagen. Für die Planung und Durchführung der Stilllegung sind die Betreiber der Anlagen in der Verantwortung. In einigen Ländern wurden Institutionen gegründet, die bei der Stilllegungsplanung und -durchführung wichtige Funktionen innehaben.

Die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit den Partnern in Osteuropa wird in Bezug auf die Durchsetzung einer dem internationalen Stand entsprechenden Sicherheitspraxis sowie auf die Stilllegung kerntechnischer Anlagen generell, und auf die Lösung der in den verschiedenen BMU- und EU-Vorhaben identifizierten Fragen fortgeführt und ausgebaut. Darüber hinaus werden aktuelle Informationen und vorhandene bzw. überarbeitete Regelwerke zur Stilllegung und zur Entsorgung von abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen durch bilaterale Kontakte mit dem Kooperationsland bereitgestellt.

Der Vergleich der betrachteten Länder – Armenien, Bulgarien, Litauen und Russland – machte erneut deutlich, dass die Stilllegungsverfahren sowie das Entsorgungskonzept von abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen insbesondere im Hinblick auf die Klassifizierung von radioaktivem Abfall zum Teil sehr unterschiedlich sind.

Unter Berücksichtigung der erhaltenen Informationen direkt vom Kooperationspartner bzw. während der IAEA-Projekte, wie z. B. „International Project on Completion of Decommissioning (COMDEC)“, „Global Status of Decommissioning“ sowie der gemeinsamen abgehaltenen Fachkonferenzen wie z. B. die „50th Annual Meeting on Nuclear Technology 2019“ oder „KONTEC 2019“ wurden die in den Vorläufervorhaben erstellten Technischen Notizen zu den Stilllegungsverfahren und Stilllegungsprojekten in Armenien /IMI 16/, in Litauen /IMI 16a/ und Bulgarien in Form von Arbeitsmaterialien auf den aktuellen Stand gebracht. Sie enthalten Übersichten über die wichtigsten Schritte zur Stilllegung und zu den Entsorgungskonzepten der drei KKW Armenien, Ignalina (Litauen) und Kosloduj (Bulgarien), vor allem hinsichtlich der Genehmigungsunterlagen und der Freigabeverfahren, auf der Grundlage neuer Dokumente. Einzelheiten dazu sind im Bericht /IMI 20/ dargelegt.

Außerdem wurde eine Regelwerksanalyse zur Stilllegung, insbesondere im Hinblick auf die Klassifizierung von radioaktivem Abfall für die Ukraine und Russland sowie auf die Kompatibilität für die internationalen Empfehlungen und EU-Richtlinien, durchgeführt.

Armenien

Zum Arbeitspunkt gab es eine enge Zusammenarbeit mit den Experten der armenischen Sachverständigenorganisation NRSC sowie mit der nationalen Aufsichtsbehörde ANRA. Die Umsetzung der Anforderungen der EU-Richtlinien, die durch Armenien Berücksichtigung finden, sowie die neue armenische Nationale Strategie für den Umgang mit

abgebrannten Kernbrennstoffen und radioaktiven Materialien stellen zwei Themenkreise der Zusammenarbeit dar.

Gegenwärtig befindet sich in Armenien keine kerntechnische Anlage in Stilllegung. Die gesetzlichen Grundlagen und Verantwortlichkeiten für die Stilllegung einer kerntechnischen Anlage werden im Gesetz „Law on Safe Utilization of Atomic Energy for Peaceful Purposes“ bestimmt, das durch den Ministerbeschluss vom Jahr 2011 „Requirements to content and form of program on decommissioning of nuclear installations“ vervollständigt wurde.

Die Verfahrensweisen für die Genehmigungserteilung sind in den Gesetzen „Law on Licensing“ und „Law of the Republic of Armenia on Safe Utilization of Atomic Energy for Peaceful Purposes“ der Republik Armenien festgelegt, die den Sicherheitsstandards der IAEO entsprechen. Die Regierungsverordnung „Government Decree № 707-N“ vom 1. Juni 2005 legt die Vorgehensweise für die Genehmigungserteilung für den Stilllegungsprozess fest. Der Betreiber der kerntechnischen Anlage ist verpflichtet, fünf Jahre vor Beginn der Stilllegung, einen entsprechenden Genehmigungsantrag an die Genehmigungsbehörde zu stellen.

Ogleich der Block 1 des KKW Armenien (Abb. 6.5) schon seit 1989 abgeschaltet ist, befindet sich der Stilllegungsplan bis heute in einem frühen Stadium der Umsetzung. Im Jahr 2007 beschloss die armenische Regierung (Decree № 48) im Rahmen des TACIS-Programms „Support to the Energy Policy of Armenia“ eine Stilllegungsstrategie für das KKW Armenien, in der zum damaligen Zeitpunkt von einer Abschaltung des Blocks 2 im Jahr 2016 ausgegangen wurde. Die Strategie basiert auf einer detaillierten Analyse und Kombination der von der IAEO empfohlenen verschiedenen möglichen Optionen. Die konkret vorgeschlagene Option ist der sogenannte fortlaufende Rückbau (Sequential Dismantling). Andere Optionen kommen auf Grund fehlender Möglichkeiten der Entsorgung der radioaktiven Abfälle nicht in Frage.

Auf der Grundlage der gewählten Stilllegungsstrategie wurde der Decommissioning Preliminary Plan (DPP) mit dem Decommissioning Action Plan in Form einer „Provisional list of projects and activities for ANPP decommissioning“ entwickelt. Hauptziel des DPPs war die Initialisierung eines regelmäßig zu aktualisierenden Dokumentes über die Vorbereitung des KKW Armenien auf die Außerbetriebnahme und die endgültige Stilllegung. Die Stilllegungsstrategie sowie der DPP sehen keine Verlängerung der Betriebsdauer des Blocks 2 vor und müssen aus diesem Grund aktualisiert werden.



Abb. 6.5 Luftaufnahme des KKW Armenien ⁹

Seit 2009 existiert das EU-Programm „Instrument for Nuclear Safety Cooperation Action Programme“, das u. a. als Grundlage für die Entwicklung des detaillierten Stilllegungskonzeptes sowie für die Vorgehensweise zur Erlangung der Genehmigung dienen sollte. Das Programm befasst sich ebenfalls mit der Implementierung des Stilllegungskonzeptes sowie mit der Beantragung der Genehmigung für die Stilllegung von Block 1. Im Rahmen dieses EU-Industrieprojektes wurden die Process Map, das Process Model sowie die Berichte Safety Analyses Report (SAR) und Environmental Impact Assessment (EIA) für die Stilllegung des KKW Armenien von einem speziell zu diesem Zweck gegründeten Industrie-Konsortium erstellt. In Anknüpfung an die Aktualisierung des Initial Decommissioning Plan (IDP) und im Hinblick auf eine Lebensdauererlängerung des Blocks 2 sind auch der SAR und EIA entsprechend anzupassen.

Das Stilllegungsprogramm soll in Verbindung mit der zu entwickelnden nationalen Entsorgungsstrategie ausgearbeitet und in die nationale Entsorgungsstrategie einbezogen werden. Diese Aktivitäten werden mit Unterstützung des EU-Programms durchgeführt. Im Rahmen des EU-Entwicklungsprogramms DEVCO wurde die nationale Entsorgungsstrategie aktualisiert und im Oktober 2017 von der Regierung mit dem Regierungsprotokoll Nr. 42 verabschiedet. Die Strategie deckt dabei den Zeitraum von 2018 bis 2088 ab.

⁹ Quelle: Wikipedia/Stratocles

Zukünftig soll ein Aktionsplan für 2018 – 2026 zur Umsetzung der Strategie erarbeitet werden. Ein Entwurf dafür wurde bereits entwickelt.

Auch die radioaktive Abfallklassifizierung wurde im Jahr 2014 von ANRA überprüft und revidiert, um sie mit dem IAEA Safety Guide GSG-1 „Classification of Radioactive Waste“ zu harmonisieren. Die aktuelle Regierungsverordnung Nr. 1367-N führte eine neue Klassifizierung bestehend aus vier Klassen ein. Diese Klassen beziehen sich auf die Oberflächenkontamination bzw. die spezifische Aktivität sowie 3 Klassen eingeteilt nach den Halbwertszeiten der radioaktiven Isotope. Das endgültige Konzept für die Behandlung abgebrannter Brennelemente und hochradioaktiver Abfälle sowie das Entsorgungskonzept befinden sich noch in der Entwicklung und sollen in das Stilllegungsprogramm des KKW Armenien aufgenommen werden.

Die Aktualisierung des armenischen Regelwerkes zum Umgang mit radioaktiven Abfällen wurde fortgesetzt. Dies erfolgte u. a. durch die Überarbeitung bzw. Erstellung der Dokumente zum Umgang mit radioaktiven Abfällen im Allgemeinen und im Speziellen einer Regulation zum sicheren Umgang mit radioaktiven Abfällen vor deren Endlagerung. In den letzten Monaten wurden zwei Dokumententwürfe „Preliminary Waste Acceptance Criteria for waste form and package“ und „Radioactive Waste Management document (GD 631)“ erarbeitet.

Derzeit wird in Armenien kein Endlager für radioaktive Abfälle betrieben. Die Frage der Endlagerung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle ist noch offen.

Litauen

Der gesetzliche Rahmen für die Stilllegung kernenergetischer Anlagen und Einrichtungen in Litauen wird hauptsächlich durch fünf Gesetze vorgegeben, die im Oktober 2011 neu aufgelegt wurden. Es handelt sich um die Gesetze zum Management von radioaktiven Abfällen, zur Kernenergie, zum Strahlenschutz, zum Umweltschutz und zur nuklearen Sicherheit.

Für die Kernenergie ist im Wirtschaftsministerium eine spezielle Abteilung zuständig und neben ihr sind es weitere staatliche Institutionen für spezifische Aufgaben im Bereich der friedlichen Nutzung der Kernenergie. Die zentrale Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde für das radioaktive Abfallmanagement, einschließlich der Stilllegung, ist VATESI.

Das einzige Kernkraftwerk in Litauen ist das KKW Ignalina mit zwei Reaktorblöcken des Typs RBMK-1500 (Abb. 6.6). RBMK-Reaktoren sind graphitmoderierte Siedewasser-

Druckröhrenreaktoren. Der erste Block wurde am 31. Dezember 2004 und der zweite Block Ende 2009 im Zuge der Beitrittsverhandlungen Litauens zur EU endgültig abgeschaltet. Beide Blöcke werden nunmehr für den Rückbau vorbereitet, der voraussichtlich 30 Jahre andauern wird. Der Betreiber der kerntechnischen Anlage ist verpflichtet, fünf Jahre vor Beginn der Stilllegung einen entsprechenden Genehmigungsantrag an die Genehmigungsbehörde zu stellen. Im Fall des stillgelegten Kernkraftwerkes Ignalina ist das litauische staatliche Unternehmen State Enterprise Ignalina Nuclear Power Plant Genehmigungsinhaber und Betreiber, der die Stilllegungsgenehmigung bei der Aufsichtsbehörde beantragen muss.



Abb. 6.6 Luftaufnahme des KKW Ignalina ¹⁰

Die Gesetze „Law on Nuclear Energy“ und „Law on Nuclear Safety“ bilden in Litauen die Basis für die Genehmigungsverfahren von Anlagen zur Erzeugung, Be- bzw. Verarbeitung oder Spaltung von Kernbrennstoffen oder zur Aufarbeitung von bestrahlten Kernbrennstoffen und deren Aufbewahrung. Darüber hinaus enthalten die Gesetze auch die rechtlichen Grundlagen für die staatliche Aufsicht zum Umgang mit und den Transport von radioaktiven Stoffen, für die Errichtung, den Betrieb und den Besitz sowie zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen. Die Verfahrensweisen für die Genehmigungserteilung sind in den oben genannten Gesetzen festgelegt und entsprechen den Sicherheitsstandards der EU und der IAEO.

¹⁰ Quelle: Central Project Management Agency Lithuania,
<https://www.cpva.lt/en/home/ignalina-programme.html>

Die von der Regierung gewählte Strategie für die Stilllegung des KKW Ignalina lautet "sofortige Demontage". Der Endzustand wird als „Industriebrache“ (Brownfield) definiert. Das Ziel dieser Strategie ist, die sichere kostengünstige und umweltfreundliche Entfernung alter Betriebsmittel aus den Gebäuden und vom Gelände des KKW, wobei ein ununterbrochener Prozess organisiert wird, bis der ursprüngliche Zustand des Kraftwerksgeländes erreicht ist. Der gesamte Stilllegungsprozess des KKW Ignalina ist in mehrere Etappen untergliedert, um eventuell entstehende Risiken zu minimieren und eine optimale Aufteilung der finanziellen Mittel und eine sukzessive Einführung der Stilllegungsmaßnahmen zu gewährleisten.

Am 9. Februar 2015 hatte die Regierung Litauens den Decommissioning Interdepartmental Action Plan (DIA-Plan) verabschiedet. Der DIA-Plan legt die rechtlichen, organisatorischen und technischen Maßnahmen für die Stilllegung und Abfallbehandlung des KKW Ignalina sowie deren Überwachung fest. In Form von Anlagen beinhaltet der DIA-Plan Schwerpunkte und Maßnahmen zur Implementierung des DIA-Plans für den Zeitraum von 2016 bis 2018. Die wichtigsten Stilllegungs- und Demontageprojekte sind für den Zeitraum nach 2020 geplant.

Wesentliche Meilensteine im Verlauf der Stilllegung sind die Vorbereitung des Rückbaus (2010 – 2019), der Rückbau und Abtransport der Brennelemente (2019 – 2024, bis 2019 – Entladung der Brennelemente aus dem Reaktorkern, bis 2022 – Entfernung der Brennelemente aus den Abklingbecken), der Rückbau (2020 - 2030) sowie der konventionelle Rückbau (2026 – 2038). Zum gegenwärtigen Zeitpunkt besteht die Erwartung, dass der Endzustand des Stilllegungsprozesses bis zum Jahr 2038 (ursprünglich 2030) erreicht sein wird.

Die Stilllegung und Abbau des KKW Ignalina wurde durch einen Internationalen Stilllegungsfond (IIDSF) mitfinanziert, der durch die Europäische Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBRD) verwaltet wird.

Bulgarien

Die Nationale Nukleare Aufsichtsbehörde BNRA ist als unabhängige Behörde direkt der Regierung unterstellt und für die staatliche Regulierung der Sicherheit bei der Nutzung der Kernenergie verantwortlich.

Mit Änderung des Gesetzes zur sicheren Nutzung der Kernenergie vom Oktober 2010 (Act on the Safe Use of Nuclear Energy, ASUNE) wurde u. a. das Erfordernis einer

Stilllegungsgenehmigung festgelegt, welche die bisherige Praxis der Erteilung einer Serie von Erlaubnissen ersetzt. Die Stilllegungsgenehmigung soll für einen Zeitraum von zehn Jahren erteilt werden, mit der Möglichkeit einer Verlängerung. Das Gesetz bildet die Grundlage für die Strategien hinsichtlich der Kernenergienutzung, der atomrechtlichen Zuständigkeiten, der Stilllegung und der Entsorgung von abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen. Eine Reihe von weiteren Gesetzen und Verordnungen sind für die Stilllegung von besonderer Bedeutung, so u. a. die Verordnung über die Sicherheit bei der Stilllegung von Nuklearanlagen vom Februar 2001 (Aktualisierung vom 5. August 2004).

Die Blöcke 1 und 2 des KKW Kosloduj wurden im Jahr 2002 und die Blöcke 3 und 4 im Jahr 2006 endgültig abgeschaltet, unmittelbar vor dem EU-Beitritt Bulgariens. Im Jahr 2014 wurde die Stilllegungsgenehmigung für die Blöcke 1 und 2 und im Jahr 2016 für die Blöcke 3 und 4 erteilt. Die Anlagen wurden SE RAW für Stilllegung und Abbau übergeben. Als Stilllegungsziel wird bis zum Jahr 2030 der Status „Industriebrache“ (Brownfield) angestrebt. Die Stilllegungsstrategie wurde von ursprünglich „verzögertem Abbau“ zu „direktem Abbau“ geändert.

Alle vier Blöcke des KKW Kosloduj vom Typ WWER-440 befinden sich zurzeit in verschiedenen Stadien der Abbauphase. Die Brennelemente wurden bereits abtransportiert. Das Sekundärsystem der Blöcke 1 und 2 wurde größtenteils demontiert. Die radioaktiven Betriebsabfälle werden behandelt und die meisten Komponenten der Turbinenhalle wurden demontiert. Die Finanzierung des Rückbaus und der Abfallentsorgung wird zum Teil durch den Rückbaufonds und den Abfallfonds gewährleistet. Die Stilllegung wird auch durch Mittel der EU finanziell unterstützt.

Russische Föderation

In der Russischen Föderation sind mehr als 120 kerntechnische Anlagen abgeschaltet, jedoch noch nicht stillgelegt. Gegenwärtig befinden sich mehr als 50 dieser Anlagen in verschiedenen Stadien der Stilllegung, für 77 weitere ist die Stilllegung im Jahr 2025 geplant. Die Regierung legt fest, wie die Rücklagen in Form von Fonds gebildet werden sollen, um die Stilllegung zu finanzieren. Der Betreiber richtet dann gemeinsam mit den relevanten Aufsichtsbehörden einen Fonds ein.

In der Russischen Föderation wird die Stilllegung kerntechnischer Anlagen durch eine Reihe von Rechtsgrundlagen sowie die zugehörigen Rechtsverordnungen und allgemeinen Verwaltungsvorschriften geregelt, z. B. durch das „Gesetz über die Nutzung der

Kernenergie“ sowie die Sicherheitsverordnungen an die Stilllegung von kerntechnischen Anlagen (Rules of safety insurance at decommissioning of nuclear facilities, RS and SF). Das Gesetz „Über die Nutzung der Kernenergie“ legt in Artikel 33 fest, dass die Verfahren und Maßnahmen zur Stilllegung von kerntechnischen Anlagen schon bei der Projektierung gemäß entsprechenden Normen und Regeln vorgesehen werden müssen. Die Sicherheitsverordnungen für die Stilllegung von kerntechnischen Anlagen werden in spezifischen regulatorischen Anforderungen festgelegt, um die Sicherheit und den Strahlenschutz während der Stilllegung zu gewährleisten.

Entsprechend dem russischen Regelwerk beginnt die Stilllegung, nachdem die abgebrannten Brennelemente aus der Anlage entfernt worden sind. Voraussetzung ist die Genehmigung der nuklearen Aufsichtsbehörde Rostechnadzor. Die Stilllegung von kerntechnischen Anlagen in der Russischen Föderation sollte in Übereinstimmung mit dem Stilllegungskonzept durchgeführt werden. Das Stilllegungskonzept ist im Voraus zu entwickeln, d. h. vor Ablauf der Betriebszeit.

Das derzeit in den Planungen der Betreiber favorisierte Stilllegungskonzept sieht eine Nachbetriebsphase von etwa vier Jahren nach der endgültigen Abschaltung der Kernkraftwerke vor. Anschließend sollen die Anlagen in einer ca. fünf Jahre dauernden Phase für einen sicheren Einschluss vorbereitet werden. Danach folgt ein sicherer Einschluss, auch als kontrollierte Langzeitlagerung bezeichnet, für 30 bis 50 Jahre mit anschließendem Rückbau der Kernkraftwerke.

Die bereits abgeschalteten sechs kommerziellen Reaktoren (KKW Novovoronesh, Blöcke 1, 2 und 3 sowie KKW Belojarsk, Blöcke 1 und 2) befinden sich genehmigungstechnisch gegenwärtig noch in der Nachbetriebsphase, da das Kernbrennstoffinventar noch nicht vollständig entsorgt wurde. Ein gewisser Teilabbau von Komponenten, die für die Stilllegung nicht mehr benötigt werden, erfolgt im Rahmen der bestehenden Betriebsgenehmigung. Es laufen Vorbereitungsarbeiten für den sicheren Einschluss. Diese Blöcke sollen nunmehr als Muster für den gesamten Stilllegungsprozess dienen. Stilllegungsanträge sind für diese Blöcke bisher noch nicht gestellt worden.

Von den Blöcken des Typs WWER-440 der älteren Generation V-230 sind noch zwei Blöcke im KKW Kola (Blöcke 3 und 4) und ein Block im KKW Novovoronesh (Block 4) nach umfangreichen Maßnahmen zur Modernisierung und Lebensdauererlängerung in Betrieb. Die vier Blöcke des KKW Kola sowie die Blöcke 3 und 4 des KKW Novovoronesh hatten ursprünglich eine Betriebsgenehmigung für 30 Jahre. Die Laufzeit von Block 1

des KKW Kola wurde bis 2033 verlängert, von Block 2 bis 2034. Der Block 4 des KKW Novovoronesh hat eine Laufzeitverlängerung bis zum Jahr 2032 erhalten.

Seit Juli 2011 ist das Gesetz zur Entsorgung radioaktiver Abfälle in Kraft. Es sieht vor, dass ein einheitliches staatliches System zur Behandlung radioaktiver Abfälle und verbrauchter Kernbrennstoffe geschaffen wird. Dieses System soll durch ein nationales Unternehmen betrieben werden, das auch über die erforderlichen Kompetenzen verfügen muss.

Die Klassifizierung radioaktiver Abfälle wurde seit 1999 gemäß der Strahlenschutznorm NRB-99 vorgenommen. Mit dem Gesetz zum Management radioaktiver Abfälle vom Juli 2011 ist diese Norm geändert worden, es gilt nunmehr eine aktuelle Fassung der OSPORB 99/2010, deren praktische Umsetzung jedoch noch nicht abgeschlossen ist.

Mit dem Regierungsdekret Nr. 1069 vom Oktober 2012 wurde Klassifizierung in Bezug auf eine Endlagerung von allen relevanten radioaktiven Abfällen in der Russischen Föderation festgelegt. Gegenwärtig werden neue föderale Normen und Regeln für das Management radioaktiver Abfälle („Criteria to Accepting Radioactive Waste for Disposal“) erarbeitet, die speziell auf die Klassifikation endlagerfähiger radioaktiver Abfälle und die Definition von Annahmebedingungen für die Endlagerung radioaktiver Abfälle ausgerichtet sind. Es wird außerdem diskutiert, eine zusätzliche Abfallklasse „Very Low Level Waste“ einzuführen, um die dieser Klasse zugeordneten Abfälle einfacher entsorgen zu können, z. B. in Oberflächenlagern.

Zu den im Arbeitspunkt „Erfahrungsaustausch zu Risikoeinschätzungen und Sicherheitsbewertungen im Zusammenhang mit der Stilllegung von KKW und anderer kerntechnischer Anlagen“ durchgeführten Aktivitäten und den hierbei erzielten Ergebnissen liegt mit der Technischen Notiz /IMI 20/ eine Zusammenfassung vor.

7 Projektmanagement und Projektcontrolling

7.1 Zielstellung

Durch das Projektmanagement und das Projektcontrolling wird sichergestellt, dass alle Arbeiten im Vorhaben konform zu den GRS Projekt- und Qualitätsmanagement-Prozessen und -Regeln und im Einklang mit den Vorgaben des Auftraggebers koordiniert und sach- und termingerecht abgewickelt sowie EDV-technisch erfasst, vorgehalten und bedarfsgerecht aufbereitet werden.

Das Projektmanagement umfasst u. a. alle administrativen Aufgaben, die sich im Zusammenhang mit dem Kontakt zum Auftraggeber und zur Projektbegleitung stellen. Aufgaben des Projektmanagements sind insbesondere die kontinuierliche Koordination, Durchführung und Überwachung der administrativ vertraglich zugesicherten Aufgaben, dazu gehören unter anderem die Beantragung außereuropäischer Dienstreisen, die Budgetkontrolle, das Stellen von Änderungsanträgen sowie die Veranlassung von Quartalsabschlüssen.

Das Projektmanagement unterstützt den fachlichen Projektleiter bei der Mittel- und Personalplanung, der Zuweisung von Arbeiten unter Einhaltung des vorhandenen Budgets sowie der Genehmigung der Mittel nach Überprüfung auf vertragliche Übereinstimmung.

Durch das Projektmanagement erfolgt schließlich die formale Qualitätssicherung aller Arbeitsergebnisse, die Überprüfung der Arbeitsergebnisse hinsichtlich der Einhaltung der GRS Qualitätsstandards sowie die finale Freigabe aller zum Kunden gehenden Ergebnisse.

Im Projektcontrolling erfolgt die EDV-technische Eingabe, Pflege und kontinuierliche Aktualisierung der vertragsrelevanten Daten sowie die EDV-technische Erfassung und Vorgehaltung der projektrelevanten Unterlagen (Angebote, Verträge und Änderungsdienste). Durch das Projektcontrolling wird sichergestellt, dass die GRS dem Auftraggeber jederzeit alle projektrelevanten Informationen auf elektronischem Wege bedarfsgerecht zur Verfügung stellen kann.

7.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

Das Vorhaben 4716I01512 (INT KoNuS) konnte aus haushalterischen Gründen nicht im ursprünglich angebotenen Umfang zu Laufzeitbeginn abgeschlossen werden. Deshalb wurde für den Projektstart ein reduzierter Leistungsumfang (ca. 21 %) über die Laufzeit von 9 Monaten (Oktober 2016 bis Juni 2017) vereinbart /VER 16/, der sich auf die Arbeitspakete 1 bis 3 bezog und in dieser Projektphase die Durchführung von Unteraufträgen ausschloss. In einem weiteren Schritt, zum Ende der Laufzeit des Vertrages /VER 16/, beantragte die GRS eine Aufstockung und Laufzeitverlängerung des Vorhabens bis zum September 2020. Diesem Antrag wurde am 30. Mai 2017 von Seiten des Auftraggebers mit dem 1. Zusatzvertrag stattgegeben /VER 17/. Demzufolge wurden die Arbeitspakete 4 und 5 neu in das Vorhaben aufgenommen und die AP 2 und 3 ergänzt. AP 1 wurde geteilt in die AP 1 und 6 (siehe oben).

Über die Gesamtlaufzeit des Vorhabens wurden die für das Vorhaben erforderlichen fachlichen, vertraglichen und organisatorisch-administrativen Arbeiten koordiniert. Zur Projektverfolgung wurden die Kosten, Termine und Ergebnisse in die Informations- und Kontrollstruktur der GRS eingegeben.

Im weiteren Projektverlauf wurden mehrere Projektanpassungen erforderlich, die mit Änderungsanträgen umgesetzt wurden.

So wurde Ende 2018 das Vorhaben um nicht benötigte Mittel für Reisekosten abgestockt. Im September 2019 wurde das Arbeitspaket 3 für zusätzliche Arbeiten mit Mitteln für Personalkosten (ca. 61 TEUR) aufgestockt und die Laufzeit des Gesamtvorhabens bis 30. Juni 2020 festgelegt. Mit einem weiteren Änderungsdienst (Oktober 2019) wurden nicht benötigte Mittel für Fremdleistungen und Reisekosten in erforderliche Personalkosten (ca. 38 TEUR) für zusätzliche Arbeiten im Arbeitspaket 2 gewandelt.

Darüber hinaus wurden zahlreiche Dienstreisen (DR) nach Deutschland für die in das Vorhaben eingebundenen ausländischen Experten vorbereitet und organisiert (2017 – 8 DR, 2018 – 7 DR, 2019 – 2 DR).

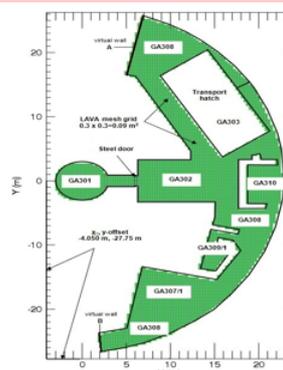
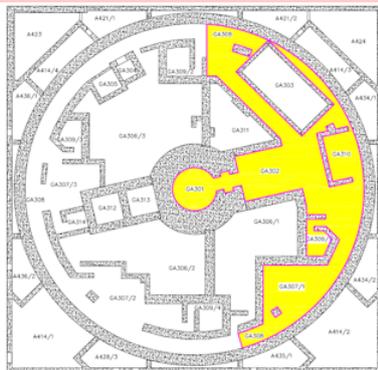
Die vertraglich vereinbarten Quartalsberichte (4/2016, 1-4/2017, 1-4/2018, 1-4/2019, 1/2020) wurden termingerecht erarbeitet, qualitätsgesichert und dem Auftraggeber übergeben. Zusätzlich wurden die im Vorhaben erarbeiteten 34 Technischen Notizen in Form von GRS-V-Berichten (1 x 2016, 6 x 2017, 2 x 2018, 3 x 2019, 22 x 2020) qualitätsgesichert, verteilt und über den PNS verfügbar gemacht.

8 Veröffentlichungen

Im Berichtszeitraum gab es neben den zahlreichen Präsentationen auf den in den Kapiteln 3 bis 6 aufgeführten Meetings eine weitere Veröffentlichung:

Auf Basis der im Bericht „Analysis of the melt spreading and MCCI during the ex-vessel phase of a severe accident for WWER-1000“ /RIJ 18/ dokumentierten Ergebnisse der Kooperation zu Unfallanalysen in WWER-1000-Anlagen erstellten die Experten der bulgarischen Ingenieursorganisation ENPRO eine Poster-Präsentation zur Konferenz BULATOM 2019 (www.bulatom-bg.org), die vom 5. – 7. Juni 2019 in Varna stattfand. Drei Experten der GRS sind Ko-Autoren und haben sich mit Kommentaren und Ergänzungsvorschlägen bei der Fertigstellung des in Bulgarisch und Englisch verfassten Posters /BUL 19/ eingebracht. Es stellt eine illustrative Zusammenfassung der gemeinsam von ENPRO und GRS im Rahmen des INT KoNuS durchgeführten Analysen mit LAVA und COCOSYS inkl. eines Code-zu-Code-Vergleiches mit MELCOR dar.

Анализ на разстилането на стопилката с LAVA Analysis of the melt spreading with LAVA



План на кота +13.2 Elevation 13.2 plan 4 варианта на пресмятания Мрежа за разстилане на стопилката LAVA grid

1. Параметри на стопилката от пресмятането с MELCOR
2. Параметри на стопилката от открити източници + постоянен вискозитет от пресмятането с MELCOR
3. Параметри на стопилката от открити източници + модел на Arrhenius за вискозитета
4. Параметри на стопилката от открити източници + модел на Steadman за вискозитета

4 variants of LAVA calculations

1. Parameters of the melt mainly from the MELCOR calculation
2. Parameters of the melt mainly from open sources + constant viscosity from MELCOR
3. Parameters of the melt mainly from open sources + Arrhenius model for calculation of the viscosity
4. Parameters of the melt mainly from open sources + Steadman model for calculation of the viscosity

Abb. 8.1 Auszug aus der Poster-Präsentation zur BULATOM 2019

9 Zusammenfassung und weiteres Vorgehen

Im Folgenden werden die im Vorhaben erzielten Ergebnisse zu jedem Arbeitspaket des Vorhabens 4716I01512 zusammengefasst, das weitere Vorgehen umrissen und ein Fazit zu den bisherigen Arbeiten gegeben.

9.1 Ergebnisse in den Arbeitspaketen und zukünftige Arbeiten

Arbeitspaket 1: Bilaterale Arbeitsplanung

In diesem AP wurde die Vorhabensabwicklung zur Umsetzung des Gesamtarbeitsprogramms vorbereitet und gesteuert. Auf Grundlage des Vertrages mit dem BMU/BfS und der Änderungsdienste hierzu wurden Arbeitsprogramme erstellt und davon abgeleitete spezifische Arbeitspakete mit den ausländischen Organisationen und den GRS-Fachabteilungen abgestimmt.

Insgesamt fanden 29 Expertentreffen und 4 Videokonferenzen mit Partnerorganisationen aus Armenien, Belarus, Bulgarien, Russland, der Ukraine, Ungarn und Vietnam statt, auf denen die gemeinsamen durchzuführenden Untersuchungen erörtert, festgelegt bzw. untersetzt und schließlich die Arbeitsergebnisse vorgestellt und diskutiert wurden.

Mit den folgenden Partnern wurden Kooperationsprogramme vereinbart und die Projektarbeiten durchgeführt: ENPRO (Bulgarien), SSTC NRS (Ukraine), NRSC (Armenien) und EREC (Russland). Mit jedem dieser Partner wurde ein Unterauftrag unterzeichnet.

Mit Gosatomnadzor, JIPNR-Sosny und STC NRS (alle Belarus), VARANS (Vietnam), SEC NRS (Russland) und NUBIKI (Ungarn) sind im Rahmen von Projektmeetings Gespräche zu möglichen Gebieten der zukünftigen Kooperation geführt worden.

Basierend auf den im Vorhaben gesammelten Erfahrungen wird eingeschätzt, dass die Zusammenarbeit mit den Partnerorganisationen in Belarus und Vietnam einen vergleichsweise hohen sowohl administrativen als auch fachlichen Aufwand mit sich bringt. Ungeachtet dessen besteht bei allen genannten Organisationen der Wunsch, die Kooperation fortzusetzen bzw. zu beginnen.

Von der GRS wurden 34 Technische Notizen, d. h. GRS-V-Berichte (31 zu den AP 2 bis 5 sowie drei Sachstandsberichte), und 25 Arbeitsmaterialien angefertigt.

Arbeitspaket 2: Fortsetzung von Untersuchungen in Auswertung der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi, Einschätzung ausgewählter Maßnahmen aus nationalen Aktionsprogrammen

Durch die GRS-Experten ist zur Aufbereitung und Darstellung der Post-Fukushima-Maßnahmen für russische Reaktoren der Baureihen WWER-440 und WWER-1000 eine Excel-basierte Datenbank „Post-Fukushima Summary“ erstellt worden. Sie ermöglicht den Vergleich der einzelnen Maßnahmen zwischen den mittel- und osteuropäischen KKW-Betreiberländern. Die Maßnahmen aus Nationalen Aktionsprogrammen für Armenien, Finnland, die Slowakei und die Ukraine wurden analysiert und miteinander verglichen. Es wird resümiert, dass die Anlagen in diesen Ländern nicht nur auf Grund ihre regulatorischen, organisatorischen, klimatischen und durch die Reaktorauslegung bedingten Spezifika signifikante Unterschiede aufweisen, sondern auch die in den NAPs verzeichneten Maßnahmen teilweise starken landes- und anlagenspezifischen Charakter besitzen. Es ist angeraten, zum Erkenntnisgewinn für die GRS weitere Untersuchungen nach Erhalt ergänzender Unterlagen zu armenischen und ukrainischen Sicherheitsertüchtigungsmaßnahmen durchzuführen.

Die Machbarkeit von Maßnahmen zur Außenkühlung des Reaktordruckbehälters zur Verzögerung von Schmelzprozessen innerhalb des Reaktors in KKW mit WWER-440 wurde anhand von Studien für die KKW Rowno-1/2 und Armenien-2 untersucht. Zum KKW Armenien-2 erfolgte hierzu ein Erfahrungsaustausch zwischen der GRS und der armenischen Aufsichtsbehörde ANRA und ihrer TSO NRSC. Die prinzipielle Durchführbarkeit der Außenkühlung für beide Anlagen wird bestätigt. Aus Sicht der GRS ergaben sich eine Reihe anlagenspezifischer Fragen, die vor der Implementierung der Maßnahmen einer Klärung bedürfen.

Zu Möglichkeiten der Leckratenreduzierung in Störfalllokalisierungssystemen (SLS) von WWER-440 ist eine Recherche durchgeführt worden, zu der die armenische TSO NRSC beigetragen hat. Im Ergebnis liegen systematisch aufgearbeitete Informationen zu den Ursachen der wesentlich voneinander abweichenden SLS-Leckraten, zu den Methoden ihrer Reduzierung und den hierbei erzielten Ergebnissen für Anlagen mit WWER-440 beider Generationen vor.

Insgesamt 13 für das KKW Armenien-2 neuentwickelte symptom-orientierte Störfallprozeduren (EOPs) wurden kursorisch bewertet. Hierbei konnten neue Erkenntnisse zu technischen Ausführungsdetails gewonnen werden. Zu jeder betrachteten Prozedur sind Kommentare und Fragen formuliert worden. Sie betreffen u. a. die verwirrende Komplexität der Prozeduren, den zugrunde gelegten Anlagenstatus, die Analysen zu ihrer Begründung/deterministischen Absicherung und die unklaren Übergangsbedingungen zwischen den einzelnen EOPs. Aus Sicht der GRS sind die EOPs nach Beendigung der Nachrüstmaßnahmen zu überarbeiten. Im Anschluss daran sollte ihre Bewertung unter Berücksichtigung der vorliegenden Kommentare und Fragen erfolgen.

Mitigative Notfallmaßnahmen bei Unfällen in KKW mit WWER-440 wurden anhand von Dokumenten für die Referenzanlage KKW Rowno-1/2 nach ihrer Sichtung einer kursorischen Bewertung unterzogen. Im Ergebnis dieser Bewertung ergaben sich zahlreiche Fragen und Empfehlungen, die in Zukunft mit den ukrainischen Experten diskutiert werden sollten. Sie beziehen sich vor allem auf Betriebs- und Anlagenzustände, die in den vorhandenen Unterlagen zugrunde gelegt worden sind, und auf die im Rahmen der Entwicklung der Notfallmaßnahmen durchgeführten deterministischen Analysen.

Begründet durch den Beschluss der vietnamesischen Regierung, den Einstieg in die Kernenergie abubrechen, ist der Arbeitspunkt, der die Kooperation mit vietnamesischen Experten zu KKW mit WWER-1200 beinhaltete, gestrichen worden. Kompensierend sind die Untersuchungen zu den Störfallprozeduren für das KKW Armenien-2 umfangreicher erfolgt als ursprünglich geplant.

Arbeitspaket 3: Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit Druckwasserreaktoren
(WWER-440, WWER-1000)

Bei der Kopplung der Störfallcodes ATHLET und COCOSYS und ihrer Anwendung in Unfallanalysen konnten große Fortschritte erzielt werden. Beide Codes und die Datensätze hierfür wurden für KKW mit WWER-440 (Referenzanlage KKW Rowno-1) weiter adaptiert und zur Verifikation Testrechnungen am Beispiel des postulierten Unfallszenarios „Totaler Stromausfall“ durchgeführt. Die Testrechnungen erfolgten sowohl mit den einzelnen Codes als auch mit der gekoppelten Version, wobei jetzt auch Austrag und Verteilung von Aerosolen und Spaltprodukten simuliert werden können. Die in der Zusammenarbeit mit SSTC NRS identifizierten und während der Bearbeitung behobenen Probleme in beiden Codes sind für die GRS von großem Wert für die Codeentwicklung und -austestung. Insbesondere die im Verlauf der Arbeiten implementierten Programm-

verbesserungen flossen in die neuen Codeversionen ein. Die Datensätze für WWER-440/213 sind durch neue Anlagendetails ergänzt worden, so dass damit von der GRS qualifiziertere Analysen möglich sind. An den Modellierungsmöglichkeiten des ATHLET-CD in Bezug auf die Abbildung des für WWER-440-Reaktoren spezifischen Kerndesigns muss weitergearbeitet werden.

Für die Untersuchung postulierter Stör- und Unfälle im KKW Armenien, Block 1, kamen der ATLAS Analysesimulator (AS) und der COCOSYS-Code zum Einsatz. ATLAS AS wurde nach seiner Adaption für die armenische Anlage exemplarisch auf die Störfallprozedur „Verlust der Hauptwärmesenke“ angewendet. Die dafür notwendigen Randbedingungen wurden von der armenischen TSO NRSC zur Verfügung gestellt und führten schließlich zur Erstellung und Austestung einer anlagenspezifischen Version des ATLAS AS. Mit dieser Version wurden Verifikationsrechnungen durchgeführt, die neben der regelgerechten Durchführung auch ungünstige Randbedingungen für die Prozedur vorsahen.

Mit COCOSYS sind für WWER-440 der 1. Generation am Beispiel des KKW Armenien, Block 1, Parameterverläufe im SLS bei Sumpfstopfung, nach Erhöhung der Leckdichtheit und zur Einschätzung mitigativer Notfallmaßnahmen bei Unfällen analysiert worden. Mit den Analysen zur Sumpfstopfung, in denen ein anlagenspezifisches Experiment am Versuchsstand HYDRO-1 nachgerechnet wurde, konnte zur Validierung des Sumpfmodelles in COCOSYS beigetragen werden. In der gemeinsam mit NRSC durchgeführten Untersuchung zur Erhöhung der Leckdichtheit des SLS sind für den neuen Auslegungsstörfall des KKW Armenien-2 „Bruch der Druckhalterverbindungsleitung 2F DN209“ und für ein Unfallszenario bei gleicher Bruchgröße Druck- und Temperaturverläufe und die Zusammensetzung des Gasgemisches im SLS berechnet worden. Für die Ergebnisinterpretation und -visualisierung kam das ATLAS-Tool zur Anwendung. Für das gleiche Unfallszenario hat die GRS zwei Notfallmaßnahmen in Bezug auf die im SLS während der In-Vessel- und Ex-Vessel-Phase ablaufenden Prozesse mit COCOSYS analysiert. Bei diesen Untersuchungen handelt es sich um die erste Anwendung der neuen Codeversion 3.0.0 auf KKW mit WWER-440. Sie demonstrieren die Anwendbarkeit dieser Version auf die gegebenen Problemstellungen zu WWER-440, liefern wertvolle Ergebnisse für die zukünftige Diskussion von Handlungsempfehlungen bei Unfällen und werfen speziell zum CCI-Modul Fragen auf, die zur Klärung an die GRS-Codeentwickler weitergeleitet wurden.

In nachfolgenden Untersuchungen zu Stör- und Unfallabläufen mit dem COCOSYS-Code für WWER-440 der 1. Generation ist den Details der Umsetzung der in den Modernisierungsprogrammen festgelegten Maßnahmen Rechnung zu tragen. Nicht nur in Bezug auf die Lösung zur RDB-Außenkühlung stellt das eine Herausforderung sowohl für die Codeentwickler als auch für seine Anwender dar.

Die mit COCOSYS durchgeführten Unfalluntersuchungen zu Schmelzeausbreitung und Beton-Schmelze-Wechselwirkungen im SLS bzw. im Containment von WWER-Anlagen umfassten Arbeiten, die direkt mit Modellentwicklungen verknüpft waren, Anwendungen des LAVA-Codes zur Schmelzeausbreitung in KKW mit WWER-440 und WWER-1000 und COCOSYS-Analysen unter Nutzung des CCI-Moduls für Beton-Schmelze-Wechselwirkungen in KKW mit WWER-1000. In Bezug auf die Modellentwicklung waren einerseits die Erarbeitung einer Prozedur zur Kopplung von LAVA und CCI/ MEDICIS in COCOSYS-Unfallanalysen und die erfolgreiche Pilotanwendung des CCI-Moduls mit Simulation von zwei Schmelzepools von herausragender Bedeutung, andererseits sind im Verlaufe des Vorhabens resultierend aus den Ergebnissen der Anwendungen der Codes auf WWER Anforderungen zu Modelladaptionen aufgetreten, die umgehend umgesetzt werden konnten.

In den Untersuchungen mit dem LAVA-Code für die Schmelzeausbreitung im SLS von KKW mit WWER-440 kamen anlagenspezifische Daten, die von der ukrainischen TSO SSTC NRS übersandt wurden, zum Einsatz. Die erstmalig erfolgte Anwendung von LAVA auf WWER-440 zeigte, dass das Programm auch für diese Anlagen angewendet werden kann. Für eine eventuelle Fortsetzung dieser Untersuchungen sind mit den Kooperationspartnern SSTC NRS und NRSC weitere Einzelheiten zur Reaktorgrube, zu möglichen Verläufen des Schmelzeaustritts aus dem Reaktor in die Grube und zu den Schmelzeigenschaften zu klären.

Mit den LAVA-Analysen zur Schmelzeausbreitung im Containment von WWER-1000-Anlagen konnte der Einfluss der Nachzerfallswärmeleistung in der Schmelze sowie der Umgebungstemperatur im Containment auf den Schmelzeausbreitungsprozess berechnet werden. Die hierbei gewonnenen Erkenntnisse flossen in die komplexen Unfallanalysen ein.

Für die beiden WWER-1000-Referenzanlagen Kosloduj-5/6 (Bulgarien) und Saporoshje-1 (Ukraine) sind die Spektren an COCOSYS/CCI-Analysen erweitert worden. Für Kosloduj-5/6 ist gemeinsam mit der bulgarischen Ingenieursorganisation ENPRO unter-

sucht worden, welche Konsequenzen die Verwendung modifizierter Eingabeparameter (Zerstörungstemperatur und -enthalpie) auf die Beton-Schmelze-Wechselwirkung beim Unfallszenario „Totaler Stromausfall“ hat. Eine Kernfrage, der es sich auch in Zukunft zu widmen gilt, ist die Austrittsfunktion der Schmelze aus dem Reaktordruckbehälter. Zum KKW Saporoshje-1 sind in Kooperation mit SSTC NRS komplexe Unfallanalysen mit LAVA und COCOSYS/CCI zum postulierten Unfall „Bruch einer Hauptkühlmittelleitung bei gleichzeitigem totalen Stromausfall“ durchgeführt worden. In den Rechnungen zu beiden Referenz-KKW kam die CCI-Modelloption mit zwei Schmelzepools zum Einsatz, womit die Phänomene der Beton-Schmelze-Wechselwirkung im Containment während eines Unfalls umfassender und realistischer abgebildet werden. Da sich die berechneten Parameterverläufe in den beiden Anlagen stark unterscheiden, sollte in zukünftigen Aktivitäten mit COCOSYS/CCI für WWER-1000-Anlagen zunächst geklärt werden, ob ausschließlich die untersuchten Unfallszenarien dazu führen oder ob noch andere Ursachen diese Unterschiede hervorrufen.

Im Rahmen deterministischer Untersuchungen zu Handlungsempfehlungen bei Unfällen sind mit dem gekoppelten Codesystem ATHLET-CD – COCOSYS Analysen zu Notfallmaßnahmen in WWER-440/213-Anlagen unter Berücksichtigung von Wasserstoff-Rekombinatoren untersucht worden. In den Berechnungen zu Prozessen in Brennelement (BE)-Lagerbecken bei Kühlungsausfall von WWER-440/213-Anlagen kam ATHLET-CD und in BE-Lagerbecken von WWER-1000 ATHLET-CD gekoppelt mit COCOSYS zur Anwendung.

Gegenstand der Variantenanalysen zu KKW mit WWER-440/213 mit den gekoppelten Codes zum Unfallszenario „Totaler Stromausfall“ unter Berücksichtigung verschiedener Konzepte zur Wasserstoff-Rekombination war die Ausbildung brennbarer Gemische im SLS. Aus den Ergebnissen dieser Analysen konnten Aussagen zur Effektivität der angenommenen Rekombinator-Verteilungen im SLS beim untersuchten Unfallszenario abgeleitet werden.

Die Untersuchungen zum Verhalten des BE-Lagerbeckens von WWER-440-Anlagen bei Kühlungsausfall mit dem ATHLET-CD-Code tragen Pilotcharakter. Hierfür wurde ATHLET-CD erstmalig und in Kooperation mit SSTC NRS angewendet. Die Ergebnisse sind plausibel. Es wird jedoch empfohlen, vor weiteren Anwendungen die gewählte Modellierung einer genauen Prüfung zu unterziehen.

In Zusammenarbeit mit ENPRO wurden weiterführende Analysen mit ATHLET-CD zu Prozessen im Brennelement-Lagerbecken eines KKW mit WWER-1000 bei Kühlungsausfall durchgeführt. Wie die Ergebnisse zeigen, können die Modelle zur Berechnung des stationären und transienten Nuklidinventars im Reaktor auch auf Lagerbecken angewendet werden.

In den Analysen mit den gekoppelten Codes ATHLET-CD – COCOSYS zum Kühlungsausfall im BE-Lagerbecken von KKW mit WWER-1000 sind neben den Prozessen im Lagerbecken die Parameterverläufe im Containment berechnet worden, wobei die Spaltprodukte in die Betrachtungen einbezogen wurden. Von großem Interesse sind die Ergebnisse hinsichtlich der Freilegung der Brennelemente im Lagerbecken, der Menge an Spaltprodukten und an in das Containment freigesetztem Wasserstoff. Basierend auf diesen Analysen konnte Entwicklungsbedarf hinsichtlich der Modellierung in den Datensätzen wie auch in den Programmen selbst identifiziert werden. Das Spaltproduktverhalten im Containment wurde noch nicht vertieft untersucht und sollte ebenfalls Teil zukünftiger Arbeiten sein, wenn hierzu das neue AFP-Modul in COCOSYS verfügbar ist.

Ergänzt wurden die Untersuchungen zum Kühlungsausfall im BE-Lagerbecken von KKW mit WWER-1000 durch Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalysen mit dem SUSA-Tool zum Einfluss ausgewählter Parameter auf die ATHLET-CD-Ergebnisse. Es zeigt sich, dass nur etwa die Hälfte der 100 Rechenläufe zum Schmelzen der Brennelemente führt. Das Modell reagiert sehr sensitiv auf Änderungen. Weitere Analysen sind notwendig, um den Einfluss einzelner Parameter auf die Prozesse im BE-Lagerbecken quantifizieren zu können.

Die Effektivität des Wasserstoffabbaus in WWER-1000-Anlagen wurde mit dem COCOSYS-Code unter Berücksichtigung der Anordnung verschiedener Wasserstoff-Rekombinatoren, wie sie in den Referenz-KKW Kosloduj-5/6, Saporoshje-1 und Süd-ukraine-3 installiert sind, untersucht. Die durchgeführten Analysen zeigen, dass die in COCOSYS implementierten Modelle für die drei ausgewählten Rekombinator-Typen in Anlagenrechnungen anwendbar sind und plausible Ergebnisse liefern. Diese Modelle sind jedoch im Hinblick auf Detailfragen wie Startbedingungen für die Rekombination und Abhängigkeit der Wasserstoff-Abbauraten von der Sauerstoffkonzentration noch zu modifizieren und anhand relevanter Experimente zu validieren, um die Aussagegenauigkeit der COCOSYS-Analysen in Bezug auf die Gefährdung der Containmentintegrität durch brennbare Wasserstoffgemische zu verbessern. Vorschläge zu den Modellverbesserungen, aufgeschlüsselt auf die einzelnen Rekombinator-Typen, wurden formuliert.

Arbeitspaket 4: Zusammenarbeit mit INSC-Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3+ und beim Aufbau gutachterlicher Kapazitäten

Schon im Vorläufervorhaben wurden mit der belarussischen Genehmigungsbehörde GAN und ihrer TSO JIPNR-Sosny Gespräche geführt, um auf dem Gebiet der Stör- und Unfallanalysen für Anlagen mit WWER-1200 (Generation 3+) zu kooperieren. Leider war das Echo auf belarussischer Seite, insbesondere auf der Expertenebene, sehr verhalten. Bis zum Ende des Vorhabens konnten die Vorschläge der GRS mit konkreten Themen zur Zusammenarbeit nur in sehr geringem Umfang umgesetzt werden. Zwei High-Level-Meetings mit russischer Beteiligung eröffneten zumindest die Möglichkeit der autorisierten Datenübergabe für das im Bau befindliche KKW Ostrovets. Eine Diskussion gemeinsamer Arbeiten zu Störfallanalysen mit den Codes ATHLET und COCOSYS für das belarussische Kraftwerk brachte leider auch nicht die erhofften Ergebnisse.

Die Suche nach anderen Möglichkeiten des Informations- und Datentransfers für KKW mit WWER der neuen Generation gipfelte in Gesprächen mit den TSOs SEC NRS (Russland), NUBIKI (Ungarn), der finnischen Universität LUT und der vietnamesischen Behörde für nukleare Sicherheit VARANS. Leider führte auch keines dieser Treffen zur Übergabe z. B. für die Erstellung von Datensätzen zu KKW mit WWER-1200 verwertbaren Informationen.

Wohingegen aufgrund des beiderseitigen Interesses mit dem russischen Forschungsinstitut EREC Arbeiten zur ATHLET-Codevalidierung unter Verwendung eines WWER-1200-spezifischen Experimentes an der PSB-Anlage durchgeführt werden konnten. Die Nachrechnung des Experimentes lieferte für die Hauptparameter gute Ergebnisse. Das allgemeine Anlagenverhalten wurde gut nachvollzogen. Diese Aktivitäten stellen einen ersten Schritt zur Validierung des ATHLET-Codes für passive Systeme in Anlagen mit WWER-1200/392M dar.

Mit dem COCOSYS-Code wurden Untersuchungen zum Verhalten der Containmentatmosphäre in einer generischen Anlage mit WWER-1200/491 mit passivem Containmentkühlsystem (PHRS-C) durchgeführt. Im Ergebnis umfangreicher Recherchen konnte ein Teil der für die Verifikationsrechnungen mit dem GEKO-Modell in COCOSYS notwendigen Daten ermittelt werden. Am Beispiel des auslegungsüberschreitenden großen Kühlmittelverluststörfalls 2F DN346 ist der Einfluss des PHRS-C auf den Druck- und Temperaturentwicklung im Containment analysiert worden. Schon während der kurzen untersuchten

Zeitspanne zeigte das Kühlsystem einen signifikanten Einfluss, der jedoch in der Ex-Vessel-Phase, für die der GRS bislang keine Randbedingungen vorliegen, als wesentlich größer eingeschätzt wird.

Arbeitspaket 5: Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Entsorgung von radioaktiven Abfällen

Durch die Fortsetzung von Analyse und Bewertung des Gefährdungspotentials radioaktiver Materialien und der Optionen des weiteren Umgangs sowie Untersuchungen zu sicherheitstechnischen Fragen und zum Regelwerk auf diesem Gebiet in den Ländern Ukraine, Bulgarien und Litauen konnte die GRS einen Überblick über das erreichte Sicherheitsniveau bei diesen Tätigkeiten und Handhabungen bekommen und weiter ausbauen. Es erfolgten umfangreiche Arbeiten zur radiologischen Charakterisierung von Materialien und radioaktiven Abfällen. Ergänzend erfolgten auch Sicherheitsanalysen, die u. a. auch die Nutzung von entsprechenden Rechencodes vorsahen.

Damit wurden fachlich fundierte Grundlagen für mögliche Sicherheits- und/oder Risikoeinschätzungen gelegt, die u. a. auch in einem potenziellen Fall eines nuklear oder radiologisch bedeutsamen Ereignisses zur Bewertung möglicher Auswirkungen in den primär betroffenen Ländern aber vor allem auch darüber hinaus von Interesse sein können. Gerade das Beispiel Ukraine mit den vielfältigen Herausforderungen zum sicheren und angemessenen Umgang mit Nuklearmaterial und radioaktiven Materialien und Abfällen aus Betrieb und Stilllegung und aus früheren Ereignissen macht die Notwendigkeit der Schaffung und des Erhalts einer breiten Datenbasis zur technischen und organisatorischen Situation deutlich.

Das für die GRS interessante Wissen zur Thematik wurde im Rahmen gemeinsamer wissenschaftlicher Arbeiten, Seminare, Fachgespräche und Vor-Ort-Besichtigungen herausgefiltert, konsolidiert und dokumentiert. Der Erkenntnisgewinn für alle Seiten konnte auch durch die Analyse und Bewertung der Ansätze und Verhältnisse im Vergleich zur Praxis in Deutschland und in der EU sowie an der Spiegelung der europäischen Vorgaben erzielt werden.

Die zukünftigen Arbeiten müssen für den Erhalt einer breiten Datenbasis zur technischen und organisatorischen Situation genutzt werden. Die weiteren Entwicklungen auf dem Gebiet der Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle insbeson-

dere in den Ländern Bulgarien, Ukraine, ggf. Litauen und Armenien sind mit konkreten Arbeitspunkten zu begleiten.

Ein weiteres Thema in diesem Arbeitspaket war die Erfassung des Sachstandes zu Stilllegungsprozeduren für kernenergetische Anlagen sowie zum Entsorgungskonzept für abgebrannte Brennelemente und radioaktive Abfälle. Schwerpunkt lag hierbei auf den Ländern Armenien, Bulgarien, Litauen, Russland und Ukraine.

Es erfolgte eine Recherche und die Analyse von Unterlagen zu den Themen: Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Klassifizierung und Entsorgung radioaktiver Abfälle. Grundlage hierfür waren Tagungsberichte von internationalen Veranstaltungen, Berichte zu EU-Projekten mit und ohne GRS-Beteiligung, Fachzeitschriften sowie Veröffentlichungen der EU oder von einzelnen Institutionen im Internet. Zudem wurden mit Fachleuten der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden bzw. deren Sachverständigenorganisationen der Schwerpunktländer Kontakte gepflegt und Informationen zu den genannten Themen abgefragt und diskutiert.

Arbeitspaket 6: Projektmanagement und Projektcontrolling

Die für das Vorhaben erforderlichen vertraglichen und organisatorisch-administrativen Arbeiten wurden koordiniert, die Projektbearbeitung wurde kontinuierlich verfolgt. Zur Projektverfolgung wurden die sich aus den Änderungsdiensten ergebenden Kosten, Termine und Ergebnisse in die Informations- und Kontrollstruktur der GRS eingegeben. In den turnusmäßigen Projektgesprächen wurde der Auftraggeber über Stand des Vorhabens und den Verlauf der vereinbarten Arbeiten informiert. Die vereinbarten Berichte (Sachstandsbericht, Zwischenberichte) wurden erarbeitet.

9.2 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 2 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 beteiligten GRS-Mitarbeiter durch die in der Kooperation erzielten Resultate der Untersuchungen der involvierten ausländischen Experten ergänzt, die zudem technische Details der in ihren Ländern betriebenen Anlagen beisteuern.

Für die beschriebenen Untersuchungen zu KKW mit WWER ist das Vorliegen einer Vielzahl aktueller Anlagendaten sowie von Informationen zu sicherheitsertüchtigenden Maßnahmen, Stör- und Notfallprozeduren 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 komplettiert die GRS ihr Instrumentarium und arbeitet weiter daran, für alle in Betrieb befindlichen KKW mit WWER unabhängige Analysen auf qualitativ hohem Niveau durchführen zu können.

Das Vorhaben wurde streng nach den abgestimmten Halbjahres- bzw. Jahresplänen geführt. Die Abstimmung der konkreten Forschungsarbeiten zu den Arbeitspaketen 2 bis 5 erfolgte zunächst intern und anschließend gemeinsam mit den Experten aus den Partnerorganisationen in Armenien, Bulgarien, der Ukraine, Russland und anderen Ländern.

Literaturverzeichnis

- /ARB 16/ Application of SUSA for uncertainty and sensitivity analyses of ATHLET-CD results in case of loss of cooling in VVER-1000 SFP, ARB Kyiv, 2016.
- /ARN 17/ Arndt S., I. Bakalov: COCOSYS BDBA analyses for the NPP Armenia-2 with consideration of modernisation measures, Technical Note GRS-V-3616I01512 - 4/2017, GRS Berlin, October 2017.
- /BAK 14/ Bakalov I., Arndt S., Wolff H.: First GEKO model application for the thermal-hydraulic response of a generic WWER-1200 containment to LOCA Technical Note GRS-V-3611I01512-1/2013, GRS Berlin, April 2014.
- /BAK 16/ Bakalov, I., H. Wolff, S. Arndt: Melt spreading analysis with LAVA code for extended accident scenarios in WWER-1000/320 containment (reference NPP Kosloduj - 5&6), Technical Note GRS-V-3614I01512 - 1/2016, GRS Berlin, March 2016.
- /BAK 16a/ Bakalov, I., Wolff, H. Arndt S.: Study on MCCI processes in two molten pools with MEDICIS for a WWER-1000/320 containment (reference plant Kozloduy-5&6), Technical Note GRS-V-3616I01512 - 1/2016, GRS Berlin, December 2016.
- /BAK 19/ Bakalov, I., Wolff, H. Arndt S.: Hydrogen depletion in WWER-1000 containments using different PAR types, Technical Note GRS-V-4716I01512 - 3/2019, GRS Berlin, December 2019.
- /BAK 20/ Bakalov, I., H. Wolff: LAVA spreading simulation with consideration of corium decay heat for a WWER-1000/320 containment, Technical Note GRS-V-4716I01512 - 11/2020, GRS Berlin, January 2020.

- /BAK 20a/ Bakalov, I., H. Wolff: Analysis of MCCI processes in WWER-1000/320 containment with COCOSYS CCI module considering an elevated concrete ablation temperature,
Technical Note GRS-V-4716I01512 - 10/2020,
GRS Berlin, January 2020.
- /BAK 20b/ Bakalov, I., H. Wolff: Complex COCOSYS analyses applying CCI and LAVA for a severe accident scenario in a WWER-1000/320,
Technical Note GRS-V-4716I01512 - 9/2020,
GRS Berlin, May 2020.
- /BfE 19/ Bestätigung der Laufzeitverkürzung und der Aufstockung der Mittel für das AP 3 für das Vorhaben 4716I01512,
Brief Z 6 BfE62215/4716I01512 vom BfE an GRS Köln, 10.09.2019.
- /BMWi 16/ Weiterentwicklung von Modellen für Stör- oder Unfallabläufe im Sicherheitsbehälter, Anlage A, Vorhabensbeschreibung RS1532,
Laufzeit:01.11.2014 - 31.10.2017.
- /BTA 20/ Berthold, A., S. Stransky: Ergänzende Betrachtungen zur Machbarkeit der RDB-Außenkühlung in KKW mit WWER-440 am Beispiel der Anlage Rowno-1/2,
Technische Notiz GRS-V-4716I01512 - 3/2020, NfD,
GRS Berlin, June 2020.
- /BTA 20a/ Berthold, A., T. Gavrilenko-Reiprich, S. Wisniewski: Screening of the recently released Emergency Operating Procedures for the Armenian NPP, unit 2,
Technical Note GRS-V-4716I01512 - 21/2020,
GRS Berlin, January 2020.
- /BTA 20b/ Berthold, A., T. Gavrilenko-Reiprich, S. Wisniewski: Screening of SAMG for the Rivne NPP unit 1 (WWER-440/213), Technical Note GRS-V-4716I01512 - 1/2020, GRS Berlin, May 2020.

- /BUL 19/ Analysis of the melt spreading and MCCI in WWER-1000 during the ex-vessel phase of an anticipated severe accident, Poster prepared by ENPRO and GRS, presented at the Bulgarian Atomic Forum (BULATOM), Varna, 5 - 7 July 2019.
- /CON 17/ „Severe accident analysis for ANPP SAMG assessment and assessment of EOPs using ATLAS/ATHLET Analytical simulator“, Contract 3616I01512 – 845516/03 – UA-3417 between Gesellschaft für Anlagen- und Reaktor-sicherheit (GRS) mbH and Nuclear and Radiation Safety Centre (NRSC) of Armenian Nuclear Regulatory Authority, August 2017.
- /CON 17a/ „Analysis of the melt spreading and MCCI during the ex-vessel phase of a severe accident for WWER-1000“, Contract 3616I01512 – 845516/03 – UA-3434 between Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH and ENPRO Consult Ltd, December 2017.
- /CON 17b/ „Application of ATHLET-CD and COCOSYS in severe accident analyses for WWER-440 and WWER-1000“, Contract 3616I01512 – 845516/03 – UA-3422 between Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH and State Enterprise “State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety” (SSTC NRS), September 2017.
- /CON 18/ „Preparation and transfer of PSB-VVER experimental report and test data for ATHLET code validation“, Contract 4716I01512 - 845516/04 - UA-3473 between Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH and Joint Stock Company “Electrogorsk Research and Engineering Center on Nuclear Power Plants Safety”, September 2017.
- /ERE 15/ Zakutaev M. et al. (EREC): Effect of Passive Safety Systems on Temperature State of Fuel Rod Simulators, Presentation at the 9th International scientific-technical Conference „Safety Assurance of NPP with VVER“, May 18-22, 2015, Podolsk, Russland.

- /ERE 18/ Elkin, I. (EREC): The review of several experiments carried out at PSB-VVER facility to justify the safe operation of new projects, Presentation at the Skype video conference GRS - EREC in frame of INT KoNuS, AP 4, October 24, 2018.
- /ERE 19/ Nikonov, S. et al. (EREC)
Preparation and transfer of PSB-VVER experimental report and test data for ATHLET code validation - Experimental Report
Contract 4716/01512 - 845516/04 - UA-3473
EREC, Electrogorsk, June 2019.
- /ETS 13/ ETSO Technical Safety Assessment Guide, "Deterministic Severe Accidents Analysis", January 2013.
- /GRS 11/ Wolff, H.: Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit TSO und atomrechtlichen Behörden zur nuklearen Sicherheit von KKW sowie zur Einschätzung nuklearer Risiken in Osteuropa und anderen Regionen (Vorhaben 3608I01512 - INT Ost),
Abschlussbericht, GRS-A-3603, Juni 2011.
- /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 und anderen Regionen (Kurztitel: INT Ost/INSC)“, Detaillierte Zusammenfassung der Arbeitsergebnisse über die Gesamtlaufzeit des Vorhabens; 06.09.2011 bis 30.06.2014,
GRS-V-Bericht 3611I0801512 - 3/2014 (NfD); Berlin, Juli 2014.
- /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 17/ Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Stör- und Unfallanalyse für WWER
Brief des Geschäftsführers der GRS an GAN und JIPNR,
16. Oktober 2017, GRS Garching.
- /HOL 20/ Hollands, T.: ATHLET-CD - Analyses on SFP behaviour in plants with
WWER-440,
Technical Note GRS-V-4716I01512 - 14/2020,
GRS Garching, June 2020.
- /HOL 20a/ Hollands, T., S. Arndt, H. Wolff: ATHLET-CD and COCOSYS stand-
alone and coupled analyses of spent fuel pool behaviour in NPP Ko-
zloduy-5/6 (WWER-1000/320),
Technical Note GRS-V-4716I01512 - 12/2020,
GRS Garching, April 2020.
- /HOL 20b/ Hollands, T., L. Tiborcz: ATHLET-CD stand-alone analyses of spent fuel
pool behaviour of WWER-1000/320 and application of SUSANA,
Technical Note GRS-V-4716I01512 - 13/2020,
GRS Garching, May 2020.
- /HOV 15/ Post-test calculations of VUEZ HYDRO-1 test facility for determination of
sump clogging specific loss coefficient for Armenian NPP using
COCOSYS code,
Presentation of NRSC at the 5th COCOSYS Workshop,
GRS Berlin 28-30 September, 2015.
- /HOV 19/ Hovhannisyanyan, H. (NRSC): Assessment of leak rate reduction measures
at ANPP during DBA and BDBA,
Report NRSC-RT-GRS-001/18-Task C-001, rev. 5,
NRSC Yerevan, April 2019.
- /IAE 92/ Ranking of Safety Issues for WWER-440 Model 230 Nuclear Power
Plants, IAEA-TECDOC-640, February 1992.

- /IMI 16/ Imielski, P.: Stilllegungskonzept und Genehmigungsunterlagen des KKW Armenien,
Technische Notiz GRS-V-3611I0801512-3/2016,
GRS Berlin, September 2016.
- /IMI 16a/ Imielski, P.: Stilllegungskonzept und Genehmigungsunterlagen des KKW Litauen,
Technische Notiz GRS-V-3611I0801512-6/2016,
GRS Berlin, September 2016.
- /IMI 20/ Imielski, P.: Erfahrungsaustausch zu Risikoeinschätzungen und Sicherheitsbewertungen im Zusammenhang mit der Stilllegung von KKW und anderer kerntechnischer Anlagen,
Technische Notiz GRS-V-4716I01512-20/2020, GRS Berlin, Juni 2020.
- /JPL 16/ Wolff, H.: Arbeitsprogramm 3616I01512 für das 4. Quartal 2016,
GRS, Stand: 9.12.2016.
- /JPL 17/ Wolff, H.: Arbeitsprogramm 3616I01512 für das 1. Halbjahr 2017,
GRS, Stand: 21.3.2017.
- /JPL 17a/ Wolff, H.: Arbeitsprogramm 3616I01512 für das 2. Halbjahr 2017,
GRS, Stand: 19.12.2017.
- /JPL 18/ Wolff, H.: Arbeitsprogramm 4716I01512 für 2018,
GRS, Stand: 23.11.2018.
- /JPL 18a/ Wolff, H.: Arbeitsprogramm 4716I01512 für 2019,
GRS, Stand: 11.12.2018.
- /JPL 19/ Wolff, H.: Arbeitsprogramm 4716I01512 für 2019,
GRS, Stand: 24.9.2019.
- /JPL 20/ Wolff, H.: Arbeitsprogramm 4716I01512 für das 1. Halbjahr 2020,
GRS, Stand: 20.4.2020.

- /KON 15/ Köllein, C.: ATHLET to ATHLET-CD input deck extension for reactor type WWER-440/W-213 and pilot analysis,
Technical Note GRS-V-3614I01512 - 2/2014, GRS Berlin, January 2015.
- /KON 17/ Köllein, C., S. Arndt: Update of ATHLET-CD and COCOSYS input decks for NPP Rovno (WWER-440/213), their coupling and performance of test calculations,
Working Material GRS-M-3616I01512 - 4/2017, GRS Berlin, June 2017.
- /KON 17a/ Köllein, C.: Modifikation des ATHLET-CD-Moduls ECORE zur Darstellung eines Reaktorkerns vom Typ WWER-440/213,
Technische Notiz GRS-V-4716I01512 - 3/2016, GRS Berlin, June 2017.
- /KON 20/ Köllein, C., S. Arndt
Improvement of ATHLET-CD and COCOSYS input decks for NPP Rowno-1 (WWER-440/213) and performance of stand-alone and coupled calculations,
Technical Note GRS-V-4716I01512 - 4/2020, GRS Berlin, June 2020.
- /KUC 17/ Küchler, L.: Analysis and evaluation of specific questions related to the transposition of the Council Directive 2013/59/EURATOM (BSS),
Working Material GRS-M-3616I01512-7/2017,
GRS Berlin, September 2017.
- /KUC 18/ Küchler, L.: Health state control of released metal and decommissioning of Tritium contaminated buildings,
Working Material GRS-M-4716I01512-6/2018, GRS Berlin, June 2018.
- /KUC 18a/ Küchler, L.: Comparison of clearance procedures of different Ukrainian enterprises with Ukrainian regulations and international recommendations,
Working Material GRS-M-4716I01512-3/2018,
GRS Berlin, Status June 2018.

- /KUC 19/ Küchler, L.: KONTEC 2019 - Reisebericht zur Teilnahme am 14. Internationalen Symposium „Konditionierung radioaktiver Betriebs- und Stilllegungsabfälle“ einschließlich 14. Statusbericht des BMBF „Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen“,
Technische Notiz GRS-V-4716I01512 - 1/2019, GRS Berlin, Mai 2019.
- /KUC 19a/ Küchler, L.: Analysis and Comparison of clearance procedures of different Ukrainian enterprises with Ukrainian regulations and international recommendations,
Working Material GRS-M-4716I01512-3/2018,
GRS Berlin, Status September 2019.
- /KUC 20/ Küchler, L.: Untersuchungen zur Charakterisierung von radioaktiven Materialien zur Bestimmung deren Gefährdungspotentials und der Optionen des Umgangs mit diesen Materialien,
Technische Notiz GRS-V-4716I01512-18/2020, GRS Berlin, Juni 2020.
- /KUC 20a/ Küchler, L.: Forschungsaktivitäten zur Umsetzung der Forderungen in EU-Richtlinien zum Umgang mit radioaktiven Materialien und Kernbrennstoffen und zum Strahlenschutz,
Technische Notiz GRS-V-4716I01512-19/2020, GRS Berlin, Juni 2020.
- /MAL 17/ Assessment of possibility of IVR implementation for ANPP (Task 1),
NRSC, No. NRSC-RT-GRS-01/15-A1-001 Rev.5, Yerevan, June 2017.
- /MIN 16/ Minutes of the Project Meeting between GRS and NRSC on Task 3 of INT KoNuS, December 15, 2016, GRS Berlin.
- /MIN 17/ Minutes of the Project Meeting between GRS and NRSC on Work Packages 2 and 3 of INT KoNuS, March 30, 2017, NRSC Yerevan.
- /MIN 17a/ Minutes of the Project Meeting between GRS and SSTC NRS on Work Package 3 of INT KoNuS, April 28, 2017, GRS Berlin.
- /MIN 17b/ Minutes of the Project Meeting between GRS and NRSC on Work Packages 2 and 3 of INT KoNuS, June 7, 2017, GRS Berlin.

- /MIN 17c/ Minutes of the Project Meeting between GRS and SSTC NRS on Work Package 3 of INT KoNuS, June 13, 2017, GRS Berlin.
- /MIN 17d/ Minutes of the Project Meeting between GRS and ENPRO on Work Package 3 of INT KoNuS, June 20, 2017, GRS Berlin.
- /MIN 17e/ Minutes of the Seminar with NCRRP and GRS, September 19/20, 2017, NCRRP Office, Sofia.
- /MIN 17f/ Minutes of the Project Meeting between GRS and EREC on Work Package 4 of INT KoNuS, November 22, 2017, MPEI Moscow.
- /MIN 17g/ Minutes of the Project Meeting between GRS and ENPRO on Work Package 3 of INT KoNuS, December 12, 2017, GRS Berlin.
- /MIN 18/ Minutes of the AP 5.1 Meeting on Joint Studies by SSTC NRS and GRS April 10-12, 2018, GRS Berlin/Cologne.
- /MIN 18a/ Minutes of the Meeting with SSTC NRS and GRS, April 26, 2018, SSTC NRS office, Kiev.
- /MIN 18b/ Minutes of the Project Meeting between GRS and NRSC on Work Package 3 of INT KoNuS, June 12, 2018, GRS Berlin.
- /MIN 18c/ Minutes of the Project Meeting between GRS and SSTC NRS on Work Package 3 of INT KoNuS, June 21, 2018, GRS Berlin.
- /MIN 18d/ Minutes of the Project Meeting between GRS and JIPNR-Sosny, GAN on Work Package 4 of INT KoNuS, July 10, 2018, GRS Berlin.
- /MIN 18e/ Minutes of the Project Meeting between GRS and ENPRO on Work Package 3 of INT KoNuS, July 12, 2018, GRS Berlin.
- /MIN 18f/ Minutes of the of the Information Meeting between GRS and VARANS on Work Package 4 of INT KoNuS, July 13, 2018, GRS Berlin.

- /MIN 18g/ Minutes of the AP 5.1 Meeting on comparison of clearance procedures in EU and non-EU countries with SSTC NRS, September 13, 2018, SSTC NRS, Kiev.
- /MIN 18h/ Minutes of the Project Meeting between GRS and ENPRO on Work Package 3 of INT KoNuS, October 17, 2018, ENPRO Sofia.
- /MIN 18i/ Minutes of the Project Meeting between GRS and ENPRO on Work Package 3 of INT KoNuS, November 20, 2018, GRS Garching.
- /MIN 18j/ Minutes of the Information Meeting between GRS and NUBIKI on Work Package 4 of INT KoNuS, November 21, 2018, GRS Garching.
- /MIN 18k/ Minutes of the Project Meeting between GRS and NRSC on Work Package 3 of INT KoNuS, November 21/22, 2018, GRS Garching.
- /MIN 18l/ Minutes of the Project Meeting between GRS and SSTC NRS on Work Package 3 of INT KoNuS, November 22, 2018, GRS Garching.
- /MIN 18m/ Minutes of the Project Meeting between GRS and EREC on Work Package 4 of INT KoNuS, December 4, 2018, GRS Berlin.
- /MIN 19/ Protokoll des 2. Arbeitstreffens zwischen Vertretern des Föderalen Dienstes für ökologische, technologische und nukleare Aufsicht, des Departements für Reaktorsicherheit und Strahlenschutz beim Ministerium für außerordentliche Situationen der Republik Belarus, ... Moskau, 12. Februar 2019.
- /MIN 19a/ Minutes of the Project Meeting between GRS and SSTC NRS on Work Package 3 of INT KoNuS, May 28, 2019, GRS Berlin.

- /MIN 19b/ Minutes zum bilateralen Meeting mit Vertretern von SSTC NRS und GRS und zur Besichtigung der Komplexe Vector und Buryakovka in der Sperrzone von Tschernobyl, SSTC NRS, Kiew, August 2019.
- /MIN 20/ Minutes of the Videoconference with Ecoengineering-RM Ltd. - GRS in Work Package 5, April 23, 2020, Sofia/Berlin.
- /MIN 20a/ Minutes of the Project Videoconference between GRS and NRSC on Work Packages 2 and 3 of INT KoNuS, May 18, 2020, Berlin/Yerevan.
- /MIN 20b/ Minutes of the Project Videoconference between GRS and SSTC NRS on Work Package 3 of INT KoNuS, June 8, 2020, Berlin/Kiev.
- /MIN 20c/ Minutes of the Project Videoconference between GRS and SSTC NRS on Work Package 5 of INT KoNuS, June 17, 2020, Berlin/Kiev.
- /NRS 14/ Analytical Justification of EOP - Thermal-hydraulic Analyzes to Justify Procedure on Critical Safety Functions Recovery "Heat Sink", Technical Report NRSC-RT-ANL-001/14-001, NRSC Yerevan, 2014.
- /NRS 20/ Assessment of EOPs using ATLAS/ATHLET Analytical simulator, Report NRSC-RT-GRS-001/17-Task D-001, NRSC Yerevan, February 2020.
- /PAA 17/ Panchenko, A.: Screening of ANPP shutdown related emergency operating procedures, Technical Note GRS-V-3616I01512 - 2/2016, GRS Berlin, March 2017.
- /PAE 19/ Änderungsdienst Rev. 4 vom 17.10.2019 zum Vorhaben 4716I01512, Kostenneutrale Mittelwandlung für zusätzliche Leistungen im AP 2.

- /PAE 19a/ Schreiben der GRS vom 09.10.2019 (mit Bezug auf Z 6 – BfE62215) an das BfE zum Vorhaben 4716101512 (mit Bezug auf Änderungsdienst Rev. 3 /Schreiben des BfE vom 10.09.2019).
- /PRJ 17/ Preuss, J.: Status of ATLAS AS development for assessment of EOP in ANPP-2,
Working Material GRS-M-3616I01512 - 3/2017,
GRS Garching, June 2017.
- /PRJ 20/ Preuß, J.: Adaptation and application of ATLAS AS for the evaluation of EOP for the Armenian NPP, unit 2,
Technical Note GRS-V-4716I01512 - 5/2020,
GRS Garching, January 2020.
- /PRJ 20a/ Preuß, J.: ATHLET post-test calculations of a PSB-VVER facility test for WWER-1200/392M,
Technical Note GRS-V-4716I01512 - 16/2020,
GRS Garching, March 2020.
- /PRO 17/ Ergebnisprotokoll zum Projektmeeting im INT KoNuS, Arbeitspaket 3, 25. Oktober 2017, GRS Berlin.
- /PRO 17a/ Wolff, H.: Ergebnisprotokoll zur Fachdiskussion im INT KoNuS, Arbeitspunkt 3.3, 22. Februar 2017, GRS Köln.
- /PRO 17b/ Protokoll der Besprechung bei FBU „SEC NRS“ im Rahmen eines offiziellen Empfangs der Vertreter der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) Deutschland, 23. November 2017, SEC NRS, Moskau.
- /PRO 18/ Protokoll des Arbeitstreffens zwischen Vertretern des Föderalen Dienstes für ökologische, technische und nukleare Aufsicht, des Departments für nukleare und radiologische Sicherheit des Ministeriums für außerordentliche Situationen der Republik Belarus, ..., (in Russisch), 17. Januar 2018, Minsk.

- /RIJ 18/ Analysis of the melt spreading and MCCI during the ex-vessel phase of a severe accident for WWER-1000, Report DTR-ENPR-2202, rev. 0, ENPRO Sofia, December 2018.
- /TEH 17/ Teske, H.: Dienstreisebericht zu Gesprächen mit russischen Partnern zur Stör- und Unfallanalysen und zur Teilnahme an der ATOMEXPO 2017 in Moskau, GRS-M-3616I01512 - 8/2017, GRS Berlin, Juli 2017.
- /VER 16/ Vertrag zum Vorhaben 3616I01512 „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+ in Europa und ausgewählten Partnerländern“, GRS - BfS, Köln, 20.10.2016.
- /VER 17/ 1. Zusatzvertrag zum Vorhaben 3616I01512 „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“, GRS - BfS, Köln, 8.6.2017.
- /VYS 19/ Development of ATHLET-CD model for SFP of RNPP-1 and conduct pilot calculations for a selected scenario, Technical Note on Agreement No. 3616I01512–845516/03–UA-3422 (Task D), SSTC NRS, Kiev, November 2019.
- /VYS 19a/ Application of coupled version in DBA and SA analyses for NPP with WWER-440, Technical Note on Agreement No. 3616I01512–845516/03–UA-3422 (Task A), SSTC NRS, Kiev, July 2019.
- /VYS 19b/ Development and application of LAVA and CCI models for WWER-1000/320 containment using plant-specific data, Technical Note on Agreement No. 3616I01512–845516/03–UA-3422 (Task B), SSTC NRS, Kiev, July 2019.

- /VYS 19c/ Investigation of efficiency of existing PARs at Rowno NPP-1 (WWER-440/213) for hydrogen removal under SA progression, Technical Note on Agreement No. 3616I01512–845516/03–UA-3422 (Task C), SSTC NRS, Kiev, October 2019.
- /WFF 17/ Wolff, H.: 1. Sachstandsbericht zum Vorhaben 3616I01512, Technische Notiz GRS-V-3616I01512-3/2017, GRS Berlin, Juli 2017.
- /WFF 17a/ Wolff, H., S. Arndt: COCOSYS post-test calculation of the experiment Test 1 at the HYDRO-1 facility, Technical Note GRS-V-3616I01512 - 1/2017, GRS Berlin, March 2017.
- /WFF 18/ Wolff, H.: 2. Sachstandsbericht zum Vorhaben 4716I01512, Technische Notiz GRS-V-4716I01512-2/2018, GRS Berlin, Juli 2018.
- /WFF 18a/ Wolff, H., W. Richter, H. Teske: Vorbereitung von Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit WWER-1200, Reisebericht zum Meeting mit GAN, JIPNR-Sosny, Rostechnadzor und Rosatom; GRS-V-3616I01512 - 1/2018, GRS Berlin, Januar 2018.
- /WFF 19/ Wolff, H.: 3. Sachstandsbericht zum Vorhaben 4716I01512, Technische Notiz GRS-V-4716I01512 - 2/2019, GRS Berlin, Juli 2019.
- /WFF 20/ Wolff, H.: COCOSYS-Analyse zur Leckratenreduzierung im KKW Armenien, Block 2 (WWER-440/270), Technische Notiz GRS-V-4716I01512 - 6/2020, GRS Berlin, Juni 2020.
- /WFF 20a/ Wolff, H., S. Arndt: Investigation of SAM measures with COCOSYS 3.0.0 for the Armenian NPP, unit 2, Technical Note GRS-V-4716I01512 - 7/2020, GRS Berlin, April 2020.
- /WFF 20b/ Wolff, H., I. Bakalov: Pilotanwendung von LAVA zur Schmelzeausbreitung nach RDB-Versagen in KKW mit WWER-440/213, Technische Notiz GRS-V-4716I01512 - 8/2020, GRS Berlin, Januar 2020.

- /WFF 20c/ Wolff, H., S. Arndt: 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 20d/ Wolff, H., S. Arndt: Simulation of the passive heat removal system PHRS-C for WWER-1200/491 containments applying the GEKO model in COCOSYS,
Technical Note GRS-V-4716I01512 - 17/2020, NfD,
GRS Berlin, January 2020.
- /WIS 17/ Wisniewski, S., A. Berthold: Comparison of conditions for application of in-vessel retention by ex-vessel cooling for Ukrainian NPP Rowno units 1&2 (WWER-440/213) with NPP Armenia, unit 2 (WWER-440/270),
Technical Note GRS-V-3616I01512 - 2/2017, GRS Berlin, June 2017.
- /WIS 20/ Wisniewski, S., T. Gavrilenko-Reiprich: Continuation of detailed overview on post Fukushima measures for reactor type WWER 440 - Comparison of measures defined by National Action Plans for selected countries,
Technical Note GRS-V-4716I01512 - 2/2020, GRS Berlin, March 2020.
- /WIS 20a/ Wisniewski, S.: Investigation of possibilities for significant reduction of leakages in accident localisation systems of NPP with WWER-440/230,
Technical Note GRS-V-4716I01512 - 3/2018, GRS Berlin, January 2020.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 3.1	Prinzip der RDB-Außenkühlung	20
Abb. 3.2	Schematische Darstellung der verschiedenen Prozeduren	27
Abb. 4.1	ATHLET-CD, WWER-440/213, Spezifik des Kerndesigns von WWER-440-Reaktoren	42
Abb. 4.2	ATHLET-CD – COCOSYS, KKW Rowno-1, 1F DN200 plus SBO, Vergleich Stand-alone- und gekoppelte Simulation, in das Containment freigesetzte Nachzerfallsenergie	44
Abb. 4.3	ATHLET-CD – COCOSYS, KKW Rowno-1, SBO, Vergleich der Brennbarkeit der Atmosphäre in der Dampferzeugerbox ohne und mit Berücksichtigung von PARs	46
Abb. 4.4	ATHLET, ATLAS AS, KKW Armenien-2, interaktive Übersicht über den Reaktor während der EOP	52
Abb. 4.5	Aufbau der Versuchsanlage HYDRO-1.....	54
Abb. 4.6	COCOSYS, HYDRO-1 Versuchsanlage, Test 1, Einfluss des K Koeffizienten auf die Druckdifferenz über die Filter (INT_19: Basisrechnung)	55
Abb. 4.7	COCOSYS, ATLAS, KKW Armenien-2, Unfall mit KMV 2F DN209, Sauerstoffkonzentration in den Räumen des SLS	57
Abb. 4.8	Prozedur zur Kopplung von LAVA und MEDICIS in COCOSYS-Unfallanalysen.....	63
Abb. 4.9	LAVA, WWER-440/213, Gitter zur Untersuchung der Schmelzeausbreitung.....	65
Abb. 4.10	LAVA, WWER-440/213, Schmelzeausbreitungsfläche und -höhe 130 s nach RDB-Versagen	66
Abb. 4.11	LAVA, KKW Kosloduj-5/6, TSA, Ausbreitungsfläche mit Arrhenius-Korrelation (links) und mit konstanter Viskosität (rechts)	71
Abb. 4.12	COCOSYS, KKW Saporoshje-1, Nodalisationsschema mit 95 Zonen.....	75
Abb. 4.13	COCOSYS 2.4v5, KKW Rowno-1, TSA, Wasserstoffbilanz für die Varianten mit 9 bzw. 63 PARs	79
Abb. 4.14	ATHLET-CD-Nodalisation für Prozesse im BE-Lagerbecken eines KKW mit WWER-1000	84

Abb. 4.15	COCOSYS-Nodalisation für Prozesse im Containment eines KKW mit WWER-1000 beim Kühlungsausfall im BE-Lagerbecken.....	85
Abb. 4.16	COCOSYS, KKW mit WWER-1000/320, KMV 2F DN850 + TSA, H ₂ -Konzentration im DE-Raum (Zone c-10_2) mit und ohne PARs	88
Abb. 4.17	COCOSYS, KKW mit WWER-1000/320, KMV 2F DN850 + TSA, Gas-Konzentrationen im DE-Raum (Zone c-10_2) mit und ohne PARs	89
Abb. 5.1	EREC-Versuchsanlage PSB-WWER	97
Abb. 6.1	Freimessanlage im KKW Tschernobyl, Messrahmen mit gamma-spektrometrischen HPGe Detektoren mit elektrischer Kühlung und Messgutcontainer	109
Abb. 6.2	Blick in die Messkammer und auf das Detektorsystem der Freimessanlage im KKW Tschernobyl	110
Abb. 6.3	Konzeptmodell für die Sicherheitsanalyse des ENSDF-Oberflächenendlagers im Vector-Komplex der 30-km-Zone	111
Abb. 6.4	Eingelagerte Abfallgebinde im ENSDF	111
Abb. 6.5	Luftaufnahme des KKW Armenien	118
Abb. 6.6	Luftaufnahme des KKW Ignalina	120
Abb. 8.1	Auszug aus der Poster-Präsentation zur BULATOM 2019	127

Tabellenverzeichnis

Tab. 1.1	Meetings und Videokonferenzen mit den Institutionen der Partnerländer	3
Tab. 2.1	Unteraufträge mit den ausländischen Institutionen	8
Tab. 2.2	Stand der Arbeitsbeziehungen zu den Kooperationspartnern.....	9
Tab. 3.1	Ausgewählte Anlagen zur Betrachtung von Post-Fukushima-Maßnahmen	13

Abkürzungsverzeichnis

ANRA	Armenische Behörde für nukleare Sicherheit (Armenian Nuclear Regulatory Authority)
AP	Arbeitspaket
ASTEC	Accident Source Term Evaluation Code, Integralcode zur Unfallanalyse, Produkt von IRSN (unter Beteiligung der GRS)
ATHLET	GRS-Rechenprogramm zur Analyse thermohydraulischer Prozesse im Re- aktorkühlkreislauf bei Störfällen und Transienten (Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten)
ATHLET-CD	GRS-Rechenprogramm zur Analyse von Prozesse im Reaktorkühlkreislauf bei Unfällen mit schweren Kernschäden (core damage: CD)
ATLAS AS	ATHLET-Analyse-Simulator
BCNRS	TSO der belarussischen Behörde für nukleare Sicherheit (Belarussian Center for Nuclear and Radiation Service)
BE	Brennelement
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BMUB	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit
BNRA	Bulgarische Behörde für nukleare Sicherheit (Bulgarian Nuclear Regulatory Authority)
CCSUP	Complex Consolidated Safety Upgrade Program
COCOSYS	GRS-Rechenprogramm zur Simulation von Stör- und Unfallabläufen in Containments von Leichtwasserreaktoren (Containment Code System)
DH	Druckhalter
DN	Nominaler Durchmesser
DPP	Decommissioning Preliminary Plan
EIA	Environmental Impact Assessment
ENSDF	Oberflächenendlager „Engineered Near-Surface Disposal Facility“
ENPRO	ENPRO Consult Ltd. (bulgarische Firma, TSO)
ENSREG	European Nuclear Safety Regulators Group
EOP	Emergency Operating Procedures (Notfallhandbuch)
EU	Europäische Union
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
IAEO (IAEA)	Internationale Atomenergie Organisation (International Atomic Energy Agency)
IDP	Initial Decommissioning Plan
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
MEDICIS	Model of Erosion due to Interaction of Corium with Basemat Substrate
MELCOR	US-amerikanisches Rechenprogramm für die Unfallanalyse
MER	Massen- und Energieeintrag (Mass and Energy Release)
MCCI	Beton-Schmelze-Wechselwirkung (Molten Core Concrete Interaction)
NAP	Nationaler Aktionsplan
NCRRP	Bulgarische Expertenorganisation (National Center of Radiobiology and Radiation Protection)
NPP	Nuclear Power Plant
NRSC	TSO der armenischen Behörde für nukleare Sicherheit
RDB	Reaktordruckbehälter
SAMG	Severe Accident Management Guidelines, Richtlinien für Notfallmaßnahmen bei Unfällen mit schwerem Kernschaden
SAR	Safety Analyses Report
SEC NRS	TSO der russischen Behörde Rostechndador (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)
STC NRS	TSO der belarussischen Behörde für nukleare Sicherheit (Scientific and Technical Centre for Nuclear and Radiation Service)
SUSA	GRS-Rechenprogramm zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse
TSA	Totaler Stromausfall (Station Blackout)
TSO	Technical Safety Organisation (Organisation zur wissenschaftlich-technischen Unterstützung der Behörden)
UA	Unterauftrag
VARANS	Vietnamesische Behörde für nukleare Sicherheit (Vietnam Agency for Radiation and Nuclear Safety)
WWER/VVER	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

ISBN 978-3-947685-79-0