

**Wissenschaftlich-  
Technische Zusammen-  
arbeit (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**

**Wissenschaftlich-  
Technische Zusammen-  
arbeit (WTZ) mit  
ausländischen  
(insbesondere in Europa  
und INSC-Partnerstaaten)  
atomrechtlichen Behörden  
und deren Sachverstän-  
digenorganisationen zur  
nuklearen Sicherheit in  
Betrieb befindlicher  
Kernkraftwerke und zur  
Konzeptbewertung von  
Generation-3+-Anlagen**

Abschlussbericht

Holger Wolff

September 2016

**Anmerkung:**

Das diesem Bericht zugrunde liegende FE-Vorhaben 3614I01512 wurde im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) 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:**

Internationale Zusammenarbeit, Reaktorsicherheit, Rechenprogramme, Simulator, Stilllegung, Störfallanalyse, Unfallanalyse, WWER

## Beiträge zu den Fachkapiteln

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

Kapitel 2: Vorhabensmanagement und bilaterale Arbeitsplanung

H. Wolff

B. Tosch

Kapitel 3: Untersuchungen in Auswertung der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi; Einschätzung ausgewählter Nationaler Aktionsprogramme

P. Kelm

S. Stransky

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

S. Arndt

I. Bakalov

Th. Hollands

C. Köllein

J. Preuß

H. Wolff

Kapitel 5: Zusammenarbeit mit INSC-Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3<sup>+</sup> und beim Aufbau gutachterlicher Kapazitäten

H. Wolff

S. Stransky

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

P. Imielski

L. Küchler

## **Kurzfassung**

Das BMUB/BfS-Vorhaben 3614I01512 bildet für die GRS den Rahmen für die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit TSO und atomrechtlichen Behörden auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit zu in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken und zur Konzeptbewertung von Generation-3<sup>+</sup>-Anlagen insbesondere in Europa und INSC-Partnerstaaten. Im vorliegenden Abschlussbericht zum Vorhaben werden die in der gesamten Laufzeit vom 15.10.2014 bis 30.09.2016 erreichten Ergebnisse zu den folgenden Arbeitspaketen zusammengefasst beschrieben:

- Untersuchungen in Auswertung der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi, Einschätzung ausgewählter Nationaler Aktionsprogramme;
- Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit Druckwasserreaktoren (WWER-440, WWER-1000);
- Zusammenarbeit mit INSC-Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3<sup>+</sup> und beim Aufbau gutachterlicher Kapazitäten und
- Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Entsorgung von radioaktiven Abfällen.

Vorangestellt wird eine Übersicht über die Aktivitäten zu Vorhabensmanagement und bilateraler Arbeitsplanung.

## **Abstract**

The BMUB/BfS-Project 3614I01512 forms the frame of the GRS for the scientific-technical cooperation with Technical Support Organisations and Nuclear Regulatory Authorities in the field of nuclear safety in operating NPPs and for the concept evaluation of generation 3<sup>+</sup> plants in Europe and INSC Partner Countries. In the present final project report results are described which were gained within the project duration 15.10.2014 up to the 30.09.2016 in the following working packages:

- Investigations following the catastrophe of Fukushima Daiichi, Evaluation of selected 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<sup>+</sup> and 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 project management and to the planning of the bilateral work.

## Inhaltsverzeichnis

<b>1</b>	<b>Einleitung .....</b>	<b>1</b>
1.1	Aufgabenstellung, Zielstellung des Vorhabens, Vorhabensverlauf .....	1
1.2	Arbeitsprogramm .....	4
<b>2</b>	<b>Vorhabensmanagement und bilaterale Arbeitsplanung .....</b>	<b>5</b>
2.1	Aufgabenstellung .....	5
2.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse .....	5
<b>3</b>	<b>Untersuchungen in Auswertung der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi; Einschätzung ausgewählter Nationaler Aktionsprogramme .....</b>	<b>11</b>
3.1	Zielstellung .....	11
3.2	Einschätzung des Stress-Test-Berichtes für das KKW Armenien.....	12
3.2.1	Bewertung der Kapitel 5 und 6 des Stress-Test-Berichtes .....	12
3.2.2	Modernisierung des Störfalllokalisierungssystems .....	14
3.2.3	Modernisierung des Reaktornotkühlsystems.....	15
3.2.4	Schmelzerückhaltung im RDB für das KKW Armenien .....	16
3.2.5	Fortführende Untersuchungen zur Verstopfung des Gebäudesumpfes....	17
3.3	Bewertung des Nationalen Stress-Test-Berichtes zum KKW Armenien ...	17
3.4	Zusammenarbeit mit Sachverständigenorganisationen von WWER-Betreiberländern zur Einschätzung ausgewählter Aktionsprogramme.....	19
3.4.1	Bewertung ausgewählter Modernisierungsmaßnahmen im Zusammenhang mit den Aktionsprogrammen.....	19
3.4.2	Bewertung ausgewählter Maßnahmen in WWER-440 und WWER-1000 Anlagen der Ukraine .....	21
<b>4</b>	<b>Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit Druckwasserreaktoren (WWER-440, WWER-1000).....</b>	<b>23</b>
4.1	Zielstellung .....	23
4.2	Anwendung der gekoppelten Codes ATHLET und COCOSYS in Analysen für KKW mit WWER-440.....	26
4.2.1	Anwendung von ATHLET-COCOSYS für KKW mit WWER-440/W-213... 26	

4.2.2	Modellierung eines WWER-440/W-213-Reaktorkerns mit ATHLET-CD ...	29
4.2.3	ATHLET-CD-Untersuchungen zum Brennelement-Verhalten im Lagerbecken von WWER-1000-Anlagen .....	34
4.3	Untersuchung postulierter Stör- und Unfälle im KKW Armenien unter Anwendung der GRS-Codes ATHLET (ATLAS) und COCOSYS .....	38
4.3.1	EOP-Untersuchung mit dem ATLAS-Analysesimulator .....	38
4.3.2	Stör- und Unfallanalysen mit COCOSYS; Ergebnisvisualisierung mit ATLAS .....	43
4.4	Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen zu Ergebnissen aus Stör- und Unfalluntersuchungen für KKW mit WWER.....	48
4.4.1	SUSA zu Ergebnissen aus Unfallanalysen mit COCOSYS .....	48
4.4.2	SUSA zu Ergebnissen aus Unfallanalysen mit ATHLET-CD .....	50
4.5	Analytische Untersuchungen zur Schmelzeausbreitung in WWER-1000-Anlagen nach Versagen des Reaktordruckbehälters .....	51
4.6	Komplexe Unfalluntersuchungen mit COCOSYS für WWER-Anlagen .....	57
4.6.1	COCOSYS-Analyse zu einem generischen WWER-440/W-213-Containment .....	57
4.6.2	COCOSYS-Analyse für Anlagen mit WWER-1000/W-320 .....	62
4.6.3	5 <sup>th</sup> COCOSYS Users' Workshop.....	64
<b>5</b>	<b>Zusammenarbeit mit INSC-Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3<sup>+</sup> und beim Aufbau gutachterlicher Kapazitäten.....</b>	<b>65</b>
5.1	Zielstellung .....	65
5.2	Zusammenarbeit mit INSC-Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3 <sup>+</sup> .....	66
5.3	Zusammenarbeit beim Aufbau gutachterlicher Kapazitäten .....	68
5.3.1	Zusammenarbeit mit Armenien .....	68
5.3.2	Zusammenarbeit mit Vietnam .....	68
<b>6</b>	<b>Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Entsorgung von radioaktiven Abfällen.....</b>	<b>71</b>
6.1	Zielstellung .....	71
6.2	Ergebnisse der Arbeiten .....	72

6.2.1	Praktische Anwendung von Freigabeverfahren von Materialien und zu grundsätzlichen Fragen der Freigabe von Geländen und Gebäuden .....	72
6.2.2	Erfahrungsaustausch zur Umsetzung der Forderungen von neueren EU-Richtlinien zum Umgang mit radioaktiven Materialien und Kernbrennstoffen und dem Strahlenschutz .....	76
6.2.3	Gemeinsame Analyse zur Vorgehensweise bei der Sicherheitsbewertung und bei der Identifizierung von Risiken bei der Durchführung von Arbeiten zur Stilllegung von KKW .....	80
<b>7</b>	<b>Veröffentlichungen .....</b>	<b>83</b>
<b>8</b>	<b>Zusammenfassung und weiteres Vorgehen .....</b>	<b>85</b>
8.1	Ergebnisse in den Arbeitspaketen und zukünftige Arbeiten .....	85
8.2	Fazit.....	93
<b>9</b>	<b>Verzeichnisse.....</b>	<b>95</b>
9.1	Literaturverzeichnis.....	95
9.2	Abbildungsverzeichnis .....	105
9.3	Tabellenverzeichnis .....	105
9.4	Abkürzungsverzeichnis .....	106

# **1 Einleitung**

## **1.1 Aufgabenstellung, Zielstellung des Vorhabens, Vorhabensverlauf**

Das BMU/BfS-Vorhaben 3614I01512 bildet für die GRS den Rahmen für die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit TSO und atomrechtlichen Behörden auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit zu in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken und zur Konzeptbewertung von Generation 3+ Anlagen insbesondere in Europa und INSC-Partnerstaaten. Im Vorhaben sollte die Zusammenarbeit mit Behörden und deren unabhängigen Sachverständigenorganisationen insbesondere von Ländern, in denen Kernkraftwerke mit WWER-Reaktoren betrieben werden - wie Russland, der Ukraine, Armenien und Bulgarien - fortgeführt werden. Aufgesetzt wurde auf Ergebnissen, die in den jüngsten BMUB-Vorläufervorhaben 3608I01512 - INT Ost /GRS 11/ und 3611I01512 - INT Ost/INSC /GRS 14/ erarbeitet wurden. Übergeordnetes Ziel dieser Vorhaben war es, westliches Verständnis für Sicherheitsfragen und das damit eng verbundene Sicherheitsbewusstsein zu vermitteln. Die damals vorgelegten Ergebnisse offenbarten u. a. eine Reihe ungeklärter Fragen im Hinblick auf das Anlagenverhalten bei postulierten Unfällen (Ereignissen mit schwerem Kernschaden). Beispiel hierfür sind die sich in der Diskussion befindenden Notfallhandbücher laufender Anlagen mit WWER-440 und -1000, zu deren Einschätzung umfangreiche Störfallrechnungen notwendig sind. Hiermit werden Anlagengefährdungen analysiert, die z. B. durch die Aufkonzentration von Wasserstoff oder durch den Druckaufbau im Containment bei Maßnahmen zur Schadensminderung am Reaktordruckbehälter entstehen. Speziell in diesem Zusammenhang bleiben die Aktivitäten zur Sicherheitsertüchtigung der KKW-Blöcke mit WWER-440/W-230 und W-179 in Russland bzw. W-270 in Armenien auch in Zukunft im Fokus gemeinsamer Untersuchungen.

Ein weiteres wesentliches Ergebnis des Vorhabens INT Ost/INSC (2011-2014) betrifft erste Schritte zur Einarbeitung von Mitarbeitern aus INSC-Partnerländern in GRS-Codes zur Störfallanalyse. Damit werden die Voraussetzungen für die qualifizierte Anwendung der Simulationsprogramme sowohl in den Partnerländern als auch bei der GRS (z. B. durch Implementierung und Austestung von Anlagenmodellen für neue passive Systeme) geschaffen. Mit Blick auf die Qualifizierung der zukünftigen Experten wird auf der Grundlage der in der Zusammenarbeit gesammelten Erfahrungen das Einarbeitungsprogramm vervollkommenet und mit weiteren Partnerorganisationen umgesetzt. Hierbei ist es wichtig, auch durch die übergeordneten Randbedingungen z. B.

durch den Abschluss von Zusammenarbeitsvereinbarungen zu gewährleisten, dass der Kontakt zwischen den Trainern und den Wissenschaftlern der Partnerorganisationen aus den INSC-Ländern nicht abreißt.

Wie es sich in der Vergangenheit bewährt hat, sollten im Vorhaben mit ausgewählten Organisationen aus Russland, der Ukraine, Armenien und INSC-Partnerländern Zusammenarbeitsvereinbarungen unter Beachtung der Vergaberichtlinien für Unteraufträge (u. a. ABFE-BMUB) abgeschlossen werden. Gegenstand der Vereinbarung sind Beiträge der Partner zur Bewertung aktueller Aspekte der nuklearen Sicherheit und zu sicherheitsverbessernden Maßnahmen in Betrieb befindlicher KKW durch die GRS. Eingedenk der Reaktorkatastrophen von Tschernobyl und Fukushima sowie in Übereinstimmung mit den Kooperationswünschen der Partnerinstitutionen wird der Schwerpunkt dieser Untersuchungen und Einschätzungen auf Unfälle mit schwerem Kernschaden gelegt.

Die nachfolgende Tabelle 1.1 gibt einen Überblick über die im Vorhaben durchgeführten Meetings mit den ausländischen Partnerorganisationen mit Bezug zu den konkreten Arbeitspaketen. Insgesamt fanden 21 Treffen statt, 14 davon in Deutschland.

Die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit den Organisationen in Mittel- und Osteuropa sowie den INSC-Partnerländern wird in Bezug auf die Durchsetzung einer dem internationalen Stand entsprechenden Sicherheitspraxis generell, und auf die Lösung der in den verschiedenen BMUB- und EU-Vorhaben identifizierten Fragen zu z. B. Handlungsempfehlungen bei Unfällen (SAMG) in WWER-Anlagen im Speziellen, fortgeführt und ausgebaut. Darüber hinaus werden aktuelle Informationen und Erfahrungen zum Strahlenschutz und zum Umgang mit radioaktiven Abfällen durch bilaterale Kontakte mit den Kooperationsländern bereitgestellt.

Zur Umsetzung der Zielstellung des Vorhabens wurde zwischen dem BMUB/BfS und der GRS im Oktober 2014 der Vertrag /VER 14/ unterzeichnet.

Mitte des Jahres 2015 zeichnete sich ab, dass für 2015 fest eingeplante Arbeiten mit den ausländischen Partnern nicht mehr in diesem Jahr realisiert werden können. Zugleich befanden sich die entsprechenden Unteraufträge in Abstimmung. Ausgehend davon war für die Umsetzung des vereinbarten Arbeitsprogramms im Jahre 2016 eine Übertragung von Fremdleistungsmitteln aus dem Jahre 2015 nach 2016 erforderlich. Deshalb erfolgte mit einem Änderungsantrag (Rev. 1 vom 23.10.2015 /AEN 15/) die

kostenneutrale Übertragung von Mitteln für Fremdleistungen und Personalkosten in das Jahr 2016. Darüber hinaus wurde mit diesem Änderungsantrag das Vorhaben um die in 2015 nicht benötigten Mittel für Reisekosten und für Sondereinzelkosten abgestockt.

**Tab. 1.1**      Veranstaltungen mit den Institutionen der Partnerländer

N°	Meeting mit	AP(s)	Datum	Ort	Quelle	Bemerkung
1	GAN, JIPNR (Belarus)	4	27.11.2014	Minsk	/WFF 14/	Reisebericht
2	ENPRO (Bulgarien)	3	11.02.2015	Berlin	/MIN 15/	
3	NRSC (Armenien)	2, 3	24.02.2015	Berlin	/MIN 15e/	
4	NRSC (Armenien)	2, 3	29.04.2015	Berlin	/MIN 15j/	
5	SSTC NRS (Ukraine)	2, 3	09.07.2015	Kiew	/MIN 15f/	
6	NRSC (Armenien)	5	09.07.2015	Jerewan	/IMI 16b/	Reisebericht
7	NRSC (Armenien)	2, 3	28.09.2015	Berlin	/MIN 15a/	
8	SSTC NRS (Ukraine)	2, 3	30.09.2015	Berlin	/MIN 15b/	
9	ENPRO (Bulgarien)	3	01.10.2015	Berlin	/MIN 15d/	
10	SSTC NRS (Ukraine)	3	08.10.2015	Kiew	/MIN 15c/	LAVA-Training
11	NRSC (Armenien)	2, 3	02.12.2015	Berlin	/MIN 15i/	
12	SSTC NRS (Ukraine)	2, 3	04.12.2015	Berlin	/MIN 15g/	
13	UJD (Slowakei)	3	08.12.2015	Berlin	/MIN 15h/	
14	ENPRO (Bulgarien)	3	11.03.2016	Garching	/MIN 16a/	
15	ARB (Ukraine)	3	23.03.2016	Garching	/MIN 16b/	SUSA-Training
16	ENPRO (Bulgarien)	3	01.05.2015	Sofia	/MIN 16c/	LAVA-Training
17	NRSC (Armenien)	2, 3	12.05.2016	Berlin	/MIN 16g/	
18	VARANS (Vietnam)	4	25.05.2015	Berlin	/MIN 16f/	
19	ENPRO (Bulgarien)	5	14.06.2016	Sofia	/MIN 16d/	
20	UJD (Slowakei)	3	28.07.2016	Berlin	/MIN 16/	
21	SSTC NRS (Ukraine)	5	13.09.2016	Kiew	/MIN 16e/	

Auf den Jour Fixe NuSi Ausland im November 2014 erfolgte im Rahmen eines Projektgespräches die Vorstellung des ersten Entwurfes des präzisierten Arbeitsprogrammes für das Jahr 2015 /WFF 14/. Die aktualisierte Fassung des Jahresarbeitsprogramms 2015 zu den AP 2 bis 5 wurde auf dem Projektgespräch anlässlich des JF NuSi Ausland im Februar 2015 in Berlin dem Fachbegleiter des BMUB vorgestellt /WFF 15/ und vom Auftraggeber akzeptiert. Bereits Mitte Dezember 2015 wurde ein Entwurf des Jahresarbeitsprogramms für das Jahr 2016 dem Auftraggeber vorgestellt. Im Anschluss an die Entwurfsdiskussion und -modifikation /JPL 16/ erfolgte im Februar 2016 seine Bestätigung /BFS 16/. Auf den Jours fixes Nukleare Sicherheit Ausland (JF NuSi Ausland)

im April und Mai 2016 hat die Projektleitung den Auftraggeber über den Verlauf des Vorhabens und die erzielten Ergebnisse berichtet. Dazu wurden entsprechende Übersichten erarbeitet und bereitgestellt.

## **1.2           Arbeitsprogramm**

Das Arbeitsprogramm des Vorhabens basiert auf den mit dem BfS/BMUB abgestimmten Arbeitspaketen:

**Arbeitspaket 1:** Vorhabensmanagement und bilaterale Arbeitsplanung (↗ Kapitel 2);

**Arbeitspaket 2:** Untersuchungen in Auswertung der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi; Einschätzung ausgewählter Nationaler Aktionsprogramme (↗ Kapitel 3);

**Arbeitspaket 3:** Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit Druckwasserreaktoren (WWER-440, WWER-1000) (↗ Kapitel 4);

**Arbeitspaket 4:** Zusammenarbeit mit INSC-Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3+ und beim Aufbau gutachterlicher Kapazitäten (↗ Kapitel 5);

**Arbeitspaket 5:** Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Entsorgung von radioaktiven Abfällen (↗ Kapitel 6).

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

## **2 Vorhabensmanagement und bilaterale Arbeitsplanung**

### **2.1 Aufgabenstellung**

Zum Vorhabensmanagement gehören folgende Aufgaben:

- Umsetzung und Controlling der Arbeitspakete des Vorhabens und Fortschreibung des Arbeitsprogramms entsprechend der erzielten Vorhabensfortschritte,
- Konzipierung und gemeinsamen Abstimmung der Arbeiten mit den Organisationen der Partnerländer,
- Ausarbeitung von Leistungsbeschreibungen für die Vergabe und Abwicklung von Unteraufträgen an externe TSO,
- Koordinierung, Bündelung und Bewertung der Arbeitsergebnisse der GRS und ihrer Unterauftragnehmer,
- Einbringung von Ergebnissen des Auftragnehmers aus hierfür relevanten Vorhaben anderer Vertragspartner,
- Darstellung der Arbeitsergebnisse in Fachdiskussionen mit Experten und Behörden und Fertigstellung der Ergebnisdokumentationen.

Die GRS nutzt die vorhandene Informations- und Kontrollstruktur:

- für Planung und Controlling des terminlichen Ablaufs und der Abwicklung von Verträgen und Unteraufträgen,
- für die Organisation von Projektgesprächen und Workshops sowie Bündelung der Ergebnisse im GRS-Projektportal (Intranet). Insbesondere werden die aus Fachgesprächen und bilateralen Arbeitstreffen verfügbaren Informationen erfasst und ausgewertet.

### **2.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse**

Für die durchzuführenden Arbeiten wurden Arbeitsprogramme erstellt und davon abgeleitete spezifische Arbeitspakete mit den GRS-Fachabteilungen bzw. mit den Experten direkt abgestimmt.

Die Arbeit unmittelbar nach dem Start des Vorhabens im 4. Quartal 2014 erfolgte auf der Grundlage des Arbeitsprogramms /JPL 14/, das in Übereinstimmung mit Ergebnissen der Abstimmungen mit den in- und ausländischen Partnern aktualisiert wurde /JPL 14a/. Basis für die Arbeiten in den Jahren 2015 und 2016 waren Jahrespläne, die dem Auftraggeber BMUB/BfS auf Jour Fixe vorgestellt wurden. Die Pläne erfuhren vierteljährlich eine Aktualisierung, letztmalig im Juli 2016 /JPL 16a/.

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 Sicherheitserächtigung des KKW Armenien (AP 2), Stör- und Unfallanalyse (AP 3) sowie Stilllegung und Entsorgung (AP 5). Am 1. September 2015 unterzeichneten GRS und NRSC den Unterauftrag UA-3317 /CON 15/ zur Zusammenarbeit in den AP 2 und 3. Im AP 5 konzentrierte sich die Kooperation auf die Stilllegung 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 der AP 2 und 3 auf dem Gebiet der Einschätzung des Stresstest-Berichtes zusammengearbeitet.

#### 2. Belarus:

**Gosatomnadsor** (Minsk) und **JIPNR-Sosny** (bei Minsk): Führung langwieriger (ungeplanter) Diskussionen zur Zusammenarbeit auf dem Gebiet des Codetrainings und der Störfallanalyse. Erst Ende des 1. Quartals 2016 waren die von belarussischer Seite geforderten Voraussetzungen für die Zusammenarbeit erfüllt. Somit konnten die ursprünglich vorgesehenen Arbeiten nicht durchgeführt werden.

#### 3. Bulgarien:

**BNRA** (Sofia): Die GRS arbeitet mit BNRA an der Einschätzung der Umsetzung von Anforderungen der EU-Richtlinie 2011/70/EURATOM zur Entsorgung radioaktiver Abfälle in Bulgarien zusammen (AP 5). Die im AP 2 seit Vorhabensbeginn geführten Diskussionen über eine gemeinsame Bewertung der PSA, Stufe 2 für das KKW Kosloduj führten nicht zum Ergebnis.

**ENPRO** (Sofia): Mit ENPRO wurden im AP 3 Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit WWER-1000 durchgeführt. Darüber hinaus waren im AP 5 Diskussionen zur Pla-

nung und Durchführung der Stilllegung kerntechnischer Anlagen und zum Umgang mit radioaktiven Abfällen Gegenstand des Vorhabens.

4. Russland:

**SEC NRS** (Moskau): Zunächst erfolgten erste Aktivitäten auf dem Gebiet der Stör- und Unfallanalyse (AP 3), die schließlich im Januar 2015 abgebrochen wurden. Begründung dafür sind die nach Auffassung des Managements von SEC NRS fehlenden administrativen Voraussetzungen zur Durchführung der von den Experten beider Organisationen im 4. Quartal 2014 vorgeschlagenen Arbeiten zur Kopplung von ATHLET und COCOSYS für KKW mit WWER-440/W-213.

5. Slowakei:

**UJD** (Bratislava): Gemeinsam wurden Unfallanalysen mit dem COCOSYS-Code zu KKW mit WWER-440/W-213 durchgeführt und ausgewertet.

6. Ukraine:

Im Ergebnis der Gespräche mit Vertretern verschiedener Organisationen der Ukraine zeigt sich, dass nach signifikanten Personalfluktuationen infolge der Ereignisse im Land zwei Institutionen starkes Interesse an der Zusammenarbeit mit der GRS auf dem Gebiet der Stör- und Unfallanalysen haben: SSTC NRS und ARB.

**SSTC NRS** (Kiew): Gemeinsame Arbeiten auf den Gebieten Sicherheitserziehung des KKW Armenien (AP 2), Stör- und Unfallanalyse (AP 3) sowie Stilllegung und Entsorgung (AP 5) wurden vereinbart und durchgeführt. Hierzu gehörten die Einschätzung von Modernisierungsmaßnahmen an Anlagen mit WWER-440 und WWER-1000 im AP 2 und Unfallanalysen für WWER-1000 im AP 3. Zu diesen Arbeiten wurde im Dezember 2015 der Unterauftrag UA-3320 /CON 15a/ unterzeichnet.

Im AP 5 haben Experten beider Organisationen Anforderungen aus aktuellen EU-Ratsdirektiven zur Entsorgung radioaktiver Abfälle und zum Strahlenschutz analysiert.

**ARB** (Kiew): Experten dieser Ingenieursorganisation nahmen innerhalb des AP 3 an einer Schulung zum GRS-Code SUSA teil und führten anschließend eine SUSA-Analyse zu Prozessen in WWER-1000 durch.

7. 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 zwei Unteraufträge mit ausländischen Partnerorganisationen. Tabelle 2.1 gibt hierzu eine Übersicht. Weitere Informationen zu den einzelnen Aufträgen werden in den nachfolgenden Kapiteln gegeben.

Die Arbeitsergebnisse des Vorhabens sind in 37 Berichten, Technischen Notizen bzw. Arbeitsmaterialien dokumentiert, darunter 22 GRS-V-Berichte.

**Tab. 2.1** Unteraufträge mit in- und ausländischen Institutionen

<b>Nr.</b>	<b>AP</b>	<b>Unterauftrag</b>	<b>Institution</b>	<b>Land</b>	<b>Status</b>
<b>1</b>	2.1, 3.2	UA-3317	NRSC	Armenien	abgeschlossen
<b>2</b>	2.2, 3.1, 3.5	UA-3122	SSTC NRS	Ukraine	abgeschlossen

Tabelle 2.2 zeigt den im Vorhaben erreichten Stand der Arbeitsbeziehungen mit allen Kooperationspartnern im INT KoNuS Vorhaben.

**Tab. 2.2** Stand der Arbeitsbeziehungen zu Kooperationspartnern

Land	Partner	AP 2	AP 3	AP 4	AP 5	Reaktortyp	
Armenien	ANRA	V		V	V	WWER-440/ W-270	
	NRSC	V*	V*				
Slowakei	UJD		V			WWER-440/ W-213	
Ukraine	SSTC NRS	V*	V*				
Bulgarien	BNRA	V			V	WWER-1000	
	ENPRO		V				
	SERAW				V		
Ukraine	ARB		V				
	SNRIU				V		
	SSTC NRS	V*	V*		V		
Vietnam	VARANS			V			
Belarus	Gosatomnadsor			K			WWER-1200
	JIPNR			K			
Russland	EREC			K			

Legende:

- V Zusammenarbeit entsprechend Vereinbarung und/oder Absprachen
- K Klärung der Möglichkeiten einer weiteren Zusammenarbeit
- \* Zusammenarbeit erfolgte mit Unterauftrag

Der Auftraggeber BMUB wurde entsprechend vertraglicher Vereinbarung regelmäßig zum Vorhabensverlauf informiert. Dazu wurde durch den Projektleiter der Sachstandsbericht /WFF 15a/ zum Berichtszeitraum 15.10.2014 bis 30.09.2015 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 erfor-

derliche 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 Untersuchungen in Auswertung der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi; Einschätzung ausgewählter Nationaler Aktionsprogramme**

#### **3.1 Zielstellung**

In Zusammenarbeit mit Experten aus Armenien, der Ukraine und ggf. aus anderen Ländern werden einzelne Kapitel/Abschnitte aus Stress-Test-Berichten bzw. ausgewählten Nationalen Aktionsprogrammen eingeschätzt.

Dieses Arbeitspaket ist in zwei Arbeitspunkte unterteilt.

- Einschätzung des Stress-Test-Berichtes für das KKW Armenien (↗ Kapitel 3.2)

In Zusammenarbeit mit der armenischen Behörde ANRA und ihrer TSO NRSC werden einzelne Kapitel/Abschnitte des Stress-Test-Berichtes für das KKW Armenien (WWER-440/270) eingeschätzt. Im Einzelnen untersucht werden sollen Maßnahmen zur:

- Modernisierung des Störfalllokalisierungssystems insbesondere In Bezug auf das Sprinklersystem unter Berücksichtigung von AM-Maßnahmen, die Reduzierung der Leckrate in die Umgebung und die damit verbundene Änderung des Austrags von Aerosolen und Spaltprodukten bei Stör- und Unfällen;
  - Modernisierung des Reaktornotkühlsystems;
  - Verbesserung des Brandschutzes.
- Zusammenarbeit mit Sachverständigenorganisationen von WWER-Betreiberländern zur Einschätzung ausgewählter Aktionsprogramme (↗ Kapitel 3.4)

Der Schwerpunkt der Arbeiten liegt auf den Aktionsprogrammen (National Action Plan) von Bulgarien, Tschechien und der Ukraine und umfasst nachfolgenden Aufgabenumfang:

- Einschätzung ausgewählter Kapitel der PSA-2 für Kosloduj-5/6 für die bulgarische Behörde BNRA;
- Bewertung ausgewählter Modernisierungsmaßnahmen im Zusammenhang mit den Aktionsprogrammen, z. B. Maßnahmen zum Abbau der H<sub>2</sub>-Konzentration

im Containment bei schweren Störfällen in den Anlagen Dukovany und/oder Temelin (ergänzt durch Analysen im AP 3);

- Bewertung ausgewählter Maßnahmen in WWER-440 und WWER-1000 Anlagen der Ukraine aus den Aktionsprogrammen, wie z. B. Maßnahmen zur Nachspeisung der BE-Becken unter Bedingungen eines längerfristigen Spannungsausfalls; Implementierung eines Systems zur Wasserstoffbegrenzung bei Unfällen, Entwicklung und Implementierung von Maßnahmen zur Lösung der H<sub>2</sub>-Problematik bei Unfällen, Implementierung von gefilterten Containment-Venting-Systemen in allen drei WWER-Baureihen.

### **3.2           Einschätzung des Stress-Test-Berichtes für das KKW Armenien**

#### **3.2.1        Bewertung der Kapitel 5 und 6 des Stress-Test-Berichtes**

Der interne Stress-Test-Bericht für das KKW Armenien wurde entsprechend der ENSREG-Spezifikation vom KKW Armenien unter Mithilfe ausländischer Experten erarbeitet. Zur kurzfristigen Unterstützung der ANRA bei der Bewertung der Erstfassung erfolgte seitens GRS zunächst eine Einschätzung ausgewählter Kapitel, insbesondere der Kapitel 5 „Ausfall der E-Versorgung und Verlust der Hauptwärmesenke“ und 6 „Severe Accident Management“, später auch von Teilen des Nationalen Stress-Test-Berichtes (↗ Kapitel 3.3).

Kapitel 5 des Stresstest-Berichtes untersucht das Anlagenverhalten bei postuliertem Ausfall der Hauptwärmesenke, bei Totspannungsausfall (TSA) sowie bei Überlagerung beider Ereignisse.

Block 2 des KKW Armenien unterscheidet sich von der Standardserie V-230 aufgrund des antiseismischen Designs von Strukturen und Komponenten sowie um zusätzliche Systeme zur Restwärmeabfuhr in erdbebenresistenten Gebäuden. Weitere Verbesserungen wurden nach einem Brand im Maschinenhaus von Block 1 im Jahr 1980, sowie seit dem Wiederaufbau 1995 vorgenommen. Als Beispiel kann die Errichtung eines sicheren Nebenkühlwassersystems mit Sprühteichen in den neunziger Jahren erwähnt werden, als auch die Installation von dieselgetriebenen Notspeisewasserpumpen im Notstandsgebäude (Havarie-Borblock) von Block 1. Ebenfalls ist durch die Verfügbarkeit diverser Systeme und Ausrüstungen des stillgelegten Blocks 1 (z. B. Behälter,

Notspeise- und Speisewassersysteme, Notstromdiesel) die Möglichkeit der Zuhilfenahme weiterer Reservekapazitäten gegeben. Die im Kapitel 5 des Stress-Test-Berichts genannten Schlussfolgerungen und vorgeschlagenen Maßnahmen wurden seitens GRS grundsätzlich bestätigt.

Fragen zum Ausfall der elektrischen Stromversorgung betrafen unter anderem die Zuverlässigkeit der vorgeschlagenen Ersatzkapazitäten und Maßnahmen, auf die zurückgegriffen werden könnte, wie des blockgebundenen Dieseldieselgenerators (System DAR). Dieser würde im Notstromfall zur Verfügung stehen und an den könnten entsprechend Störfall und Bedarf sicherheitsrelevante Verbraucher durch KKW-Elektriker unter TSA-Bedingungen per Hand angeschlossen werden. Die elektrischen Leitungen seien bereits entsprechend verlegt, das Personal geschult und trainiert, der gesamte Vorgang könnte laut Stress-Test-Bericht innerhalb einer Stunde durchgeführt werden. Da der DAR-DG in einer der Sektionen des Notstromdiesel-Gebäudes gemeinsam mit den 4 Notstromdieseln von Block 2 untergebracht ist, ergab sich die Frage nach der Zuverlässigkeit bzw. Ausfallwahrscheinlichkeit des DAR-DG im Falle der Unverfügbarkeit der vier Notstrom-DG.

Als ein weiterer potentieller Versorger ist im ST-Bericht das Wasserkraftwerk „ARGEL“ mit einer Kapazität von ca. 50 MW genannt, das über eine separate Leitung mit dem KKW verbunden ist bei TSA von allen anderen Verbrauchern abgeschaltet werden soll und nach ca. 10 Minuten zur Verfügung steht. Fragen zur Zuverlässigkeit sowie Erdbbensicherheit von Wasserkraftwerk, elektrischen Leitungen, entsprechenden Prozeduren und Personaltraining ergaben sich auch in diesem Fall. Kommentare betrafen u. a. unterschiedliche Angaben in verschiedenen Kapiteln des Stress-Test-Berichts zum Treibstoffverbrauch (und damit der maximal möglichen Betriebsdauer) der baugleichen Dieseldieselgeneratoren.

Die Bewertung des Managements von Unfällen im KKW Armenien wird im Kapitel 6 behandelt. Erwartungsgemäß war dies wegen der designspezifischen Besonderheiten die schwierigste Bewertung im gesamten Bericht. Zudem hatte das KKW auch angesichts begrenzter finanzieller Mittel bislang der Verhinderung von Störfällen den Vorrang gegenüber der Ertüchtigung gegen Unfälle (schwere Störfälle) gegeben. Zudem waren die Auskünfte über laufende bzw. geplante Maßnahmen und entsprechende Terminangaben in der Erstfassung des Stress-Test-Berichtes übertrieben optimistisch. Im Ergebnis des Reviews wurden von GRS-Experten umfangreiche Fragen und Bewertungen ausgearbeitet und an ANRA übergeben. Da grundsätzlich belastbare Ana-

lysen zur Thematik von schweren Störfälle fehlten und überwiegend von Absichtserklärungen ausgegangen wurde, konzentrierten sich viele Kommentare auf die Behandlung der Wasserstoffproblematik, sowie die gegenwärtig in der Entwicklung befindlichen Handlungsempfehlungen bei Unfällen (SAMG). Diese werden seit etwa 2010 von armenischen und ukrainischen Organisationen unter KKW-Teilnahme auf der Grundlage der Westinghouse-Richtlinien (WOG) erstmalig für den Kraftwerkstyp WWER-440/W-230/W-270 entwickelt.

Die GRS-Kommentare konzentrierten sich u. a. auf den fehlenden Nachweis der generellen Anwendbarkeit der WOG SAMG für dieses Design, aber auch auf überwiegend nur unbestimmte Aussagen zur Wasserstoffproblematik bei Unfällen.

### **3.2.2 Modernisierung des Störfalllokalisierungssystems**

Auf Grund von größeren Verzögerungen bei der Erstellung des armenischen Nationalen Stress-Test-Berichts infolge später Fertigstellung des KKW-internen Berichtes sowie Neuabfassung mehrerer Kapitel durch Aufsichtsbehörde und TSO NRSC sind bislang auch erst wenig Aktivitäten bei der Implementierung von Maßnahmen aus dem Nationalen Aktionsplan festzustellen. Im Rahmen der weiteren Zusammenarbeit hatte die GRS deshalb mit ANRA abgestimmt, zu zwei im Nationalen Aktionsplan vorgeschlagene Maßnahmen bereits vor der eigentlichen Implementierung eine Kurzbewertung der KKW-seitigen technischen Anforderungen an die Projektierung zu übernehmen. Dies betraf das zu modernisierende Confinement-Sprühsystem sowie das primärseitige Notkühlsystem. Für diese Systeme vermerkt die IAEO-TECDOC 640 /IAE 92/, das sogenannte Issue Book für WWER-440/V-230-Reaktoren folgende Schwachstellen: Systems 2: Confinement leak tightness (Cat. III), Systems 3: Confinement-severe accident conditions (Cat III); Systems 7 (ECCS-Full LOCA spectrum capability and long term cooling), Cat III; Systems 8: Redundancy and physical separation of redundant parts (Cat. IV).

Folgender Ausgangszustand für das Gebäudesprühsystem besteht im KKW Armenien: Inkonsequente Zweisträngigkeit des Systems (insgesamt zwei Kühler für drei Pumpen, wobei im Anforderungsfall der Betrieb von zwei Pumpen erforderlich ist, um den nötigen Druck und Durchsatz in den Sprühdüsen zu erzeugen. Gleichzeitig wird bei einem Kühlmittelverluststörfall (KMV) mit dem Betrieb der Sprinklerpumpen über partielle Mindestmengenfahrweise (Rezirkulation) einer Pumpe über die Kühler gleichzeitig die

Temperatur im 800m<sup>3</sup>-Borsäurevorratsbehälter auf Werte unterhalb der zulässigen (Kavitation) Maximaltemperatur geregelt.

Geplante Ertüchtigung: Austausch der vorhandenen drei Pumpen gegen nunmehr vier bereits im KKW bereitliegende neue Pumpen mit höherer Kapazität sowie mit geänder-tem Rohrleitungsdesign (2x2). Erste Kommentare dazu wurden mit der armenischen TSO NRSC während eines Treffens im September 2015 in Berlin diskutiert /MIN 15a/.

Eine Kommentierung dieser Maßnahmen und eine Auflistung verbleibender Schwach-punkte sind in der Technischen Notiz /KEL 16/ enthalten.

ANRA wurde empfohlen, die Technische Spezifikation (TS) der Maßnahmen in der vorgelegten Fassung unter Hinweis auf die Anmerkungen zurückzuweisen und Nach- besserung zu verlangen. Ausführlichere Informationen hierzu sind Gegenstand der Technischen Notiz /KEL 16a/.

### **3.2.3 Modernisierung des Reaktornotkühlsystems**

Die GRS übernahm in Absprache mit ANRA ebenfalls eine technische Erstbewertung der vorgelegten technischen Spezifikationen zur Modernisierung des Notkühlsystems.

Ausgangszustand: Das gegenwärtige Notkühlsystem ist zweisträngig ausgelegt und besteht aus jeweils drei parallel geschalteten HD-Pumpen pro Strang. Alle sechs Pum- pen sind außerhalb des Confinements am tiefsten Punkt der Anlage, im sog. Havarie- borblock vor dem gemeinsamen Behälter für Borsäurelösung installiert. Das System ist für einen Leckstörfall von 32 mm Durchmesser ausgelegt und läuft automatisch zum Einspeisen in den PKL an, sobald die Kapazität des Volumenregelsystems nicht mehr ausreichend ist, aufgetretene Verluste zu kompensieren. Es besitzt jedoch nicht die er- forderliche Kapazität zur Beherrschung des erweiterten Auslegungsspektrums (HKL Leck 1F D100 mm, DH-Anschlussleitung 2F D 200 mm).

Geplante Ertüchtigung: Es ist der Austausch von jeweils einer HD-Pumpe pro Sicher- heitsstrang gegen eine ND-Pumpe mit höherem Durchsatz im Niederdruckbereich vor- gesehen. Des Weiteren sollte die bestehende Vermaschung zwischen Sicherheits- und Betriebssystem (Primärwasserreinigung) durch Direkteinspeisung in den Primärkreis aufgehoben werden.

Kommentare: Es wurden in der TS keine analytischen oder wenigstens verbalen Begründung für die vorgegebenen neuen Einspeiseorte in den PKL und deren Anzahl gegeben und auch nicht vom Designer gefordert (HD-Einspeisung kalter Strang, ND-Einspeisung heißer Strang. Des Weiteren fehlt der Nachweis, dass es durch eine Reduzierung der Einspeiseorte in nunmehr jeweils zwei Schleifen pro Druckstufe und angesichts der höheren Leckraten zu keiner Verschlechterung gegenüber der jetzigen Lösung kommt (zwei Schleifen werden damit nicht beaufschlagt). Die Neu-Einbindungen in die Schleifen von Rohrleitungen mit einem Durchmesser zwischen 100 und 200 mm erfordern eine Überprüfung des Leck-vor-Bruch-Konzepts bzw. neue Analysen.

Es fehlen Informationen darüber, welche Anforderungen an das E- und leittechnische Konzept für das neue Design gestellt werden.

Verbleibende Schwachpunkte sind in der Technischen Notiz /KEL 16a/ beschrieben.

ANRA wurde empfohlen, die TS in der vorgelegten Fassung unter Hinweis auf die Anmerkungen zurückzuweisen und Nachbesserung zu verlangen.

Mittlerweile hat das KKW in einem iterativen Prozess die TS zu beiden Maßnahmen erweitert und verbessert. Erst zu einem späteren Zeitpunkt wurde zudem bekannt, dass das KKW erwägt, im Zusammenhang mit der IVR-Implementierung auch passive Kernflutbehälter zu installieren, die zusätzlich zu den ND-Pumpen den mittleren Druckbereich abdecken. Das würde eine Neuformulierung der TS für das Gesamtsystem erfordern.

### **3.2.4 Schmelzerückhaltung im RDB für das KKW Armenien**

Zu Voruntersuchungen für eine der geplanten Maßnahme aus dem armenischen Stress-Test, der Entscheidung seitens des KKW zur externen RDB-Kühlung bei Unfällen mit schwerem Kernschaden (In-Vessel Retention (IVR)), ist seitens NRSC im Task A des Unterauftrages UA-3317 ein erster Untersuchungsbericht zur potentiellen Machbarkeit der IVR für den Reaktortyp V-270/V-230 vorgelegt worden /HOA 16/. Er konzentriert sich im Wesentlichen auf folgende drei Punkte:

1. Analyse von international vorliegenden Informationen zur IVR bei WWER-440-Reaktoren bezüglich Anwendbarkeit für das KKW Armenien;

2. Vor-Ort-Untersuchung der detaillierten geometrischen Besonderheiten der Reaktorgrube im KKW Armenien, des Reaktordruckbehälters und der Wärmeisolierung in diesem Bereich zur Erstellung einer Datenbank bei NRSC.
3. Analyse von Möglichkeiten der passiven Wasserzufuhr in die Reaktorgrube zur externen Kühlung des Reaktordruckbehälters sowie Pfade zur Ableitung des generierten Dampfes.

Die Ergebnisse werden von ANRA zur Einschätzung und Erstbewertung der möglicherweise vom KKW Armenien vorzulegenden Unterlagen zur IVR benötigt. Bislang wurde die IVR nur bei den in EU-Ländern betriebenen WWER-440/V-213 implementiert oder befindet sich in der Implementierungsphase. NRSC hat im Rahmen des Unterauftrages UA-3317 /CON 15/ eine Recherche zur IVR zu WWER-440-Reaktoren durchgeführt und auf die Anwendbarkeit der Ergebnisse auf das KKW Armenien hin analysiert. Erste Ergebnisse hierzu wurden auf dem bilateralen Treffen im September 2015 vorgestellt /MIN 15a/. Des Weiteren wurden die konstruktiven Besonderheiten bezüglich der potentiellen Kühlung des RDB von außen anhand von KKW-Dokumentationen und Vor-Ort-Begehungen aufgenommen. Die Ergebnisse flossen in den Bericht /HOA 16/ ein.

### **3.2.5 Fortführende Untersuchungen zur Verstopfung des Gebäudesumpfes**

Zusätzlich zu den oben beschriebenen Aktivitäten erfolgte eine Abschätzung der beim neu definierten KMV 1F DN200 freigesetzten und in den Confinementsumpf gespülten Menge an Wärmeisulationsmaterial. Nach dieser Abschätzung beträgt dieses Volumen ca. 5,25 m<sup>3</sup> und ist damit ca. doppelt so groß wie die freigesetzte Menge beim bisher definierten KMV-Kriterium der Aufsichtsbehörde (Bruch der DH-Ausgleichsleitung DN200 direkt unterhalb des Druckhalters). Die armenische TSO NRSC wurde gebeten, diesen Wert bei neuen Störfallrechnungen mit dem COCOSYS-Code zum Containmentverhalten im KKW Armenien zu verwenden und die Ergebnisse der GRS zur Verfügung zu stellen.

### **3.3 Bewertung des Nationalen Stress-Test-Berichtes zum KKW Armenien**

Auf der Basis des vom armenischen Kraftwerk erstellen internen Stress-Test-Berichtes (↗ Kapitel 3.2) hatte die armenische Aufsichtsbehörde ANRA entsprechend den

ENSREG-Kriterien einen Nationalen Stress-Test-Bericht erstellt und im Sommer 2015 bei ENSREG zur Bewertung eingereicht.

Im Rahmen eines Peer Review mit Vor-Ort-Mission wurde dieser Bericht im Mai 2016 durch ein im Auftrag von ENSREG arbeitendes internationales Expertenteam bewertet.

Der GRS wurde durch das BMUB angeboten, einen Experten in dieses internationale Team zu entsenden. Die dazu erforderlichen Arbeiten waren im ursprünglichen Angebot zum vorliegenden Projekt nicht enthalten, sind aber in das Arbeitspaket 2 „Untersuchungen in Auswertung der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi; Einschätzung ausgewählter Nationaler Aktionsprogramme“ aufgenommen worden. Sie fügen sich inhaltlich in die unter Abschnitt 3.2.1 durchgeführten Arbeiten ein und komplettieren die dort erreichten Arbeitsergebnisse. Verwendete Mittel kamen aus freien Kapazitäten von Arbeitsaufgaben, die wie im Kapitel 2.2 dargelegt, nicht ausgeführt werden konnten.

Das Review des Nationalen Stresstestberichtes umfasste drei inhaltliche Schwerpunkte:

1. Plant(s) assessment relative to earthquakes, flooding and other extreme weather conditions;
2. Plant(s) assessment relative to loss of electrical power and loss of ultimate heat sink;
3. Plant(s) assessment relative to severe accident management.

Vom 20. bis 24. Mai 2016 fand die Peer Review Mission im Armenien bei der armenischen Aufsichtsbehörde ANRA statt. Zur Vorbereitung der Mission erarbeitete das Peer Review Team den Entwurf eines Mission Reports in der die Bewertung des Nationalen Stressberichtes zu den obigen inhaltlichen Schwerpunkten dargelegt wurde.

Die GRS zeichnete federführend für den Schwerpunkt 2 verantwortlich, und analysierte und bewertete gemeinsam mit einem Partner von der tschechischen Aufsichtsbehörde SUJB die vom Kraftwerk getroffenen technischen und organisatorischen Maßnahmen zur Beherrschung der zu betrachtenden Ereignisse „Verlust der externen Stromversorgung mit gleichzeitigen Ausfall der alternativen internen Stromversorgung am Standort“ sowie „Verlust der Hauptwärmesenke mit gleichzeitigen Ausfall der externen und alternativen internen Stromversorgung“. Die GRS erstellte dabei den Entwurf des entspre-

chenden Kapitels zum Peer Review Mission Reports. Bewertung und verbliebene offene Fragen wurden bei der Mission mit dem Personal von ANRA, sowie Vertretern der armenischen TSO NRSC und aus dem armenischen Kernkraftwerk in gemeinsamen und themenspezifischen Sitzungen diskutiert und auf dieser Basis der die zu diesem Inhaltspunkt endgültige Fassung des Peer Review Report erarbeitet. Ergebnisse aus dem im Rahmen der Mission erfolgten Besuches des Kernkraftwerkes mit Begehung der interessierenden anlagentechnischen Bereiche sowohl innerhalb als auch außerhalb des Kontrollbereiches, sind in die Bewertung und Abfassung des Reportes mit eingeflossen.

Die Überprüfung und Bewertung der vom Kraftwerksbetreiber getroffenen Maßnahmen, gespiegelt an den ENSREG Stress-Test-Kriterien, ergab, dass die vom Kraftwerk getroffenen technischen Vorkehrungen in ihrer Staffelung grundsätzlich geeignet sind, die beiden Ereignisse „Verlust der externen Stromversorgung mit gleichzeitigen Ausfall der alternativen internen Stromversorgung am Standort“ sowie „Verlust der Hauptwärmenenke mit gleichzeitigen Ausfall der externen und alternativen internen Stromversorgung“ zu beherrschen. Detailliertere Aussagen dazu finden sich im Report /ENS 16/, der die Ergebnisse der Peer Review Mission zusammenfasst, und der mittlerweile auf der Webseite von ENSREG veröffentlicht ist. Ablauf der Mission und Ergebnisse sind in einer Technischen Notiz dargelegt /STN 16/.

### **3.4 Zusammenarbeit mit Sachverständigenorganisationen von WWER-Betreiberländern zur Einschätzung ausgewählter Aktionsprogramme**

#### **3.4.1 Bewertung ausgewählter Modernisierungsmaßnahmen im Zusammenhang mit den Aktionsprogrammen**

Zusammenarbeit mit **SUJB** (Tschechien): Thema dieser Zusammenarbeit war die Bewertung der geplanten und mittlerweile an den Blöcken 1&2 des KKW Dukovany (WWER-440/W-213 implementierten Ertüchtigung des Systems Sicheres Nebenkühlwasser (NKW)). Dazu erfolgte die Auswertung von Unterlagen die seitens SUJB zur Verfügung gestellt wurden, sowie von Ergebnissen einer Internet-Recherche. Die Maßnahme hat die Errichtung separater Kühltürme im System Sicheres NKW der Blöcke 1 bis 4 zum Ziel, sie findet sich im Nationalen Aktionsplan Tschechiens wieder, der im Ergebnis des Stress-Tests erarbeitet wurde.

Mit der Errichtung zusätzlicher, separater Nasszellenkühler am Doppelblock Dukovany 1&2 soll ein potentieller Schwachpunkt bei der Kühlung sicherheitsrelevanter Verbraucher beseitigt werden: die Wärmeabfuhr im System Sicheres NKW ist wegen ungenügender Auslegung der bislang beaufschlagten vier Nasskühltürme bei extremen Windstärken gefährdet. Gleichzeitig wird damit die bislang über die Nasskühltürme bestehende Vermaschung von Haupt- und Sicherem Nebenkühlwasser behoben. Die Möglichkeit, das Sichere NKW auch weiterhin über die großen Kühltürme zu kühlen, bleibt als Option bestehen. Die Anordnung von drei Paar Ventilatorkühltürmen pro Doppelblock in einem gemeinsamen Gebäude folgt der Separierung des NKW-Systems in drei unabhängige Stränge.

Die Ergebnisse der Bewertung und Hintergrundinformationen zum System Sicheres Nebenkühlwasser im KKW Dukovany sind in der Technischen Notiz /KEL 15/ dokumentiert. In diesem Zusammenhang wurde die Frage aufgeworfen, ob ein solches Design ein potentielles generisches Problem sei und auch bei weiteren WWER-440/V-213 identifiziert wurde. Ein Screening des slowakischen Stress-Test-Berichtes sowie weiterer entsprechender Nationaler Aktionspläne erbrachte keinen Hinweis, dass z. B. für die Anlage Bohunice V2, die als erster WWER-440/V-213-Doppelblock der damaligen Tschechoslowakei noch vor Dukovany projektiert wurde, ein solcher Schwachpunkt identifiziert wurde. Rückfragen bei der slowakischen Aufsichtsbehörde UJD erbrachten folgende Informationen: Die für Dukovany 1-4 vorgenommene Trennung der sicherheitsrelevanten Verbraucher vom betrieblichen Kühlsystem war bei Bohunice V2 bereits im Design vorgesehen. Vermutlich aus Kostengründen sei eine solche Lösung bei der späteren Projektierung von Dukovany verworfen worden.

Trotz des beträchtlichen Aufwandes, der mit der Errichtung der Nasszellenkühltürme im KKW Dukovany getrieben wird, wurde aus Sicht der GRS ein weiterer potentieller Schwachpunkt des NKW-Systems, der nicht im Fokus des ENSREG-Stresstests stand, in diesem Modernisierungsschritt (noch) nicht behoben: die Auftrennung des für beide Blöcke gemeinsamen Sicheren NKW-Systems in zwei separate voneinander unabhängige Systeme. Hintergrund der Notwendigkeit der Auftrennung sind die zunehmenden sicherheitstechnischen Anforderungen an Mehrblockanlagen (z. B. seitens WENRA). Damit wird es aus unserer Sicht für CEZ, den Betreiber des KKW Dukovany, mittelfristig schwierig der Aufsichtsbehörde nachzuweisen, dass das modernisierte System trotz Errichtung von separaten Kühltürmen neuesten Anforderungen genügt.

### **3.4.2 Bewertung ausgewählter Maßnahmen in WWER-440 und WWER-1000 Anlagen der Ukraine**

Mit dem SSTC NRS der Ukraine waren gemeinsame Aktivitäten in Auswertung von Maßnahmen aus dem ukrainischen Stress-Test vereinbart worden. Während eines Treffens mit SSTC im September 2015 in Berlin /MIN 15b/ waren aus mehreren Vorschlägen zwei ausgewählt worden. Sie betrafen die Notbespeisung der Dampferzeuger bei längerem Notstromfall (TSA) über 72 Stunden hinaus, sowie vorgenommene Modifizierungen im System der Niederdruck-Kerneinspeisung und Langzeitkühlung an den WWER-440-Anlagen des KKW Rowno 1&2 (V-213).

Beide Maßnahmen wurden ausführlich beschrieben, und einschließlich der formulierten Einschätzung der Aufsichtsbehörde SNRIU dazu in einem Technischen Bericht /ZHA 16/ zusammengefasst. Die auf Basis von GRS-Kommentaren in wesentlichen Teilen modifizierte Endfassung des SSTC-Berichts wurde im Ende April 2016 fertiggestellt. Die Ergebnisse, insbesondere die nach eingehenden Analysen seitens des Betreibers geänderte Herangehensweise zur Langzeitertüchtigung des Dampferzeuger-notspeisesystems liefern der GRS wertvolle Informationen zum Stand der Sicherheitsertüchtigung und Implementierung von Stress-Test-Aktivitäten im KKW Rowno 1&2, dessen Reaktorblöcke noch ca. 15 Jahre weiterbetrieben werden sollen.

Ursprünglich war in Auswertung des Stress-Tests für den zu unterstellenden längerfristigen Totspannungsausfall (wie im ukrainischen Aktionsplan zunächst beschrieben) eine Direkteinspeisung in die DE aus KKW-internen Wasservorräten mit mobilen Dieselpumpen und flexiblen Schlauchverbindungen vorgesehen, da das in den 2000er Jahren komplett neu errichtete und mit Dieselpumpen betriebene DE-Notspeisesystem für die Blöcke 1&2 bei unterstelltem Auslegungserdbeben nicht über ausreichend Wasservorräte für einen Betrieb des Systems über 72 Stunden hinaus verfügte, der vorgesehene Reservevorratsbehälter jedoch nicht die nach neuesten Anforderungen erforderliche seismische Auslegung besitzt. Später ist die o. g. „Standardvariante“ für die Notbespeisung der DE im TSA-Fall mit mobilen Pumpen, wie sie in vielen anderen WWER-Anlagen vorgesehen wird, nach erneuter Analyse verworfen worden. Anstelle des periodischen Nachspeisens einzelner DE beider Blöcke mit mehrfachem Umsetzen der mobilen Pumpe und Schlauchverbindungen bzw. einem höheren Bedarf an mobilen Pumpen genügt bei der jetzigen Lösung das einmalige Nachspeisen des systeminternen Vorratsbehälters mit einer mobilen Pumpe zur Gewährleistung einer siche-

ren sekundärseitigen Wärmeabfuhr über 72 Stunden hinaus. Dieselbe Pumpe steht damit überwiegend zum Nachspeisen der beiden BE-Becken zur Verfügung.

Die Realisierung einer Durchsatzregelung durch die Kühler im System zur Niederdruck-Kerneinspeisung und Langzeitkühlung erlaubt nunmehr eine kontrollierbare Stabilisierung der Abkühlgeschwindigkeit des PKL und vermeidet damit unerwünschte Transienten wie Druckanstieg im kalten Zustand oder das Nichteinhalten der maximal zulässigen Abkühlgeschwindigkeit.

Im Zusammenhang mit der oben beschriebenen technischen Lösung zur Notbespeisung der Dampferzeuger, bei der im TSA-Fall eine geringere Anzahl bzw. effektivere Nutzung der vorzuhaltenden Reserven an mobilen Notstrom-DG möglich ist, steht eine weitere Untersuchung der GRS zum Einsatz (bzw. zunächst zur Beschaffung) mobiler Notstrom-DG in ukrainischen KKW. Anders als in den Stress-Test-Aktionsplänen für z. B. russische WWER-Anlagen (und Nationaler Aktionspläne in weiteren Ländern) hat die ukrainische Betreiberorganisation entschieden, für alle 15 Reaktorblöcke die in der Ukraine an vier Standorten in Betrieb befindlich sind, mobile Notstromdiesel mit einer Leistung von 800 kW und einer Spannung von 0,4 kV vorzuhalten, und auf das Vorhalten von 6 kV Dieseln völlig zu verzichten.

Im Ergebnis entsprechender Analysen hat sich, u. a. auch aus finanziellen Gründen und zur Vereinheitlichung des Ausrüstungsparks das Konzept der durchgängigen Vorhaltung von 0,4 kV-DG durchgesetzt. Deren Installation ist Bestandteil des Modernisierungsprogramms CCSUP.

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

### **4.1 Zielstellung**

In Zusammenarbeit mit den TSO bzw. Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden Armeniens, Bulgariens, Russlands, der Slowakei und der Ukraine werden Stör- und Unfallanalysen sowohl für das Verhalten des Primärkreislaufes als auch des Containments/Störfalllokalisierungssystems von KKW mit WWER-440 und WWER-1000 durchgeführt. Hierbei kommen die bei der GRS entwickelten Rechencodes ATHLET und COCOSYS und ihre gekoppelte Version zur Anwendung. Schwerpunkte bilden einerseits Analysen im Zusammenhang mit Nachweisen und Lösungen zur Beseitigung von Sicherheitsdefiziten, andererseits Untersuchungen zu Störfallprozeduren (EOP) und Handlungsempfehlungen bei Unfällen mit schwerem Kernschaden (SAMG).

Ausgehend von der erfolgreichen Zusammenarbeit im Vorläufervorhaben 3611101512 - INT Ost/INSC mit den Sachverständigenorganisationen SSTC NRC (Ukraine), NRSC (Armenien), ENPRO (Bulgarien) und der slowakischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde UJD werden im AP 3 die im Folgenden aufgeführten Schwerpunkte bearbeitet, die sich in 5 Arbeitspunkte unterteilen:

- Anwendung der gekoppelten Codes ATHLET und COCOSYS in Analysen für KKW mit WWER-440 (↗ Kapitel 4.2)

Die Arbeiten aus den Vorläufervorhaben INT Ost/INSC zur Kopplung von ATHLET und COCOSYS für das KKW Kola-3/4 (WWER-440/W-213) sollen in Zusammenarbeit mit SEC NRS fortgeführt werden. Diese Arbeiten unterteilen sich in:

- Auswahl des zu untersuchenden Störfalles (z. B. Leckstörfall bei gleichzeitigem Ausfall der Stromversorgung) und Erweiterung der im Vorläufervorhaben erstellten stand-alone Datensätze für das KKW Kola um die notwendigen Daten zur Kopplung;
- Durchführung der stand-alone und gekoppelten Rechnungen, Vergleich der Ergebnisse.

- Untersuchung postulierter Stör- und Unfälle im KKW Armenien unter Anwendung der GRS-Codes ATHLET (ATLAS) und COCOSYS (↗ Kapitel 4.3)

In Gesprächen mit NRSC (TSO der armenische Behörde) wurde vorgeschlagen, dass sich die Zusammenarbeit zu diesem Punkt auf Analysen mit COCOSYS zu einem postulierten Unfallszenario mit Ausfall der Stromversorgung (TSA) im KKW Armenien-2 (WWER-440/W-270) konzentriert. Die Analysen umfassen:

- Fortführung der im Vorläufervorhaben INT Ost/INSC begonnenen Untersuchungen zu EOPs mit dem ATLAS-Analysesimulator;
  - die Überarbeitung des vorliegenden feinnodalierten Datensatzes für das KKW Armenien-2 für das Unfallszenario;
  - die Durchführung von COCOSYS-Rechnungen zur Wasserstoffverteilung, Flammenausbreitung und Wasserstoffverbrennung unter Nutzung des ATLAS-Programms zur Ergebnis-Visualisierung;
  - die Berücksichtigung mitigativer Maßnahmen in den COCOSYS-Rechnungen zur Ergänzung der Bewertungsarbeiten zum Stress-Test-Bericht im AP 2.
- Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen zu Ergebnissen aus Stör- und Unfalluntersuchungen für KKW mit WWER (↗ Kapitel 4.4)

Der Schwerpunkt der Arbeiten liegt auf Analysen zu COCOSYS-Ergebnissen unter Anwendung des GRS-Codes SUSA und umfasst nachfolgenden Aufgaben:

- gemeinsam mit NRSC (TSO, Armenien) Durchführung einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse zu Ergebnissen aus COCOSYS-Störfallrechnungen für das KKW Armenien-2 (WWER-440/W-270) unter Berücksichtigung Containment-relevanter Modernisierungsergebnisse;
  - gemeinsam mit SEC NRS (TSO, RF) und/oder ENPRO (TSO, Bulgarien) Durchführung einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse zu Ergebnissen aus COCOSYS-Unfallrechnungen für ein ausgewähltes KKW mit WWER-1000 (z. B. Rechnungen eines Unfallszenarios mit gefilterter Druckentlastung).
- Analytische Untersuchungen zur Schmelzeausbreitung in WWER-1000-Anlagen nach Versagen des Reaktordruckbehälters (↗ Kapitel 4.5)

Vorgesehen sind gemeinsame Untersuchungen unter Anwendung des LAVA-Modells in COCOSYS mit ENPRO (TSO, Bulgarien) nach Versagen des Reaktordruckbehälters mit nachfolgendem Aufgabenumfang:

- der im Vorläufervorhaben INT Ost/INSC verwendete COCOSYS-Datensatz für das KKW Kosloduj-5/6 (WWER-1000/W-320) wird um die Daten für LAVA zur Schmelzeausbreitung nach RDB-Versagen sowie die Freisetzungsraten (aus MELCOR oder ATHLET-CD) ergänzt;
  - mit dem modifizierten Datensatz werden Analysen zur Ausbreitung der Schmelze mit dem LAVA-Modell durchgeführt;
  - die LAVA-Ergebnisse werden in weiterführenden Analysen unter Nutzung von MEDICIS verwendet und Schlussfolgerungen auch im Zusammenhang mit den im AP 2 getroffenen Einschätzungen abgeleitet.
- Komplexe Unfalluntersuchungen mit COCOSYS für WWER-Anlagen (↗ Kapitel 0)

Dieser AP beinhaltet gemeinsame Untersuchungen mit Sachverständigenorganisationen der Slowakei und der Ukraine zu Prozessen bei Unfällen in WWER-Anlagen wie z. B. Wasserstoffbrände und Beton-Schmelze-Wechselwirkungen. Vorgesehen sind folgende Arbeiten:

- Nutzung des mit UJD (Behörde, Slowakei) gemeinsam entwickelten feinnodalierten Datensatzes für eine generische Anlage mit WWER-440/W-213 in komplexen Unfallanalysen d. h. mit Nutzung der Modelle COMB/FRONT zur Flammenfrontausbreitung bei H<sub>2</sub>-Verbrennungen und MEDICIS für Beton-Schmelze-Wechselwirkungen z. B. für ein Szenario mit Spannungsausfall;
- Nutzung des mit SSTC NRS (TSO, Ukraine) erarbeiteten WWER-1000-Datensatzes mit feiner Kuppelunterteilung in komplexen Unfallanalysen d. h. mit COMB/FRONT und MEDICIS z. B. für ein Szenario kleiner Kühlmittelverluststörfall mit Spannungsausfall.

## **4.2 Anwendung der gekoppelten Codes ATHLET und COCOSYS in Analysen für KKW mit WWER-440**

### **4.2.1 Anwendung von ATHLET-COCOSYS für KKW mit WWER-440/W-213**

In Kooperation mit SEC NRS (Russland) sollten auf Basis der Ergebnisse aus den Vorläufervorhaben Arbeiten zur Vervollständigung und Kopplung von ATHLET- und COCOSYS-Datensätzen für die WWER-440/W-213 Referenzanlage KKW Kola-3/4 weitergeführt werden. Von der GRS wurden dabei im ersten Arbeitsschritt die Datensätze an die aktuellen Programmversionen ATHLET 3.0A und COCOSYS V2.4v3 angepasst. Damit wurde die im Vorläufervorhaben INT Ost/INSC /GRS 14/ dokumentierte, gekoppelte Testrechnung zum Auslegungstörfall 'Doppelendbruch der Hauptkühlmittelleitung' wiederholt. Insbesondere bezüglich der ATHLET-Ergebnisse traten zwischen der stand-alone und der gekoppelten Programmversion ATHLET/COCOSYS Abweichungen auf, die auf unterschiedliche Intel FORTRAN Compiler Versionen zurückzuführen sind und damit von der GRS nicht beeinflussbar waren. Nach Übergang zum Intel Composer 2013 für die COCOSYS und die gekoppelte ATHLET/COCOSYS-Programmversion haben sich diese Probleme weitgehend gelöst. Die ATHLET- und COCOSYS- Datensätze, ein im Vorläufervorhaben erstellter Bericht mit der Beschreibung ihrer Kopplung und die aktuellen Programmversionen wurden an SEC NRS übersandt.

Von den SEC-NRS-Experten erfolgten parallel dazu erste Aktivitäten zur Modifikation der ATHLET- und COCOSYS-Datensätze durch aktuelle Anlagendaten /EMA 15a/. Die Experten sollten die von GRS übersandten Datensätze überprüfen, wobei insbesondere die in den letzten Jahren in Russland an den WWER-440/213-Anlagen durchgeführten Modernisierungsmaßnahmen der Sicherheitssysteme implementiert werden sollten. Das nächste für April 2015 vorgesehene Projektmeeting GRS - SEC NRS fand nicht mehr statt (↗ Kapitel 2.2).

In den gekoppelten COCOSYS-Datensatz für das KKW Kola wurden durch die GRS bereits Informationen für die Modellierung des Aerosol- und Spaltproduktverhaltens im Containment eingebaut. Da der erreichte Stand der ATHLET-CD-Simulation für WWER-440/W-213 aber noch keine Spaltproduktfreisetzung in das Containment umfasste (siehe auch Kapitel 4.2.2), konnten diese Modelle noch nicht verwendet werden. Deshalb wird im COCOSYS-Datensatz die Nachzerfallswärme gegenwärtig noch vereinfacht auf Basis von Ergebnissen aus dem Integralcode MELCOR simuliert.

Zum Übergang zu anlagenspezifischen Kerninventaren auf der Basis des Codes OREST96 sind Informationen zur Brennstoffzusammensetzung, der Anreicherung, der Kerengeometrie sowie des Abbrandes zum Störfallzeitpunkt in der Referenzanlage Kola erforderlich. Zur Erstellung der entsprechenden FIPISO-kompatiblen Bibliotheken wurde für das KKW Kola-3/4 ein Dokument mit den erforderlichen Daten erstellt und an SEC NRS geschickt. SEC NRS wurde gebeten, diese generischen WWER-440/W-213 Daten auf Korrektheit für Kola-3/4 zu überprüfen und ggf. zu korrigieren. Auch dieser Versuch, die laut SEC NRS fehlende Freigabe zur Übergabe von Daten an GRS zu umgehen, hat nicht zum Erfolg geführt, d. h. SEC NRS gab keinen Kommentar oder gar eine Bestätigung der Daten.

Da SEC NRS an diesem Punkt seine Mitarbeit im Projekt praktisch einstellte, wurden die unter diesem Arbeitspunkt geplanten Aktivitäten mit dem SSTC NRS (Kiew, Ukraine) weiter bearbeitet. Mit Experten des SSTC NRS fanden hierzu im Juli 2015 in Kiew /MIN 15f/ und Ende September 2015 in Berlin /MIN 15b/ Projektgespräche statt. Diese Aktivitäten zu gekoppelten ATHLET-COCOSYS Analysen sind Gegenstand von Task B des Unterauftrages UA-3322 /CON 15a/. Im Dezember 2015 fand in der GRS Berlin ein weiteres Projektmeeting mit Schwerpunkt zur Kopplung von ATHLET/ATHLET-CD und COCOSYS statt /MIN 15g/. SSTC NRS präsentierte auf dem Meeting einen Überblick über die in der Vergangenheit mit ATHLET und COCOSYS durchgeführten Störfallanalysen zum KKW Rowno-1/2 (WWER-440/213). Die GRS gab eine Einführung in die Kopplung von ATHLET-CD V3.0A – COCOSYS V2.4v3. In mehreren Vorträgen und anhand von Beispielen wurde die Funktionsweise der Schnittstelle zwischen den beiden Programmen dargelegt. Zunächst wurden die Grundlagen der Programmorganisation aufgezeigt und daraufhin die notwendigen Modifikationen im Eingabeschema von COCOSYS erklärt. Die Experten der GRS erklärten notwendige Erweiterungen der stand-alone ATHLET- und COCOSYS-Datensätze zur Umsetzung der Kopplung anhand einer generischen Anlage und übergaben Beispieldatensätze für gekoppelte Rechnungen an SSTC NRS. Sie installierten die gekoppelte Programmversion auf einem Laptop von SSTC NRS. Anschließend wurde eine Beispielerrechnung durchgeführt und die Ergebnisse kurz besprochen, um die Verwendung des gekoppelten Codesystems und die Möglichkeiten der vorhandenen Werkzeuge für die Ergebnisverarbeitung darzulegen.

Auf dieser Basis sind von SSTC NRS die alten ATHLET- und COCOSYS-Datensätze für das KKW Rowno-1/2 auf die neuen Programmversionen aktualisiert und mit Unterstützung der GRS zunächst die stand-alone Rechnungen mit beiden Codes durchge-

führt worden. Im Anschluss daran erfolgten die Kopplung der Datensätze und die Durchführung erster ATHLET/COCOSYS-Analysen. Im Mai 2016 wurde von SSTC NRS ein Berichtsentwurf zur Dokumentation der Ergebnisse übersendet und von der GRS kommentiert. Die GRS empfahl, die verwendeten Anfangs- und Randbedingungen und die Modellannahmen genauer zu dokumentieren. Zum ATHLET-Datensatz wurden Empfehlungen zur Verbesserung der Dampferzeuger-Modellierung gegeben. SSTC NRS hat den Bericht unter Berücksichtigung der GRS-Kommentare modifiziert, was auch die Wiederholung der ATHLET/COCOSYS-Analysen mit den vorgeschlagenen Änderungen im ATHLET-Datensatz beinhaltet. Die Ergebnisse sind im Bericht zum Task B des Unterauftrags UA-3322 /ZHA 16a/ an die GRS übergeben worden.

In diesem SSTC-Bericht werden für das angenommene Unfallszenario "Äquivalentleck 1F DN200 im kalten Strang der Hauptkühlmittelleitung mit gleichzeitigem totalen Stromausfall" im KKW Rowno, Block 1, die durchgeführten stand-alone und gekoppelten Rechnungen mit ATHLET und COCOSYS beschrieben. Wie vereinbart wurden diese Analysen bis zum Beginn der Kernzerstörung durchgeführt. Für eine Fortsetzung über diesen Zeitpunkt hinaus muss zu ATHLET-CD gewechselt werden, da ATHLET keine Modelle zur Kernzerstörung enthält. Auf Grund der Annahme des gleichzeitigen Eintritts von Bruch und totalem Verlust der Stromversorgung (auslegungsüberschreitende Annahme) wird diese Grenze bereits nach ca. 10 Minuten erreicht. Kriterium für den Beginn des Kernversagens ist der Anstieg der maximalen Hüllrohrtemperatur über 1 200 °C. Der Vergleich der Ergebnisse der stand-alone und der gekoppelten Rechnungen zeigt, dass die wesentlichen Parameter gut übereinstimmen. Einen kleinen Einfluss haben die in der gekoppelten Rechnung berücksichtigten Wärmeverluste von den Kühlkreisläufen in das Containment. Der berechnete maximale Containmentdruck ist in der gekoppelten ATHLET/COCOSYS-Rechnung um ca. 1 kPa höher, die maximale Temperatur im Prinzip gleich. Der in der späten Phase höhere Containmentdruck bewirkt als Gegendruck für das Ausströmen aus dem Leck einen geringeren langzeitigen Wasser- und Dampfaustrag, was in der gekoppelten Rechnung in ATHLET das Erreichen des Kriteriums für das Kernversagen (Hüllrohrtemperatur > 1 200 °C) um ca. 10 s verzögert. Zusammenfassend wird festgestellt, dass der Einfluss der Kopplung im analysierten Szenario bedeutungslos ist. Ursache ist der Fakt, dass das Ausströmen aus dem Bruch die überwiegende Zeit unter kritischen Druckverhältnissen erfolgt und damit der Containmentdruck keine Rolle spielt. Dies wird sich bei der Weiterführung der Analyse mit ATHLET-CD in der Langzeitphase ändern oder bei Untersuchung anderer Szenarien, insbesondere mit aktiven Notkühlsystemen, die das Wasser aus dem

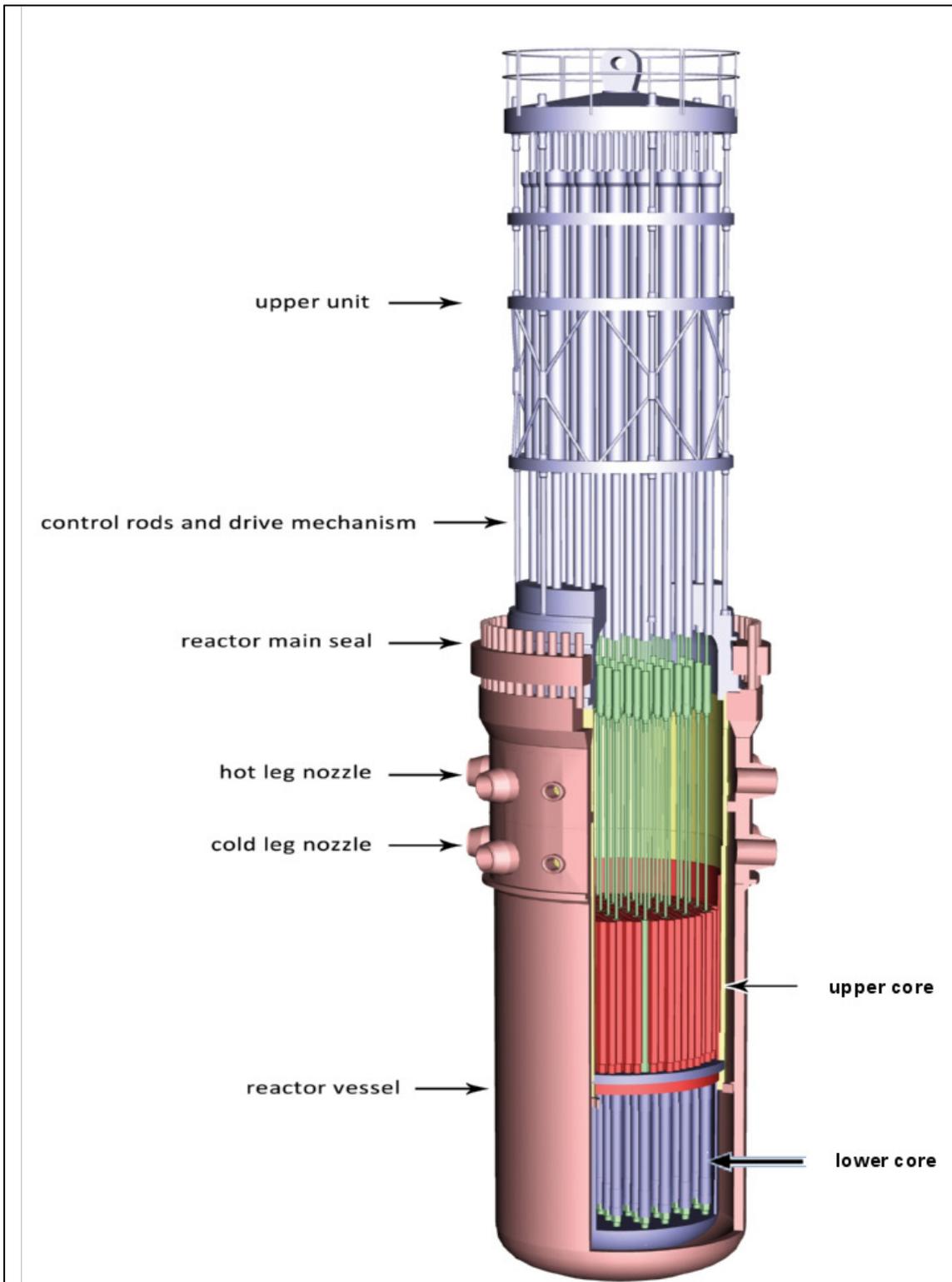
Containmentsumpf verwenden. Eine Fortsetzung der gemeinsamen Arbeiten zu gekoppelten Analysen zu WWER-440/213 wird empfohlen.

#### **4.2.2 Modellierung eines WWER-440/W-213-Reaktorkerns mit ATHLET-CD**

Parallel zu den Kopplungsaktivitäten liefen GRS-Arbeiten zur Modellierung eines WWER-440-Reaktorkerns mit ATHLET-CD. Zielsetzung war die Erweiterung des vorliegenden generischen ATHLET-Datensatzes für das KKW Kola-3 (WWER-440/W-213) auf einen ATHLET-CD 3.0a Datensatz, um Anwendern die Möglichkeit zu geben, auch Unfallszenarien mit schwerem Kernschaden für diesen Reaktortyp zu simulieren. Die wesentliche Schwierigkeit, die sich bei dieser Erweiterung des ATHLET-Datensatzes stellt, resultiert aus dem speziellen Design der automatischen Regelkassetten (Brennstab-Steuerstab-Kombination), welches im aktuellen ATHLET-CD Programmpaket nicht enthalten ist. Abbildung 4.1 zeigt schematisch einen WWER-440/W-213-Reaktordruckbehälter mit dieser Brennstab-Steuerstab-Kombination. Der Einsatz dieser Kombination führt, begründet durch das ATHLET-CD Module ECORE, zur Beschränkung der Analyse der freigesetzten Spaltprodukte auf den oberen Kernbereich.

Der im Rahmen des Vorhabens gewählte Modellierungsansatz für dieses spezielle Kerndesign realisiert den Energieeintrag, der nach Reaktorschnellabschaltung in den unteren Kernbereich verlagerten Steuerstab-Brennstab-Kassetten, anhand zusätzlicher, im unteren Kernbereich applizierter HEATADD-Elemente. Das ATHLET-Modell der HEATADD-Elemente ermöglicht es, diesen zusätzlichen Energieeintrag in Form eines thermischen Energiequellterms bilanziell im unteren Kernbereich zu berücksichtigen und wurde für die zweite Pilotrechnung verwendet (s. u.).

Ein HEATADD-Element ist ein erweitertes Wärmeleitobjekt, welches neben dem Wärmetransport die zusätzliche Möglichkeit bietet, einen axialen Energiequellterm zu definieren, welcher über ein GCSM-Signal zur Steuerung des zeitabhängigen Leistungseintrags verwendet werden kann.



**Abb. 4.1** WWER-440/W-213-Reaktordruckbehälter mit charakteristischer Brennstab-Steuerstab-Kombination

Zur Abschätzung der hierbei auftretenden Abweichung wurden zwei Pilotrechnungen durchgeführt, die den Einfluss der verlagerten automatischen Regelkassetten auf den zeitlichen Verlauf der Simulation untersuchen. Für die Rechnungen wurde das Un-

fallszenario eines TSA (Station Blackouts) in Verbindung mit einem 2F-Bruch in einem der sechs heißen Stränge betrachtet.

**Rechnung 1:** Es findet keine Verlagerung der 37 Brennstab-Steuerstab-Kassetten nach Reaktorschnellabschaltung statt und somit auch keine räumliche Verlagerung dieses Teils der Energie in das untere Plenum.

**Rechnung 2:** Nach Reaktorschnellabschaltung fahren, wie vorgesehen, die 37 Brennstab-Steuerstab-Kassetten ein, wodurch sich anschließend im oberen Kernbereich 37 Steuerstab-Kassetten und im unteren Teil 37 Brennstab-Kassetten befinden. Die durch die räumliche Verlagerung der Nachzerfallsleistung entstandene Verringerung des Energieeintrages im oberen Kernbereich wird bilanziell erfasst und durch die Verwendung des zusätzlichen thermischen Energiequellterms der HEATADD-Elemente im unteren Kernbereich berücksichtigt.

Wesentliche Ergebnisse der ATHLET-CD-Pilotrechnungen für dieses Unfallszenario und die Beschreibung der hierfür durchgeführten Datensatzerweiterung sind in der Technischen Notiz /KON 15/ beschrieben.

Es zeigte sich, dass auf Basis der aktuell verfügbaren ATHLET-CD Modelle für das genannte Unfallszenario für den Zeitraum bis 10 000 s erste verwertbare Erkenntnisse hinsichtlich der Spaltprodukt- und Wasserstoff-Generation sowie deren Transport im Primärkreislauf gewonnen werden konnten.

Einschränkung hierbei ist, dass gegenwärtig derartige Untersuchungen nur bis zum Einsetzen der Brennstabzerstörung im unteren Kernbereich („lower core“ in Abbildung 4.1) durchgeführt werden können, da ab diesem Zeitpunkt die wesentlichen Energiebeiträge, sowohl aus Oxidationsvorgängen und Spaltproduktfreisetzung, als auch aus den mechanischen Strukturveränderung aufgrund der Kerndegradation nicht simulierbar sind.

Die im Zusammenhang mit den beiden Pilotrechnungen ermittelte Menge an freigesetztem Wasserstoff am Ausgang der 2F-Bruchstelle, liegt weit unterhalb der für dieses Szenario mit anderen Codes berechneten Größenordnung. Dies lässt sich einerseits durch die inadäquate Modellierungsmöglichkeit des speziellen Kerndesign und durch den verfrühten Abbruch der Simulation erklären.

Eine weitere Erkenntnis aus diesen Arbeiten ist, dass eine korrekte Simulation der Spätphase für WWER-440/W-213 nur nach entsprechender Erweiterung des Brennstab/Steuerstab-Modells im ECORE-Module möglich ist, um die heterogenen Brennstoffverteilung, wie sie bei diesem Reaktortyp nach dem Einfahren der Steuerstab-Brennstab-Kassetten im oberen und unteren Kernbereich vorliegt, zu erfassen.

Eine im zweiten Jahr des Vorhabens durchgeführte Vorstudie konzentrierte sich auf die Untersuchung von Erweiterungsmöglichkeiten des vorliegenden WWER 440-Datensatzes für den Code hinsichtlich einer verbesserten Beschreibung und Darstellung der für diesen Reaktortyp typischen Brennstab-Steuerstab-Konfiguration.

Die Ergebnisse vorangegangener Simulationen für das auslegungsüberschreitende Unfallszenario Station Black Out zeigten, dass auf der Basis der vorliegenden ATHLET-CD Modelle, für die Unfall-Frühphase und unter Vernachlässigung der Brennstabzerstörung, im unteren Kernbereich erste verwertbare Ergebnisse bezüglich der Spaltprodukt- und Wasserstoff-Erzeugung im oberen Kernbereich sowie deren Transport im Primärkreislauf bestimmbar sind.

Die Möglichkeit einer weiterführenden Spätphasen-Betrachtung bei diesem Reaktortyp für das o. g. Szenario, d. h. die Darstellung der strukturelle Zersetzung und Spaltproduktfreisetzung im unteren Kernbereich, ist durch die derzeit vorliegenden Kernmodelle im ATHLET-CD Programm nicht abbildbar.

Im Rahmen dieser Vorstudie sollte somit geklärt werden, welche weiteren Möglichkeiten für eine verbesserte Beschreibung des Unfall-Szenarios generell und für den unteren Kernbereich im Speziellen bestehen, unter Anwendung und geringfügiger Modifikation der vorliegenden Modelle.

Zur Klärung dieser Frage wurden zwei Modellansätze gewählt, welche beide aus einer Darstellung des unteren Kernbereichs durch das ATHLET-CD Modul ECORE zur Beschreibung der Brennstabzerstörung und Spaltproduktfreisetzung in diesem Bereich bestehen. Für die Simulation des oberen Kernbereichs wurden die Ansätze HEATADD-Element und ATHLET Kernmodells ROD gewählt.

Für beide Modellansätze muss festgehalten werden, dass sie nicht zur die Beschreibung eines Integritätsverlustes innerer Strukturen geeignet sind und vornehmlich für die Darstellung von Auslegungsstörfällen konzipiert wurden.

Bei der Simulation mit dem ersten Modellansatz zeigt sich, dass nach Trockenlegung des oberen Kerns die Temperatur in diesem Bereich auf unrealistische hohe Werte ansteigt. Dies ist der Tatsache geschuldet, dass das HEATADD-Modell keine Oxidations-, und Degenerationsmöglichkeiten wie das ECORE-Modell bietet und somit der Kern aufgrund der hohen Temperatureinwirkung keine strukturellen Änderungen, wie Schmelzen und Materialumlagerung erfahren kann. Im Ergebnis kommt es zu einem Abbruch der Simulation nach ca. 6 500 s nach Station Black Out.

Der zweite Modellansatz basiert auf der parallelen Verwendung der beiden Kernmodelle ROD (ATHLET) für den oberen Bereich und ECORE (ATHLET-CD) für den unteren Bereich innerhalb eines Datensatzes.

Es zeigt sich, dass ein Parallelbetrieb beider Modelle in der aktuellen ATHLET-CD Version nicht durch geringfügige Modifikation des Quellprogramms realisierbar ist, da beide Modelle zur Laufzeit die gleichen internen Speicherbereiche allokieren und auch beschreiben, so dass eine Auswertung der Ergebnisse unmöglich wird. Nach Rücksprache mit dem zuständigen Entwickler bestehen keine weiteren Modellierungsmöglichkeiten, die über die erreichte Genauigkeit des Modellansatzes der vorangegangenen Rechnung hinausgehen.

Es bestehen somit auch weiterhin keine Überprüfungs- und Validierungsmöglichkeiten der bis dato als Quellterm für fortführende Containment-Rechnungen verwendeten MELCOR-Ergebnisse und damit für die Simulation von auslegungsüberschreitenden Störfällen dieses Reaktortyps mit dem ATHLET-CD Programm in der Spätphase.

Eine Vertiefung des im Rahmen des Vorhabens durchgeführten Erfahrungs- und Informationsaustausches mit der slowakischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde UJD /MIN 16/ ist auf der Basis der derzeit realisierbaren ATHLET-CD-Ergebnisse nur schwer möglich.

Unter Berücksichtigung der verhältnismäßig großen Anzahl an Reaktoren dieses Typus in geographischer Nähe zu Deutschland und der für eine adäquate Sicherheitsbewertung nicht hinreichenden Fehlerabschätzung von ca. 10 % (Anteil der kombinierten Brenn- und Steuerstäbe im Reaktorkern) der aktuell erreichbaren Ergebnisse in der Unfall-Frühphase besteht somit die Notwendigkeit für eine ATHLET-CD Modell-erweiterung. Die gegenwärtig vorhandenen Modelle geben keinerlei Aufschluss über:

- ein mögliches Einsetzen von Rekritikalität nach Verlagerung der Kernschmelze aus dem oberen in den unteren Kernbereich
- den Einfluss des unteren Kernbereichs auf die Gesamtbilanz von Spaltproduktfreisetzung und langzeitiger Wasserstoffherzeugung und -austrag in der Unfall-Spätphase.

Die hierfür durchzuführende konsequente Entwicklung und Implementierung eines adäquaten Brenn- und Steuerstab-Modells für diesen Reaktortyp muss für eine belastbare Sicherheitsbewertung ein gleichzeitiges Darstellen und Simulieren der physikalischen, chemischen, radiologischen und strukturellen Prozesse sowohl im oberen als auch unteren Kernbereich ermöglichen.

Die Ergebnisse der Vorstudie liegen für zukünftige, weiterführende Untersuchungen zu diesem Reaktortyp zusammengefasst im Bericht /KON 16/ vor.

#### **4.2.3 ATHLET-CD-Untersuchungen zum Brennelement-Verhalten im Lagerbecken von WWER-1000-Anlagen**

Als Folge der Katastrophe von Fukushima wurden bereits in /GRS 14/ erste Aktivitäten zum Kühlausfall im Brennelementlagerbecken eines WWER-1000-Reaktors durchgeführt, die im Rahmen des hier dokumentierten Vorhabens fortgesetzt wurden. Hierzu wurden zunächst auf dem Projekttreffen mit ENPRO im Februar 2015 in der GRS Berlin /MIN 15/ die im vorherigen Vorhaben erzielten Ergebnisse zu den Simulationen eines Kühlausfalls in einem Brennelementlagerbecken eines WWER-1000 dargestellt und als Diskussionsgrundlage für weitere Arbeiten zugrunde gelegt.

Auf Basis der Diskussionen wurden von ENPRO ergänzenden Materialdaten für die Wände des Brennelementlagerbeckens bereitgestellt, so dass der Eingabedatensatz ergänzt werden konnte. Das Hauptaugenmerk der Datensatzerweiterung lag aber auf der Implementierung einer feineren Nodalisierung im Kernbereich. Hierbei wurde der eine Strömungskanal in vier parallele Strömungskanäle aufgeteilt, die jeweils einem Objekt zugewiesen wurden, die den entsprechenden Anteil von Brennelemente repräsentieren. Im ursprünglichen Datensatz waren alle vier Kernbereiche mit dem einen Strömungskanal verbunden, so dass ein nahezu gleichmäßiges Verhalten aller Brennelemente simuliert wurde. Durch die verfeinerte Nodalisierung des Kernbereichs und die damit verbundenen Querströmungen zwischen den Strömungspfaden war eine de-

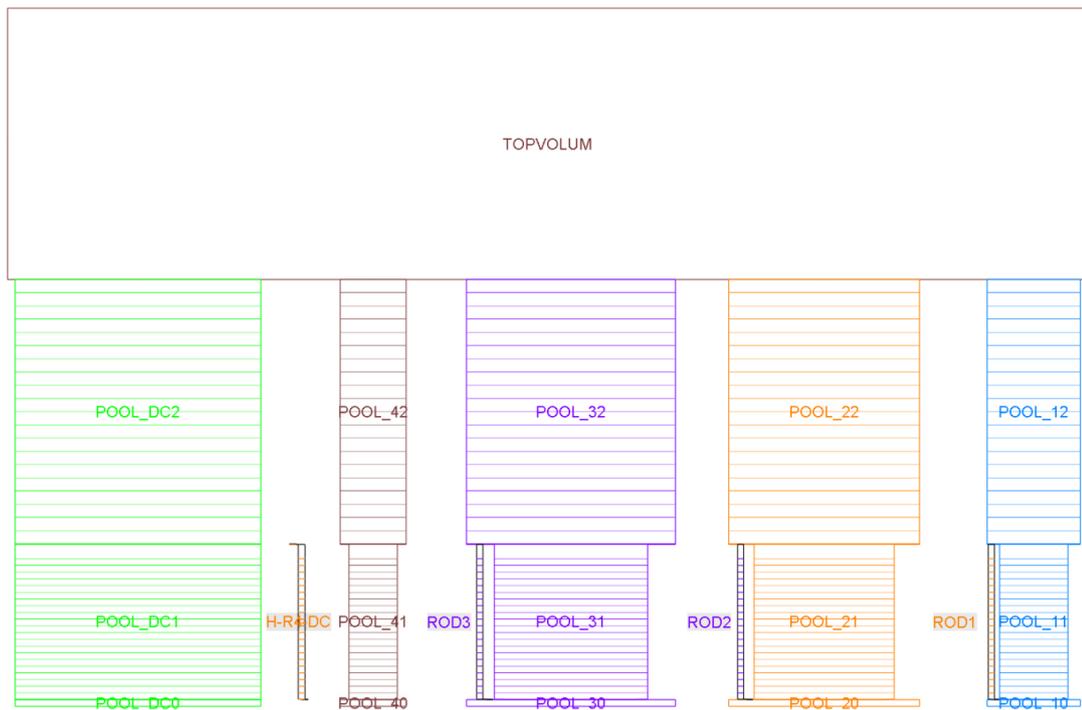
tailliertere Abbildung der Prozesse im Kern möglich. Des Weiteren wurden analog zum Kern auch die Strömungspfade unterhalb der Brennelemente, d. h. im Bereich der Brennelementfüße sowie oberhalb des aktiven Kernbereichs neu strukturiert, so dass insgesamt fünf parallele Strömungskanäle mit drei aufeinanderfolgenden Objekten berücksichtigt wurden (vgl. Abbildung 4.2). Neben den vier Kernkanälen ist noch ein sogenannter Downcomer dargestellt, der die freien äußeren Positionen des Brennelementlagerbeckens simuliert. Da die Brennelemente einerseits durch die Kassetten getrennt sind und andererseits in den Lagergestellen positioniert werden, wurde die Querströmung zwischen den einzelnen Kernkanälen sowie dem äußeren Downcomer im Bereich der Brennelemente unterbunden, so dass der Queraustausch zwischen dem inneren und dem äußeren Bereich nur unterhalb und oberhalb möglich war. Oberhalb des Pools wurde das Gebäude (Containment) mit Hilfe eines einzelnen Objektes abgebildet. Die während des Betriebs zum Schutz vor herabfallenden Teilen oberhalb des Lagerbeckens installierte Folie wurde nicht berücksichtigt. Insgesamt wurde der Eingabedatensatz dahingehend entwickelt, dass eine gekoppelte Rechnung mit dem Containmentcode COCOSYS möglich ist, was eine detailliertere Abbildung der Prozesse im Containment und deren evtl. Rückwirkung auf das Brennelementlagerbecken ermöglicht. Die Ergebnisse der Datensatzerweiterung wurden auf einem gemeinsamen Projekttreffen mit ENPRO im Oktober 2015 in der GRS Berlin vorgestellt und diskutiert /MIN 15d/.

Eine kurze Datensatzbeschreibung, die Analyseergebnisse und ihre Interpretation sind Bestandteile der Technischen Notiz /HOL 16/.

Auf Basis der erzielten Ergebnisse aus /GRS 14/ wurden zwei Szenarien zugrunde gelegt. Einerseits mit einer Beladung des Brennelementlagerbeckens während des Normalbetriebs und andererseits mit einem zusätzlichen frisch ausgeladenen Kern. Die Simulationen des Szenarios mit dem frisch ausgeladenen Kern wurden von ENPRO durchgeführt und mit der Simulation des gleichen Szenarios mit MELCOR verglichen und bewertet.

Die Analysen für das Szenario mit der geringeren Leistung wurden von der GRS durchgeführt. Die Randbedingungen waren an die der vorhergehenden Analyse angelehnt, d. h. in dem Störfallszenario werden der Ausfall der Kühlung (nicht der Verlust des Kühlmittels) sowie der Ausfall aller (Not-)Kühlsysteme während des Normalbetriebs unterstellt. Hierbei ist der Füllstand im Lagerbecken geringer als während des

Brennelementtransports bei Revision, so dass ein geringeres Wasserinventar vorhanden ist.



**Abb. 4.2** ATHLET-CD, WWER-1000/W-320, Nodalisierung des Brennelementlagerbeckens mit vier Kernkanälen und Downcomer

Nachdem das Wasserinventar durch die über die Brennelemente zugeführte Energie bis auf Sättigungsbedingungen aufgeheizt wurde, fällt der Wasserspiegel aufgrund der einsetzenden Verdampfung, so dass etwa 115 h nach Kühlungsausfall die Oberkante der aktiven Länge der Brennelemente erreicht wurde. Durch den weiteren Abfall des Wasserspiegels wurden die Brennelemente freigelegt, so dass es zunächst nur zu einer gemäßigten linearen Temperaturerhöhung kam, bis nach etwa 185 h die erste Temperatureskalation im äußeren Kernobjekt, wo die höchste spezifische Leistung eingebracht wurde, einsetzte, da die exotherme Oxidationsreaktion ab ca. 1000 °C deutlich beschleunigt wird. In den radial nächsten beiden Kernobjekten setzte die Temperatureskalation 20 h später ein, während im innersten Objekt, wo die geringste spezifische Leistung vorlag, keine Temperatureskalation zu beobachten war. Dieses Verhalten setzte sich kontinuierlich nach unten fort, wobei im unteren Bereich der aktiven Länge der Temperaturanstieg für den Betrachtungszeitraum von 11 Tagen lediglich ein Temperaturanstieg auf etwa 1000 °C zu verzeichnen war. Insgesamt wurde die Schmelztemperatur von Zirkaloy nur kurz erreicht, so dass eine starke Zerstörung der

Brennelemente nicht zu verzeichnen war. Die Dampfproduktion im unteren Bereiche der Brennelemente trug weitestgehend zu einer Kühlung der Brennelemente bei und die Temperatur pendelt sich bei ungefähr 1500 °C ein. Die Brennelemente oxidierten weiter; die Menge des generierten Wasserstoffes erreichte über 800 kg.

Um den Einfluss von Querströmungen im Bündelbereich zu untersuchen, wurden die Querverbindungen entlang der aktiven Längen der Brennelemente zwischen den vier inneren Strömungspfaden geöffnet, lediglich die Verbindung zum äußeren Downcomer blieb geschlossen. Durch diese Querverbindungen reagierte der innere Bereich eher wie ein einzelner dreidimensionaler Strömungsbereich und durch die Querströmungen konnte Wasser von den thermisch weniger belasteten Objekten zu den höher belasteten Brennelementen fließen, wodurch der Fortschritt der Temperatureskalation verzögert wurde. Die Temperatureskalation der Brennelemente startete ab etwa 220 h, wodurch während des Betrachtungszeitraums von 11 Tagen auch nur ca. 330 kg Wasserstoff erzeugt wurde.

Im Vergleich zu den vorherigen Analysen mit nur einem Strömungspfad im inneren Kernbereich führte die detaillierte Nodalisierung zu einer umfassenderen Abbildung der Vorgänge im Brennelementlagerbecken bei Kühlungsausfall und zeigte, dass der Störfallablauf verzögert einsetzte und auch die Kernobjekte unterschiedlich reagierten, wenn sie nicht mit dem gleichen großen Strömungspfad verbunden sind.

Darüber hinaus wurde untersucht, ob durch eine weitere Verfeinerung der Nodalisierung mit acht Kernobjekten und acht Strömungspfaden eine Verbesserung der Ergebnisse erreicht werden kann. Die vergleichenden Ergebnisse mit dem Modell mit je vier Objekten zeigten, dass es zu deutlich kleineren Zeitschritten und somit zu einer verlängerten Gesamtrechnenzeit kam, wobei insgesamt keine Verbesserung der Ergebnisse zu verzeichnen war. Diese kleinen Zeitschritte ließen sich auf ein noch detaillierteres Strömungsbild mit Querströmungen zurückführen /HOL 16a/. Aufgrund der Tatsache, dass es zu keiner wesentlichen Änderung der Ergebnisse bei deutlicher Erhöhung der Rechenzeit kam, wurde von dieser feinen Nodalisierung Abstand genommen. Auf dem Projekttreffen mit ENPRO im März 2016 /MIN 16a/ wurde vereinbart, dass in den weiteren Analysen insbesondere für die Kopplung mit COCOSYS der Datensatz mit vier Strömungskanälen und vier Kernobjekten verwendet werden soll.

Die vergleichenden Analysen mit ATHLET-CD und MELCOR für den Fall des frisch ausgeladenen Kerns und somit einer hohen Leistung zeigten, dass beide Codes ein

ähnliches Verhalten berechnet haben. Hierbei wurde die Temperatureskalation ab etwa 33 - 34 h berechnet, was etwa 8 h früher ist als bei der Simulation mit nur einem inneren Strömungspfad. Die Temperatureskalation beginnt bei ATHLET-CD etwas früher. Eine kurze Datensatzbeschreibung, die Analyseergebnisse und ihre Interpretation sind in /RIJ 15/ enthalten.

Ausgehend von ersten Diskussionen auf dem gemeinsamen Projekttreffen in Berlin 2015 /MIN 15d/ wie ATHLET-CD und COCOSYS gekoppelt werden sollten, wurde eine erste Kopplungsvariante durch die Kollegen von ENPRO umgesetzt. Informationen zu Lauffähigkeit und vorläufigen Ergebnissen der gekoppelten Simulation gaben die ENPRO-Experten auf dem Meeting in Garching im März 2016. Diese Rechenergebnisse wurden mit denen von MELCOR für den Fall direkt nach Kernausladung verglichen, woraus sich weitere auch proramntechnische Fragestellung bspw. hinsichtlich der Strahlung zwischen Brennelementlagerbecken und Containment ergaben /MIN 16a/. Die Ergebnisse sind im Arbeitsmaterial /RIJ 16/ dokumentiert.

### **4.3            Untersuchung postulierter Stör- und Unfälle im KKW Armenien unter Anwendung der GRS-Codes ATHLET (ATLAS) und COCOSYS**

#### **4.3.1        EOP-Untersuchung mit dem ATLAS-Analysesimulator**

Die armenische TSO NRSC führt im Zuge der Modernisierung des KKW Armenien-2 (ANPP-2, WWER-440/270) Sicherheitsbewertungen sogenannter Emergency Operation Procedures (EOP) durch. Diese Notfallprozeduren beschreiben die durchzuführenden Schritte beim Auftreten von Stör- und Unfällen in der Anlage. Die Untersuchungen erfolgen mit dem für die Anlage ANPP-2 erstellten Analysesimulator ATLAS AS.

Auf dem Meeting im Februar 2015 in Berlin /MIN 15e/ wurde mit den armenischen Experten von NRSC eine allgemeine Vorgehensweise bei der Simulation der EOP mit Hilfe des ATLAS AS erarbeitet. Dabei erlangte die GRS aufschlussreiche Einsichten in die allgemeine Struktur der Notfallprozeduren, weil die Übertragung der Anweisungen der EOP auf das Eingabeschema im ATLAS AS definiert werden musste. Darüber hinaus ergaben sich Rückschlüsse auf die Auswirkungen der durchgeführten Modernisierungsmaßnahmen auf das Störfallmanagement im KKW Armenien-2. Durch den Vergleich des Entwicklungsstandes des ATLAS AS mit den Kenngrößen der ausgewählten Notfallprozedur wurde auch deutlich, dass vor allem in Bezug auf die Modellierung der

Systeme der Druckbegrenzung (BRU-A und BRU-K) ein Informationsrückfluss an die GRS vonnöten war. Diese Informationen wurden der GRS im Laufe des Vorhabens durch NRSC übergeben.

Durch die Arbeiten ergaben sich für die GRS neue Erkenntnisse über die notwendigen Arbeitsschritte von Seiten der Genehmigungsbehörde und der dazugehörigen Sachverständigenorganisationen bei der Modernisierung von kerntechnischen Anlagen. Dabei sind vor allem Umfang und Einfluss des Komponentenaustauschs auf das Anlagenverhalten von Interesse. Dieser Einfluss wird durch Simulationen mit dem ATLAS AS einschätzbar. Die erhaltenen Erkenntnisse können später mit den Erfahrungen beim Betrieb der Anlage abgeglichen werden.

Der ATLAS AS für ANPP-2 wurde, wie in /STG 13/ dargestellt, von der GRS aufbauend auf dem Analysesimulator für die Referenzanlage Kola-1 entwickelt. Diese erste Version des Simulators wurde im Vorhaben INT Ost/INSC /GRS 14/ bereits angepasst, um die Modernisierungsmaßnahmen abzubilden. Dennoch wurden im Rahmen des AP 3 verschiedene Änderungen eingepflegt, die im Zuge der Modernisierung der Anlage vorgenommen wurden. Außerdem wurden die Steuerungsroutinen für einige der Systemkomponenten verbessert.

Der Analysesimulator ATLAS AS besteht aus 3 interagierenden Komponenten. Diese sind:

- Spezielle Version des ATHLET 3.0A Systemcodes für ANPP-2;
- ATHLET Input-Datei für ANPP-2;
- Interaktive Diagramme für das grafische Auswertungsprogramm ATLAS.

Der Thermohydraulikcode ATHLET simuliert hierbei die verschiedenen Wasserkreisläufe der Anlage sowie die Anlagensteuerung inklusive der im Reaktor vorhandenen Messstellen. Das Modell, dessen Aufbau in der Input-Datei definiert wird, umfasst den Reaktorkern, einzelne, separat abgebildete Repräsentationen der 6 primären Kühlkreisläufe, sowie die dazugehörigen Dampferzeuger. Die Dampferzeuger selbst sind vollständig abgebildet, die Hauptkomponenten des Frischdampfsystems sind bis zu den Turbinenstellventilen simuliert.

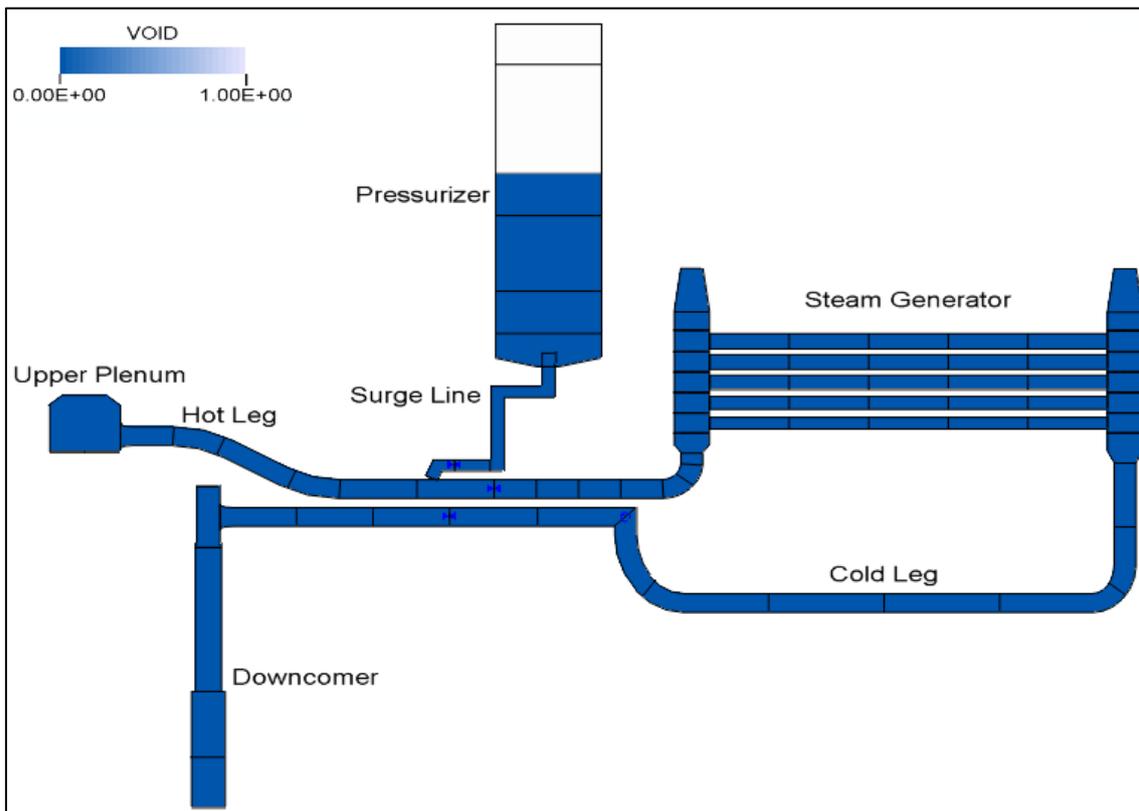
Die grafische Auswertung und die interaktive Steuerung erfolgt mit dem Programm ATLAS. Mit ATLAS ist es möglich grafische Darstellungen der von ATHLET berechneten Anlagenparameter zu erzeugen. Dies kann u. a. über zeitliche Verläufe oder farbs-

kalierte Diagramme erfolgen. Bestimmte von ATHLET genutzte Signale können innerhalb von ATLAS beeinflusst werden. Für die Steuerung der Anlage wurden bereits im Vorgängervorhaben verschiedene Bilder vorbereitet, die neben dem Aufruf von Darstellungen von Parameterverläufen auch die Möglichkeit der Auslösung solcher interaktiver Signale bietet. Löst man diese Signale aus, wird die Rechnung des Codes ATHLET dementsprechend geändert. So können beispielsweise einzelne Ventile geöffnet oder geschlossen werden oder SCRAM händisch ausgelöst werden. Außerdem sind verschiedene Auslöser für Stör- und Unfälle integriert, die ebenfalls interaktiv ansteuerbar sind. Auf diese Weise sind z. B. 13 Lecks verschiedener Größe und Position aktivierbar. Dafür wurden 14 Bilder vorbereitet. Diese sind:

- GA01: Armenia NPP-General View (Übersicht über den Reaktor)
- GA02: Secondary Circuit Steam Path (Frischdampfleitungssystem)
- GA03: Equipment Status (Status von Überwachungssignalen)
- GA04: Main Parameters (Übersicht der Hauptparameter)
- GA05: Leak Locations (Auslösung von Lecks)
- GA06: Reactor Nodalization (Darstellung der Hauptparameter des Reaktors)
- GA07: SG1 Nodalization (Darstellung der Hauptparameter von Dampferzeuger 1)
- GA08: SG2 Nodalization (Darstellung der Hauptparameter von Dampferzeuger 2)
- GA09: SG3 Nodalization (Darstellung der Hauptparameter von Dampferzeuger 3)
- GA10: SG4 Nodalization (Darstellung der Hauptparameter von Dampferzeuger 4)
- GA11: SG5 Nodalization (Darstellung der Hauptparameter von Dampferzeuger 5)
- GA12: SG6 Nodalization (Darstellung der Hauptparameter von Dampferzeuger 6)
- GA13: LOOP1 Nodalization (Darstellung der Hauptparameter von Kühlkreislauf 1)
- GA14: PRIM Nodalization (Gesamtübersicht des Primärkreislaufs)

Die Abbildungen wurden anhand der durchgeführten Anlagenmodifikationen korrigiert oder neu erstellt. Abbildung 4.3 zeigt exemplarisch ein Simulatorbild zu den Hauptparametern der Schleife 1 des Kühlkreislaufs.

Der verwendeten ATHLET-Version wurden spezielle Routinen hinzugefügt, die die Simulation verschiedener Anlagenkomponenten ermöglichen. Darunter zählen zum Beispiel die Bestimmung der Reaktorleistung, des Massenstroms des Hauptspeisewassers oder die Steuerung der Sprühsysteme im Druckhalter. Dies umfasste die Integration noch ausstehender Anpassungen zur Modernisierung der Anlage ANPP-2 sowie Verbesserung der Pflegbarkeit der Routinen und deren Optimierung.



**Abb. 4.3** ATHLET AS für das KKW Armenien, Simulatorbild zu den Hauptparametern vom Kühlkreislauf, Schleife 1

Besonderes Augenmerk wurde bei den Arbeiten auf die Routinen zur Steuerung der BRU-K und BRU-A gelegt. Diese Systeme dienen zur Druckentlastung des Sekundärkreislaufs im Falle eines Stör- oder Unfalls. Die BRU-K stellt dabei einen Bypass von den beiden Hauptdampfleitungen der Anlage zum Kondensator vorbei an den Turbinen dar. Das Sicherheitsventil der BRU-K öffnet bei der Überschreitung eines gewissen Drucks und reguliert den Dampfdruck auf ein niedrigeres Niveau. Außerdem wird das System aktiviert wenn die Turbinen abgeschaltet werden. Die BRU-A bläst den Dampf bei Überschreiten eines höher gelegenen Drucks in die Atmosphäre ab. Das Auslöseschema dieser Systeme wurde während der Modernisierung der realen Anlage geändert. Diese Änderung wurde im Berichtszeitraum in den Simulator übernommen. Eine

genaue Beschreibung des Systems und seines Verhaltens sowie eine Auswertung der durchgeführten Testrechnung findet sich im Bericht /PRJ 16/.

Eine weitere Änderung betrifft die Einleitung von Wasser bei Kühlmittelverluststörfällen durch die Hochdruckeinspeisung. Die Menge des maximal eingespeisten Wassers abhängig davon, wie viele der 3 Pumpen des HD-Einspeisesystems zur Verfügung stehen. Fällt eine Pumpe aus übernehmen die anderen deren Funktion teilweise. Dieses Verhalten war im ATHLET-Datensatz bisher nicht modelliert. Nach der Übergabe der entsprechenden Spezifikationen wurde es von Seiten der GRS integriert. Die entsprechende Testrechnung findet sich ebenfalls in /PRJ 16/.

NSRC führte mit dieser erweiterten Version des ATLAS AS eine Verifikationsrechnung durch. Dabei wurde das Szenario „Abriss der Druckhalterleitung bei Versagen von Teilen des Reaktorschutzes und der Turbinen-Bypass-Ventile“ betrachtet. Die Ergebnisse dieser Untersuchung wurden denen des US-amerikanischen Systemcodes RELAP5 zum gleichen Störfall gegenübergestellt. RELAP5 ist in Armenien in Sicherheitsanalysen zum ANPP-2 vor allem industrieseitig häufig zum Einsatz gekommen. Im Bericht /HOV 16/ wird festgestellt, dass der ATLAS AS vergleichbare Ergebnisse liefert.

Die GRS führte im Rahmen des AP 3 Testrechnungen durch, um die Funktionsfähigkeit der Systeme zu testen und um die Auswirkungen der neuen Steuerung auf das Anlagenverhalten zu untersuchen. In diesem Zusammenhang wurden folgende Rechnungen durchlaufen, deren Ergebnisse und Auswertung in /PRJ 16/ beschrieben sind:

- Stationärer Zustand über 1500 s;
- Ausfall der Hauptkühlmitteleinspeisung mit Ausfall der BRU-K (System zur Druckentlastung über den Turbinen-Kondensator) und Test der BRU-A (System zur Druckentlastung in die Atmosphäre);
- Mittlerer Kühlmittelverluststörfall ohne/mit teilweisem Ausfall des HPI-Systems

Zusammengefasst ergibt sich folgendes Bild: Der stationäre Zustand ist auch über die vorgegebene Ausgleichszeit von 500 s hinaus stabil. Somit wurde gezeigt, dass die Änderungen an der Modellierung der Sicherheitssysteme der Anlage ANPP-2 keinen ungewollten Einfluss auf die Simulation normaler Betriebszustände haben.

Der Test des BRU-A-Systems bestätigte die ordnungsgemäße Implementierung des neuen Steuerungsschemas. Dies gilt auch für das Umschalten zwischen Überwachungs- und Haltemodus bei bereits zuvor aktivierter BRU-A. Die BRU-K funktioniert

nach dem gleichen Schema wie die BRU-A, ihre Funktionstüchtigkeit wurde mit der Auswertung der letzten beiden Rechnungen bestätigt.

Die Auswertung der Ergebnisse der Simulationen zum Kühlmittelverluststörfall hat ebenso gezeigt, dass die Modellierung der im Rahmen dieses Projekts veränderten Hochdruckeinspeisung so funktioniert, wie von den Designern vorgesehen. Jedoch wurde bei den Rechnungen zum Kühlmittelverluststörfall festgestellt, dass die Hauptkühlmittelpumpen nicht abgeschaltet wurden, auch nicht, als im Primärkreislauf bereits Sättigungsbedingungen herrschten. Dies ist ein untypisches Verhalten für Druckwasserreaktoren, weil die Pumpen einer realen Anlage dadurch beschädigt werden würden und weitere ungewollte Effekte auftreten können. Zur Bestimmung der Ursache dieses Phänomens und zu dessen Bewertung müssen im Zuge der Weiterentwicklung des ATLAS AS die Experten des NRSC herangezogen werden.

Im Zuge des Vorhabens wurden der GRS von NRSC anlagenspezifische Daten zur Verfügung gestellt um den Analysesimulator weiterentwickeln zu können. Dadurch wurden Einsichten in die Möglichkeiten der Modernisierung älterer Kernkraftwerke erlangt und die Expertise der GRS auf dem Gebiet der Sicherheitssysteme von Kernreaktoren russischer Bauart vertieft. Die Erkenntnisse werden zur Weiterentwicklung der Modelle für die verschiedenen GRS-Codes verwendet. Der angepasste Datensatz, die aktualisierte ATHLET-Version sowie die korrigierten und erweiterten interaktiven Diagramme für den ATLAS AS wurden an NRSC übergeben. NRSC erstellte mit dieser Version des ATLAS AS eine Sicherheitsanalyse für den Störfall „Ausfall einer Wärmesenke“. Nach Auskunft der armenischen Fachkollegen wird der gemeinsam für das KKW Armenien entwickelte ATLAS AS in Zukunft bei NRSC u. a. in Notfallübungen und zur Simulation von EOPs seitens der Aufsichtsbehörde in unabhängigen Gegenrechnungen zu den von KKW-Experten vorgelegten Analysen angewendet werden.

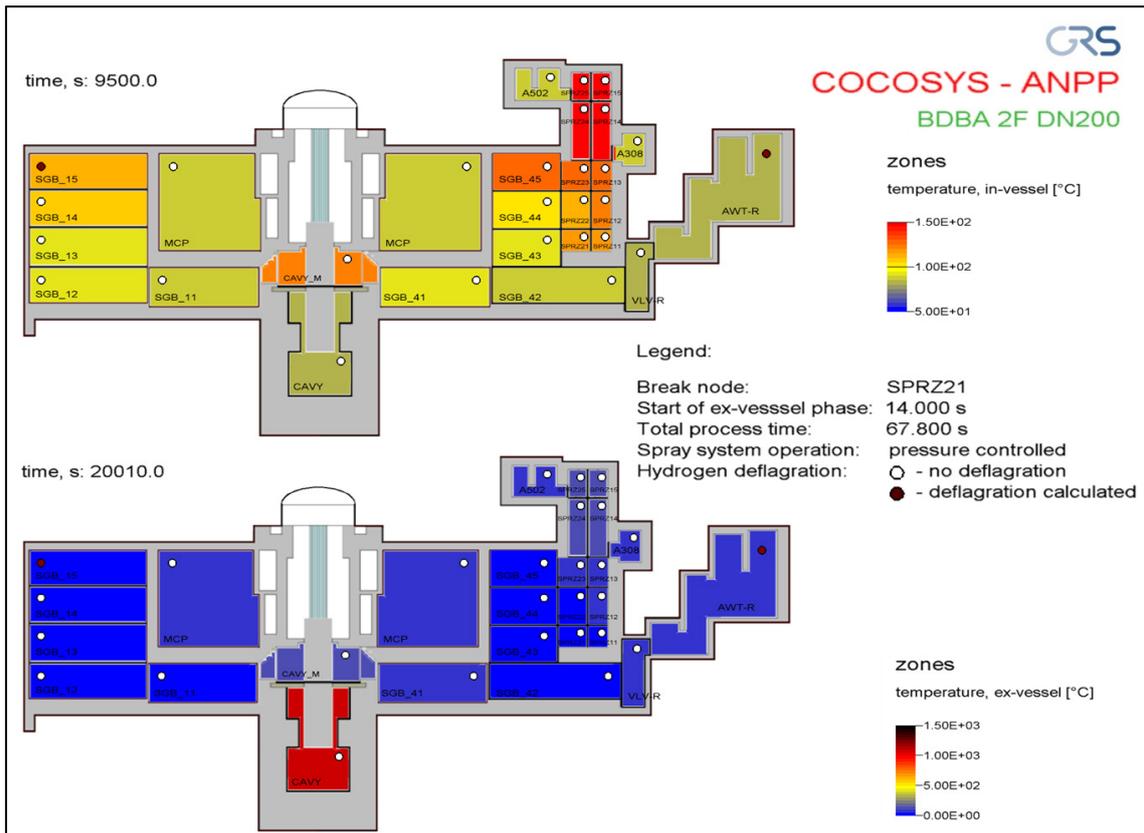
#### **4.3.2 Stör- und Unfallanalysen mit COCOSYS; Ergebnisvisualisierung mit ATLAS**

Zu Beginn des Vorhabens wurde eine Übersicht zu COCOSYS-Analysen zum ANPP-2 erstellt, die NRSC und die GRS gemeinsam im Vorläufervorhaben INT Ost/INSC sowie im Rahmen anderer Projekte durchgeführt haben. Dazu wurden die verwendeten Nodalisationen, die betrachteten Störfallszenarien inklusive deren Randbedingungen sowie die verwendeten COCOSYS-Modelle tabellarisch zusammengestellt. Aus diesen

Analysen wurde der auslegungsüberschreitende KMV 2F DN200 unter Berücksichtigung der Modernisierungsmaßnahmen für das ANPP-2 und mit Anwendung der detailliertesten Nodalisation mit 42 Zonen ausgewählt und mit der aktuellen COCOSYS Version erneut gerechnet. Diese COCOSYS Version beinhaltet Fehlerkorrekturen zu allen im Vorläufervorhaben identifizierten Problemen in COCOSYS. Damit waren erstmals die Kopplung aller bisher verwendeten Modelle und die Berücksichtigung deren Wechselwirkungen *in einer Rechnung* möglich (Wasserstoffverbrennung, Simulation von Rekombinatoren und Sprühsystemen, Spaltproduktverhalten inklusive Nachzerfallsenergie, detaillierter Jod-Modellierung; die Schmelze-Beton-Wechselwirkung in der Reaktorgrube). Die Ergebnisse dieser Untersuchungen, z. B. die im Störfalllokalisierungssystem (SLS) verbrannte Wasserstoffmasse oder die Aufschmelztiefe des Betonbodens der Reaktorgrube, sind wesentlicher Bestandteil des Arbeitsmaterials /ARN 15/.

Im Arbeitsmaterial sind weiterhin der Stand der Erstellung von ATLAS-Bildern zum SLS der Anlage ANPP-2 sowie deren Anwendung zur Auswertung der aktuellen COCOSYS-Rechnung wiedergegeben. Abbildung 4.4 zeigt ein Beispiel zur Visualisierung von COCOSYS-Ergebnissen mit ATLAS. Die Ergebnisse aus der komplexen COCOSYS-Unfallanalyse für das ANPP-2 inklusive Auswertung mit ATLAS im Rahmen des Vorhabens waren Thema eines Vortrages auf dem 5. COCOSYS User Workshop /WFF 15b/.

Während des Projekt-Meetings mit NRSC im Februar 2015 /MIN 15e/ stellte die GRS die Arbeitsergebnisse zum SLS des ANPP-2, die in den ersten Monaten des Vorhabens erzielt wurden, im Detail vor; NRSC informierte über das Modernisierungsprogramm im KKW Armenien-2. Die GRS gab Empfehlungen zur weiteren Modifizierung des COCOSYS-Datensatzes. Zum Anlagenzustand nach der Modernisierung waren zu diesem Zeitpunkt noch nicht alle Bedingungen bekannt (z. B. der Typ und die Kapazität der Noteinspeisepumpen oder die Gebäudeleckrate), was die geplanten Analysen etwas verzögerte. Auf dem Projektmeeting im September 2015 /MIN 15a/ war neben den COCOSYS-Analysen die Anwendung der im COCOSYS-Modell MEDICIS vorhandenen Option zur Simulation des langzeitigen Austrags von geschmolzenem Kernmaterialien in die Reaktorgrube ein weiterer Schwerpunkt. Es wurde vereinbart, dass die von der GRS in die COCOSYS V2.4 Version implementierten Änderungen zur MEDICIS-Dateneingabe in den komplexen Unfallanalysen verwendet werden.



**Abb. 4.4** ATLAS, ANPP-2, SA 2F DN200, COCOSYS, Temperaturen und Deflagrationszustand im Störfalllokalisierungssystem in der in- und ex-vessel Phase

Parallel zu den Arbeiten am COCOSYS-Datensatz hat NRSC neue Tests zur Sumpfstopfung (sump clogging) mit ANPP-2 prototypischem Isolationsmaterial an der HYDRO-1-Versuchsanlage nachgerechnet und gemeinsam mit der GRS diskutiert und ausgewertet. Daraus wurden spezifische Filterverlust-Koeffizienten für das sump clogging Modell in COCOSYS gewonnen, d. h. das Modell wurde für die weitere Verwendung in den komplexen Stör- und Unfallanalysen zum ANPP-2 validiert. Die Ergebnisse der Validierung des Sumpfstopfungsmodells werden der GRS für die COCOSYS-Programmdokumentation (Validierungsmatrix) verfügbar gemacht. Außerdem hat NRSC diese Ergebnisse auf dem 5. COCOSYS User Workshop präsentiert /MAL 15/.

Auf dem Projektmeeting im Dezember /MIN 15i/ berichtete NRSC über den Stand der Anlagenmodernisierung, d. h. jetzt waren Daten zur Ertüchtigung von Sprühsystem und Hochdruckeinspeisung sowie zur Installation der neuen Niederdrucknoteinspeisung verfügbar. Gemeinsam wurden Randbedingungen und Details für die COCOSYS-

Analysen festgelegt. Aktuelle Daten zur Betonzusammensetzung der Reaktorgrube des KKW Armenien wurden an die GRS übergeben. Es wurde auch vereinbart, den vorhandenen MEDICIS-Datensatz unter Berücksichtigung dieser Informationen zu komplettieren. Zusammen mit der Armierung des Betons haben beide Randbedingungen wesentlichen Einfluss auf das berechnete Erosionsverhalten.

Die Vorstellung des Standes der Analysen und die Diskussion der weiteren Schritte waren Gegenstand des Projektmeetings im Mai 2016 /MIN 16g/. Die armenischen Fachkollegen äußerten, dass es Schwierigkeiten bei der Bestimmung der Eingabedaten zur SLS-Leckrate nach der Modernisierung und der Durchsätze der nachzurüstenen Niederdruck-Notkühlpumpen gibt. Vorschläge zu diesen Daten wurden diskutiert.

Schließlich wurden mit dem überarbeiteten COCOSYS-Datensatz für die zwei Szenarien „Auslegungsstörfall 2F DN200“ und „Schwerer Störfall 2F DN200 plus totaler Stromausfall“ Analysen durchgeführt. In jeweils 2 Rechnungen sind der Ist-Zustand sowie der Zustand nach der Anlagenmodernisierung verglichen. Dies erlaubt die Bewertung der Modernisierungsmaßnahmen, d. h. des modernisierten Sumpfeinlaufes, der Wasserstoffproblematik oder den Austrag von Radioaktivität. Die entsprechenden Untersuchungen führte NRSC im Unterauftrag UA-3317 /CON 15/ aus. Die Analyseergebnisse wurden mit der GRS per E-Mail diskutiert und die GRS-Kommentare in den Analysen berücksichtigt.

Die Ergebnisse und Schlussfolgerungen daraus sind im Bericht /HOV 16a/ dokumentiert. Auf Basis dieser Ergebnisse wurden von NRSC Empfehlungen für die armenische Aufsichtsbehörde ANRA abgeleitet.

Auf Basis der NRSC-Ergebnisse in /HOV 16a/ wurden von der GRS eigene ergänzende Analysen durchgeführt. Hierzu wurden für die beiden oben genannten Störfälle die Bedingungen im KKW Armenien nach der Modernisierung ausgewählt. Da von der GRS mittlerweile die COCOSYS-Anwenderversion V2.4v4 freigegeben wurde, sind zwei NRSC-Rechnungen mit dieser Version wiederholt worden. Bzgl. der armenischen Untersuchungen ist in diese COCOSYS-Version jetzt ein Modell zur Berechnung der Kenngröße "Net Positive Suction Head" (NPSH) als Auslegungskriterium für die modernisierten Sprüh- und Notkühlpumpen implementiert, die die bisherige manuelle Berechnung von NPSH durch COCOSYS-Ergebnisse ersetzt. Das neue Modell in COCOSYS beruht auf der Beschreibung in /HOV 16a/. Während dieser Rechnungen zum „Auslegungsstörfall 2F DN200“ erfolgte ein vertiefter Review des COCOSYS-

Datensatzes. Dabei wurden Datenfehler identifiziert - Steuerung des Sprühsystems, charakteristische Längen einiger Strukturen für die Berechnung des Wärmeüberganges in Wände sowie die angenommene Umgebungstemperatur – und korrigiert sowie einige Optimierungen vorgenommen (Reduzierung der Datenmenge im Plot-File, genauere Bilanzierung von Leckagen und Notkühl-Massenströmen und damit Verringerung des Energie- und Massenbilanzfehlers). Während die GRS-Rechnung mit der aktuellen Anwenderversion V2.4v4 inklusive neuem NPSH-Modell zu den gleichen Ergebnissen wie NRSC führt, zeigt die Rechnung mit korrigierten Eingabewerten einen größeren Abstand des berechneten NPSH vom erforderlichen Wert. Die NRSC-Ergebnisse sind also konservativer als die neue GRS-Rechnung, womit die NRSC-Empfehlungen für ANRA bestätigt werden. Die GRS-Ergebnisse sind in /ARN 16a/ im Detail beschrieben.

Die Rechnungen der GRS zum zweiten Störfallszenarium „Schwerer Störfall 2F DN200 plus totaler Stromausfall“ führten bisher nicht zu einem zufriedenstellenden Ergebnis. Dies betrifft insbesondere die Simulation der Ex-Vessel-Phase, d. h. die Beton-Schmelze-Wechselwirkung in der Reaktorgrube, die in COCOSYS mit dem MEDICIS-Modell berechnet wird. Im Vergleich zur COCOSYS-Version, die NRSC in /HOV 16a/ genutzt hat, wurde in der aktuellen Anwenderversion V2.4v4 die MEDICIS-Eingabe vom ASTEC SIGAL Typ auf den COCOSYS Style (Keyword-Eingabe) umgestellt. Dabei wurde auch eine Reihe von Modellannahmen in MEDICIS entsprechend neuer Validierungsergebnissen geändert sowie die Fehlerprüfung von Eingaben verschärft. Mit der Version V2.4v4 können die NRSC-Ergebnisse nicht mehr reproduziert werden – die Betonzerstörung wird jetzt mit geringerer Gasfreisetzung berechnet. Dies führt insbesondere während der Beton-Schmelze-Wechselwirkung zu einem geringeren Druckaufbau im Containment. Die Ursache dafür konnte während der Projektlaufzeit nicht mehr geklärt werden. Der Arbeitsstand ist in /ARN 16a/ dokumentiert. Gemeinsam mit dem GRS-Entwickler von MEDICIS wird an der Problemlösung und der Bewertung der Ergebnisse gearbeitet. Die Lösung soll dann in einem der nächsten Arbeitstreffen mit NRSC diskutiert werden, um in zukünftigen Unfallanalysen zum ANPP-2 Berücksichtigung zu finden.

#### **4.4 Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen zu Ergebnissen aus Stör- und Unfalluntersuchungen für KKW mit WWER**

##### **4.4.1 SUSANA zu Ergebnissen aus Unfallanalysen mit COCOSYS**

Im weiteren Verlauf des Vorhabens wurde von der GRS eine ergänzende Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse mit dem SUSANA-Code zu COCOSYS-Ergebnissen aus Störfallrechnungen für das KKW Armenien-2 (WWER-440/W-270) unter Berücksichtigung der für das Störfalllokalisierungssystem vorgesehenen Modernisierungsmaßnahmen durchgeführt. Untersucht wurde der neue Auslegungstörfall KMW 2F DN200 unter Berücksichtigung von:

- 4 Hochdruck-Notkühlpumpen und 2 Niederdruck-Notkühlpumpen;
- 2 modernisierten Stränge des Sprühsystems;
- Kriterien für das automatische Abschalten des Sprühsystems bei Erreichen vorgegebener Unterdruckbedingungen im Raumsystem und die nachfolgendem Wiedereinschaltung;
- verringerten Leckagen aus dem Störfalllokalisierungssystem in die Umgebung (200 Vol%/Tag).

Insgesamt wurden 33 auf Basis der Untersuchungen im Vorhaben INT Ost/INSC /GRS 14/ unsichere COCOSYS-Parameter, einschließlich ihrer Unsicherheitsbereiche und Wahrscheinlichkeitsverteilungen definiert. Für die Untersuchungen mit SUSANA wurden die folgenden vier Ergebnisgrößen analysiert:

- Maximaltemperatur in der Bruchzone;
- integraler Massenausstrag durch die Abwurfklappen;
- integrale Masse der Leckage durch Undichtheiten;
- Zeitpunkt des Auftretens der maximalen Leckage durch Undichtheiten, d. h. Zeitpunkt zum Erreichen des Unterdrucks im Störfalllokalisierungssystem

Die Ergebnisse der durchgeführten Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse von COCOSYS-Ergebnissen des obengenannten Auslegungstörfalls sind im Bericht /BAK 16b/ beschrieben.

Das berechnete (95%, 95%)-Toleranzintervall weist einen sehr kleinen Unsicherheitsbereich für das Temperaturmaximum im Bruchraum auf. Die obere statistische Toleranzgrenze der maximalen Temperatur im Bruchraum liegt bei 163.3 °C. Im Vergleich zu den vorherigen Studien zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse ist nun die obere Grenze der kumulativen Verteilungsfunktion für die Maximaltemperatur geringfügig höher.

Die wesentliche Bedeutung zur Unsicherheit der maximalen Temperatur im Bruchraum weisen nun nicht mehr die Anfangstemperatur Raum der HKP und Bruchausströmrates (Wasser) auf, sondern die Anfangstemperatur in den zusammengefasst betrachteten Zonen des Störfalllokalisierungssystems, der Bruchausströmrates (Dampf) und dem Zuschaltzeitpunkt des Sprühsystems, wobei Anfangstemperatur und Bruchausströmrates den höchsten Beitrag liefern. Dieses Ergebnis lässt sich durch die modifizierte Leckfunktion (höhere Bruchausströmrates) sowie durch den geänderten Zuschaltzeitpunkt des Sprühsystems erklären. In den SUSA-Ergebnissen sind beide Parameter mit positivem Vorzeichen behaftet, d. h. höhere Werte führen zu einer höheren Maximaltemperatur im Bruchraum. Im Vergleich dazu zeigt der Zuschaltzeitpunkt des Sprühsystems einen weniger starken Beitrag mit negativem Vorzeichen, d. h. je später das Sprühsystem startet, desto höher ist die Maximaltemperatur im Bruchraum.

In Bezug auf den integralen Massenausstrag durch die Abwurfklappen in die Umgebung zeigt die empirische kumulative Verteilungsfunktion, dass das (95 %, 95 %)-Toleranzintervall im Bereich von 35.5 bis 39.8 t liegt. Im Vergleich zu den im Vorläufervorhaben durchgeführten SUSA-Analysen kann festgestellt werden, dass unter Berücksichtigung der Modernisierungsmaßnahmen für das KKW Armenien-2 dieser Massenausstrag und damit der Kühlmittelverlust deutlich geringer ist.

Aus den Sensitivitätsmaßen lässt sich weiterhin ableiten, dass die Bruchausströmrates (Dampf und Wasser), die Massenstromrate des Sprühsystems und insbesondere die Anfangstemperatur in den Zonen des Störfalllokalisierungssystems von großer Bedeutung für die Unsicherheit des Massenausstrags durch die Abwurfklappen sind. Dieses Ergebnis ist Übereinstimmung mit den Ergebnissen aus den SUSA-Analysen, die im Rahmen des vorhergehenden Vorhabens berechnet wurden.

Die in der Studie ermittelten zweiseitigen Toleranzgrenzen zeigen, dass die von COCOSYS berechneten Zeitpunkte zum Erreichen des Unterdrucks im Störfalllokalisierungssystem im Bereich von 9 - 11 min liegen. Das bedeutet, dass unter Berücksichtigung

sichtigung der Modernisierungsmaßnahmen der Unterdruck im SLS deutlich früher erreicht wird. Begründet ist dies vor allem durch den erhöhten Massenstrom des Sprühsystems. Den größten Beitrag liefern hier die Massenstromrate des Sprühsystems und die Anfangstemperatur in den Zonen des Störfalllokalisierungssystems.

Die Ergebnisse zeigen, dass der Massenstrom des Sprühsystems den größten Einfluss auf die Unsicherheit des Austrags in die Umgebung hat. Er ist mit einem negativ Vorzeichen behaftet, d. h. je höher der Massenstromraten des Sprühsystems ist, desto mehr Dampf kondensiert, und umso schneller wird der Unterdruck im Störfalllokalisierungssystem erreicht und umso niedriger ist der Austrag durch die Leckage in die Umgebung.

Somit wird durch die SUSA-Untersuchung der positive Einfluss der Modernisierungsmaßnahmen für das SLS im KKW Armenien untermauert.

#### **4.4.2 SUSA zu Ergebnissen aus Unfallanalysen mit ATHLET-CD**

Im September 2015 unterbreitete ARB (Ukraine) einen Vorschlag für eine gemeinsame Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse mit dem SUSA-Programm zu Ergebnissen aus Unfalluntersuchungen zum Brennelementlagerbecken einer WWER-1000/320-Anlage mit ATHLET-CD /EMA 15/. Ein Plan zur Vorbereitung der SUSA-Analyse mit den Fachkollegen von ARB wurde erarbeitet. Im März 2016 wurde das vereinbarte Training der Experten von ARB zum Rechenprogramm SUSA in der GRS Garching im Rahmen eines Projekttreffens durchgeführt /MIN 16b/. Unmittelbar im Anschluss an das Training wurden von der GRS durchgeführte SUSA-Analysen zu ATHLET-CD vorgestellt und erste Parameter für Unsicherheitsanalysen zum Brennelementlagerbecken bei ARB bestimmt und diskutiert. Seitens der GRS wurden die Ergebnisse der SUSA-Analysen zum Versuch Phébus FPT-3 dargestellt und die wesentlichen Einflussparameter erläutert. Anhand der für diesen Versuch identifizierten unsicheren Parameter wurde eine erste Auswahl getroffen, die von ARB vervollständigt und von der GRS bewertet wurde /EMA 16/. Die ukrainischen Fachkollegen führen diese Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse mit SUSA über die Laufzeit des Vorhabens hinaus fort.

#### **4.5 Analytische Untersuchungen zur Schmelzeausbreitung in WWER-1000-Anlagen nach Versagen des Reaktordruckbehälters**

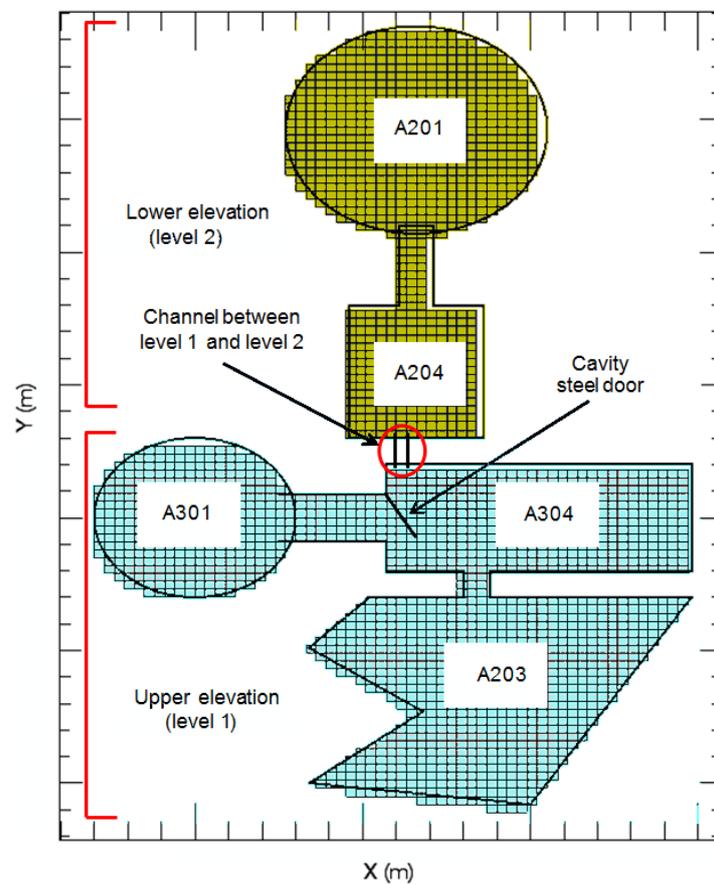
Die Untersuchungen zur Schmelzeausbreitung wurden mit den gemeinsamen Aktivitäten von GRS und SSTC NRS (Ukraine) zur Bewertung von Modernisierungsmaßnahmen zur Vermeidung eines frühzeitigen Containment-Bypasses des Containments im KKW Südukraine (WWER-1000/302) begonnen. Diese Aktivitäten stehen in direktem Zusammenhang mit der Strategie zur Ausbreitung der Schmelze außerhalb der Reaktorgrube. Die Strategie zielt darauf ab, eine langfristige Beton-Schmelze-Wechselwirkung (MCCI) und das Durchschmelzen des Betonbodens der Reaktorgrube während eines Unfalls mit schwerem Kernschaden zu verhindern. Eine mögliche Maßnahme ist das Öffnen der Stahltür der Reaktorgrube, was zur Ausbreitung der Kernschmelze auf dem Boden der benachbarten Räume im Containment führt.

Die Arbeit war auf die Anwendung des LAVA-Moduls von COCOSYS zur Untersuchung des Ausbreitungsverhaltens der Kernschmelze nach dem RDB-Versagen im Containment fokussiert. Zunächst wurde der von der GRS für WWER-1000/320 entwickelte LAVA-Datensatz, insbesondere in Bezug auf die Modellierung der Reaktorgrube und der benachbarten Räume im Containment mit WWER-1000/ 302, modifiziert (Modellierung der ersten Ebene). Da sich die Schmelze auch unterhalb der Reaktorgrube ausbreiten kann, ist die Modellierung der Räume dort und damit in der zweiten Ebene notwendig.

Die grafische Benutzeroberfläche von LAVA wurde erweitert, so dass diese es dem Nutzer ermöglicht, die Schmelzeausbreitung auf mehreren Ebenen im Containment einer WWER-1000-Anlage zu simulieren. Abbildung 4.5 zeigt exemplarisch ein LAVA-Rechengitter für ein WWER-1000/302-Containment, in dem 2 Ebenen Berücksichtigung finden. Abschließend wurden der LAVA-Datensatz für WWER-1000/302 in Übereinstimmung mit den o. g. Modellerweiterungen ergänzt und Testrechnungen durchgeführt.

Im März 2015 wurden von Fachkollegen des SSTC NRS neue Informationen zur Anlagegeometrie von WWER-1000/W-302 gegeben, die Details zu den Öffnungen der Reaktorgrube mit den Nebenräumen betreffen. Diese Details fanden Eingang in den LAVA-Datensatz und eine weitere LAVA-Rechnung wurde durchgeführt. Sie zeigte keinen wesentlichen Einfluss dieser neuen Daten auf das zeitliche Verhalten der Schmelzeausbreitung im Containment. Die Schmelze fließt vorrangig in den unteren

Raumbereich des Containments und breitet sich dort auf dem Boden weiter aus, was zum frühzeitigen Containment-Versagen führen könnte. Die Ergebnisse zeigten darüber hinaus, dass zum Zeitpunkt kurz vor dem Erstarren der Schmelze mehr als 60 % der Ausbreitungsfläche des gefährdeten Anlagenraums, der unterhalb der Reaktorgrube liegt, mit der Schmelze bedeckt sind. Die Untersuchungen bestätigten die Notwendigkeit und Angemessenheit der Installation zusätzlicher Betonschutzwände gegen den Schmelzeintritt in gefährdete Anlagenräume, als eine mögliche Maßnahme zur Vermeidung eines frühzeitigen Containment-Versagens in Anlagen mit WWER-1000/302. Die Beschreibung der verwendeten Daten und der Ergebnisse der Analysen mit LAVA zur Schmelzeausbreitung im Containment einer WWER-1000/302-Anlage sind in der Technischen Notiz /BAK 15/ dokumentiert.



**Abb. 4.5** LAVA, WWER-1000/302, Rechengitter in 2 Ebenen

Analytische Untersuchungen zur Schmelzeausbreitung in WWER-1000/320-Containments (d. h. der Standardausführung des WWER-1000) nach Versagen des Reaktordruckbehälters stellten ein weiteres Thema der Zusammenarbeit zwischen der GRS

und SSTC NRS im Bereich der Analysen zu Unfällen mit schweren Brennelementschäden der.

Generell ist zu bemerken, dass sich Maßnahmen zur Schmelzestabilisierung und -lokalisierung im Containment von WWER-1000-Anlagen während der ex-vessel Phase eines Unfalls mit schwerem Kernschaden gegenwärtig noch in Diskussion befinden. Daher sollte das Ausbreitungsverhalten der Kernschmelze nach dem RDB-Versagen im WWER-1000/320-Containment eines ukrainischen KKW's mithilfe des LAVA-Codes untersucht werden. Auf Anfrage von SSTC NRS fand im Oktober 2015 ein 3-tägiges LAVA-Training für drei SSTC-Mitarbeiter in Kiew statt /MIN 15c/. Zielstellung des Trainings war, dass die ukrainischen Fachkollegen in die Lage versetzt werden, das LAVA-Modul zunächst im Rahmen der Zusammenarbeit und später darüber hinaus selbstständig anwenden zu können. Unmittelbar nach dem erfolgreichen Training führten die Kollegen des SSTC LAVA-Testrechnungen zur Untersuchung des Ausbreitungsverhaltens der Schmelze für ein WWER-1000/320-Containment am Beispiel des KKW Saporoshje, Block 1, durch. Die Ergebnisse wurden in einem Arbeitsmaterial /VOR 15/ zusammengefasst. Im Frühjahr 2016 begannen die SSTC-Experten mit der Untersuchung von Schmelzeausbreitungsvorgängen nach einem postulierten großen KVM mit schwerem Kernschaden im KKW Saporoshje-1 (WWER-1000/320). Die Untersuchungen umfassten eine Variantenrechnung unter Annahme verschiedener Viskositäten für die Schmelze und werden von den ukrainischen Fachkollegen über die Vorhabenslaufzeit hinaus fortgesetzt. Die ersten LAVA-Ergebnisse hierzu wurden mit der GRS diskutiert und im Berichtsentwurf /VOR 16/ dokumentiert.

Die mit ENPRO (Bulgarien) im Vorhaben INT Ost/INSC /GRS 14/ begonnenen Unfalluntersuchungen zur Schmelzeausbreitung im WWER-1000/320-Containment für das KKW Kosloduj-5&6 nach Versagen des Reaktordruckbehälters wurden im AP 3 fortgesetzt. Diese Untersuchungen stehen in direktem Zusammenhang mit der Strategie zur Schmelzestabilisierung und -lokalisierung im Containment während der ex-vessel Phase eines Unfalls mit schwerem Kernschaden. Kernpunkt bildeten Analysen mit dem LAVA-Code für weitere Schmelzeausbreitungsszenarien im Containment des KKW Kosloduj-5&6 bei Unfällen mit schweren Brennelementschäden.

Das ursprüngliche Konzept des Containments einer WWER-1000/320-Anlage sieht kein System zur Rückhaltung und Lokalisierung der Kernschmelze (Kernfänger) nach dem Reaktordruckbehälter-Versagen vor. Daher tritt die Schmelze in die Reaktorgrube aus und breitet sich auf dem Betonboden bis zur Stahltür, die die Reaktorgrube vom

benachbarten Raum trennt, aus. Parallel dazu verläuft die Wechselwirkung des geschmolzenen Kernmaterials sowohl mit dem Betonfundament in axialer Richtung als auch mit den Seitenwänden in radialer Richtung. Basierend auf COCOSYS/MEDICIS- und MELCOR-Analysen wurde festgestellt, dass bei geschlossener Stahltür, das Eindringen der Schmelze in den Beton und ihr Austritt in den Nebenraum durch Zerstörung des Betons unterhalb der Stahltür wahrscheinlicher ist, als im Ergebnis des direkten Durchschmelzens der Tür. Während der MCCI-Phase führt die Durchmischung der Schmelze mit Beton zu einer Viskositätserhöhung des geschmolzenen Gemisches und somit zu einer verlangsamten Schmelzeausbreitung im Containment.

In der erweiterten LAVA-Analyse wurden die Schmelzeausbreitungsvorgänge im Containment unter Annahme eines radialen Durchbruchs des Betons unterhalb der Stahltür und Schmelzeausbreitung in den Nebenräumen des Containment untersucht. Zunächst wurde das von der GRS für WWER-1000/320 entwickelte LAVA-Rechengitter in Bezug auf die Ausbreitungsfläche der Nebenräume im Containment erweitert und die Stoffeigenschaften des erstarrenden Kernschmelze-Beton-Gemisches anhand von experimentellen Daten und von Korrelationen aus der Literatur berechnet. Die Untersuchung umfasste zwei Fälle zur Schmelzeausbreitung mit zeitabhängigen Volumenströmen in Abhängigkeit von der Menge des Kernschmelze-Beton-Gemisches: einen best-estimate Fall und einen konservativen Fall.

Basierend auf den LAVA-Rechenergebnissen wird zusammenfassend festgestellt, dass die Effizienz der Schmelzeausbreitung von den beiden angenommenen Volumenströmen der Schmelze durch die Öffnung unterhalb der Stahltür stark beeinflusst wird. Wie erwartet führt der konservative Fall mit geringerem Volumenstrom im Vergleich zum best-estimate Fall zu einer geringeren Schmelzeausbreitung im Containment. Die von der Schmelze bedeckte Fläche ist umgekehrt proportional zur Schmelzehöhe. Im best-estimate Fall werden nur 34 % der modellierten Ausbreitungsfläche im Containment mit Schmelze bedeckt, im konservativen Fall 100 %.

Bei Unfällen mit schweren Kernschäden ist es auch von wesentlicher Bedeutung, ob Schmelzeausbreitung und -kühlung ausreichen, um die Schmelzetemperatur auf Werte unterhalb der Zerstörungstemperatur des Betons abzusenken und die Stabilisierung und Lokalisierung der Schmelze im Containment sicherzustellen. In diesem Zusammenhang wurde festgestellt, dass in beiden Fällen die durchschnittliche Temperatur des Kernschmelze-Beton-Gemisches kurz nach Ende der Schmelzezufuhr auf Werte unterhalb der Zerstörungstemperatur des Betons fällt. Dadurch wird die Schmelze in-

nerhalb des Sicherheitsbehälters stabilisiert und lokalisiert und die Integrität des Sicherheitsbehälters während eines Unfalls mit schwerem Kernschaden gewährleistet.

Aus den durchgeführten Ausbreitungsanalysen lässt sich schlussfolgern, dass ein großes Oberfläche-Volumen-Verhältnis, das sich im konservativen Fall ergibt, eine gute Voraussetzung für eine effiziente und langfristige Kühlbarkeit der ausgebreiteten Schmelze ist. Bezüglich der Schmelzekühlung ist eine gleichmäßige Verteilung der Schmelze mit geringer mittlerer Höhe berechnet worden. In diesem Fall ist die Fläche zur Kühlung ausreichend groß gegenüber dem wärmeproduzierenden Volumen.

Die Details zu den Anfangs- und Randbedingungen und die Untersuchungsergebnisse der LAVA-Rechnungen zur Schmelzeausbreitung im Containment einer WWER-1000/320-Anlage (Referenzanlage Kosloduj-1&2) sind im Bericht /BAK 16/ dokumentiert.

Mit dem Ziel der zukünftigen selbstständigen Anwendung des LAVA-Codes wurde von der GRS im Juni 2016 ein dreitägiges LAVA-Training für Experten von ENPRO in Sofia durchgeführt /MIN 16c/. Die Kollegen von ENPRO wurden in die theoretischen Grundlagen des LAVA-Rechenprogramms eingeführt, der LAVA-Code auf den Laptops von ENPRO installiert und Testrechnungen durchgeführt. Die LAVA-Eingabeparameter wurden schrittweise diskutiert und die Visualisierung der Ergebnisse mithilfe der LAVA-Benutzeroberfläche demonstriert. Mit GRS-Unterstützung wurde von ENPRO ein WWER-1000/320 spezifischer LAVA-Datensatz für das KKW Kosloduj-5&6 erstellt und zwei Rechenfälle für die Schmelzeausbreitung mit Containment mit und ohne Berücksichtigung der Stufen im Betonboden untersucht. Im Ergebnis des Trainings sind die Fachkollegen von ENPRO nun in der Lage, den LAVA-Code selbstständig anzuwenden.

Im Rahmen des Vorhabens erfolgte abschließend der Vergleich der LAVA-Ergebnisse zur Schmelzeausbreitung in WWER-1000/320-Containments, die von GRS für das KKW Kosloduj-5&6 und von SSTC für das KKW Saporoshje-1, durchgeführt wurden. Für jedes KKW wurden Variantenrechnungen mit verschiedenen Anfangswerten für Schmelzetemperatur und -viskosität durchgeführt, um den Einfluss dieser beiden Parameter auf die Schmelzeausbreitung abzuschätzen. Es zeigt sich erwartungsgemäß, dass eine geringere Viskosität und eine höhere Temperatur der Schmelze zu einer deutlich effektiveren Schmelzeausbreitung im Containment führen. Weiterhin ist festzustellen, dass Größenunterschiede beim zeitabhängigen Schmelzevolumenstrom ei-

nen bedeutenden Einfluss auf das Ausbreitungsverhalten haben. Basierend auf dem Vergleich der Fälle, für die die Anfangstemperatur im Erstarrungsbereich liegt, wurde berechnet, dass ein höherer Volumenstrom auch zu einer höheren Geschwindigkeit der Schmelzefront führt.

Im Zusammenhang mit den Vergleichsuntersuchungen wurde eine Methodik zur Identifikation des korrekten Schmelzeausbreitungsmodells unter den konkreten Anfangsbedingungen abgeleitet. Im LAVA-Rechenprogramm wird die Schmelzeausbreitung durch eine Bilanz zwischen Reibungskräften und Gravitationskräften berechnet. Daher wird empfohlen, vor Beginn der LAVA-Rechnungen den Ausbreitungsmodus, d. h. trägheitsbestimmt bzw. reibungsbestimmt, zu identifizieren.

Details zur Methodik und den Ergebnissen der Vergleichsuntersuchungen mit LAVA zu WWER-1000/320 sind im Bericht /BAK 16a/ beschrieben.

## 4.6 Komplexe Unfalluntersuchungen mit COCOSYS für WWER-Anlagen

### 4.6.1 COCOSYS-Analyse zu einem generischen WWER-440/W-213-Containment

Im Vorläufervorhaben wurde gemeinsam mit der slowakischen Behörde UJD eine COCOSYS-Analyse mit einem fein nodalisierten Datensatz ("high-detailed" Modell, HD) zu einem WWER-440/W-213-Containment für das Unfallszenario KMV DN100 mit Ausfall der aktiven Kernnotkühlung und des Sprühsystems durchgeführt /HUS 13/. Der Fokus lag dabei auf der in-vessel Störfallphase. Neben der Wasserstoffverbrennung und Wasserstoffrekombinatoren fanden auch das Aerosol- und Spaltproduktverhalten inklusive Nachzerfallswärme Berücksichtigung.

Von besonderem Interesse war in dieser Untersuchung das COMB/FRONT-Modell zur Simulation der Wasserstoffverbrennung und der Flammfrontausbreitung im Containment. Bei der COMB/FRONT-Anwendung auf eine generische WWER-440/213 Anlage zeigten sich dabei zwei wesentliche Probleme:

1. In einigen Modellzonen werden von COMB/FRONT sehr lange Brennzeiten bis zu mehreren hundert Sekunden Dauer berechnet. Ein ähnliches Ergebnis ist auch aus der COMB/FRONT-Anwendung auf deutsche Konvoi-Anlagen bekannt, wo von der GRS in einzelnen Variantenrechnungen unter Annahme spezieller Randbedingungen Brennzeiten von bis zu ~6 000 s auftraten. Experimente liegen nur für kleinskalierte Versuchsanlagen vor (Volumen in der Größenordnung einiger zehn Kubikmeter, Nodalisierungen mit angenommenen Zonenvolumen im Kubikmeter-Bereich), sodass dieses Ergebnis für Kraftwerksbedingungen (~70 000 m<sup>3</sup>, Nodalisierungen mit Zonenvolumen bis in der Größe von 100 m<sup>3</sup>) gegenwärtig nicht bestätigt werden kann.
2. Speziell bei der generischen WWER-440/213 Anlage werden in einigen Modellzonen Brennraten von 0 m<sup>3</sup>/s berechnet. Damit beginnt formal die Wasserstoffverbrennung, aber es erfolgt kein Umsatz von Wasserstoff und Sauerstoff in Wasserdampf, sodass diese "Verbrennung" im Modell erst mit dem Abbruch des Rechenlaufes endet.

Seit den 2013 zusammen mit UJD durchgeführten Analysen erfolgten einige Fehlerkorrekturen in COCOSYS und im Mai 2016 wurde die neue Anwenderversion V2.4v4 freigegeben. Deshalb sollte einerseits der Einfluss der Programmkorrekturen auf die da-

mals mit dem HD-Modell für das Unfallszenario "KMV DN100 mit Ausfall der aktiven Kernnotkühlung und des Sprühsystems" durchgeführten Rechnungen überprüft und andererseits der Einfluss der Nodalisation anhand des generischen WWER-440/213 Datensatzes untersucht werden.

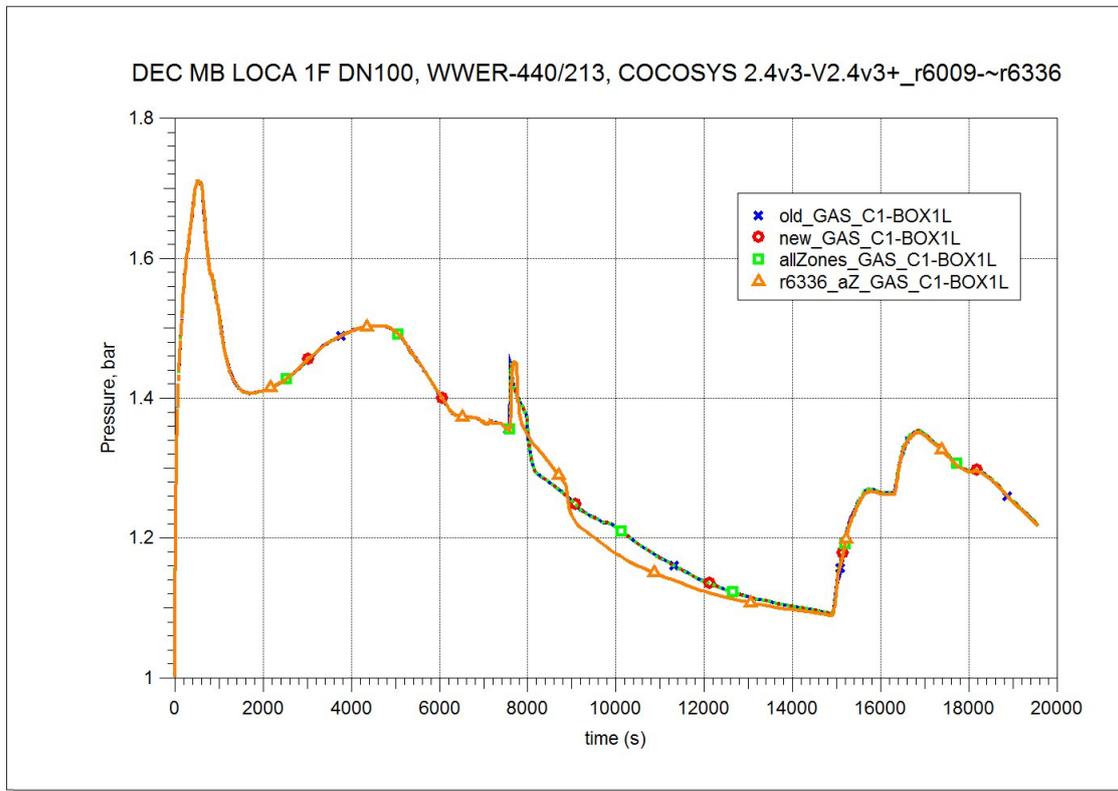
Zu Beginn wurde deshalb eine tabellarische Übersicht über die Randbedingungen und die verschiedenen durchgeführten COCOSYS-Rechnungen zum KMV DN100 erstellt (Tabelle 4.1). Diese Übersicht wurde aktualisiert und enthält jetzt auch die aktuellen Rechnungen mit COCOSYS V2.4v4. Neben diesen Analysen wurden auch alle erstellten Nodalisationen verglichen (siehe Table 1 in /ARN 16/).

**Tab. 4.1** COCOSYS-Analysen zu WWER-440/213 – Übersicht zu den Rechenfällen von UJD und GRS

Rechenfall	PARs	Sprüh-system	H2-Verbrennung/ Zündkriterium	COCOSYS Version	Kommentare
Var. 1 /HUS 13/	ja	n	ja / 9.5 Vol.%	V2.4v3	<i>input.inp</i> /HUS 13/ identisch mit <i>HD_input_basecase.inp</i> (aktuelle Version) <b>HD-Nodalisation:</b> <b>143 Zonen, 536 Verbindungen,</b> <b>331 Strukturen</b>
<i>Run01.inp</i>	ja	nein	ja / 9.5% Vol.% in allen Zonen	V2.4v3+ (r6009)	alle Zonen als Verbrennungszonen definiert
<i>Run02-grobian.inp</i>	ja	nein	ja / 9.5% vol. in allen Zonen	V2.4v3+ (r6009)	Basierend auf <i>Run01.inp</i> → mit Kontrollwort <b>C----</b> <b>GROBIAN</b> um Zonen zusammenzulegen, Er- gebnis ist Datensatz: <i>grobian.inp</i>
<i>HD_input_basecase_r6336.inp</i>	ja	nein	ja / 9.5 Vol.%	V2.4v3+ (r6336) FRONT Model Kor- rekturen	Identisch zu Var. 1
<i>grobian_HD_to_MD-model.inp</i>	ja	nein	ja / 9.5% vol. in allen Zonen	V2.4v3+ (r6336) FRONT Model Kor- rekturen	<b>MD Nodalisation:</b> <b>72 Zonen, 297 Verbindungen,</b> <b>184 Strukturen</b>
<i>HD_input_basecase_V2.4v4</i>	ja	nein	ja / 9.5% vol. in allen Zonen	<b>V2.4v4</b>	Identisch zu <i>HD_input_basecase_r6336</i>
<i>grobian_HD_to_MD_model_V2.4v4</i>	ja	nein	ja / 9.5% vol. in allen Zonen	<b>V2.4v4</b>	Identisch zu <i>grobian_HD_to_MD-model_r6336</i>

Tabelle 4.1 spiegelt zugleich die verschiedenen Arbeitsschritte innerhalb des aktuellen Vorhabens wieder, z. B. die Wiederholung der Basis-Rechnung in /HUS 13/ mit neueren COCOSYS Versionen, womit die damaligen Ergebnisse im Wesentlichen bestätigt wurden. Dies ist in Abbildung 4.6 beispielhaft für den Druckverlauf gezeigt. Unterschiede im Druckverlauf bei ca. 7 600 s sind Konsequenz der Korrekturen im FRONT-Modell

– unter anderem die bis dahin bestehende falsche Anhängigkeit der Flammenausbreitung von der definierten Strömungsrichtung der Atmosphärenverbindungen. Leider führten diese Korrekturen nicht zur Lösung des Problems der langen Brennzeiten, z. T. werden jetzt mit dem HD-Modell sogar noch längere Brenndauern berechnet.



**Abb. 4.6** COCOSYS, generischer WWER-440/213, Vergleich des mit verschiedenen COCOSYS-Versionen berechneten Druckverlaufes im Containment

Zur Klärung des Einflusses der Nodalisation auf die COMB/FRONT-Ergebnisse sollte das gleiche Szenario mit einer anderen Nodalisation gerechnet werden. Die weitere Verfeinerung der HD-Nodalisation durch die GRS war mangels Verfügbarkeit der Datenbasis, auf dessen Basis UJD das HD Modell erstellt hatte, nicht möglich, sodass mit UJD vereinbart wurde diese mit der gröberen MD Nodalisation durchzuführen. Die Abweichungen der MD von der HD Nodalisation (Zonenvolumina, Wandflächen usw.) stellten sich allerdings als so groß, dass umfangreiche Änderungen erforderlich wären zum Abgleich mit der HD Nodalisation. Diese sind zudem ohne die Datenbasis nicht eindeutig identifizierbar, sodass dieser Weg verworfen wurde.

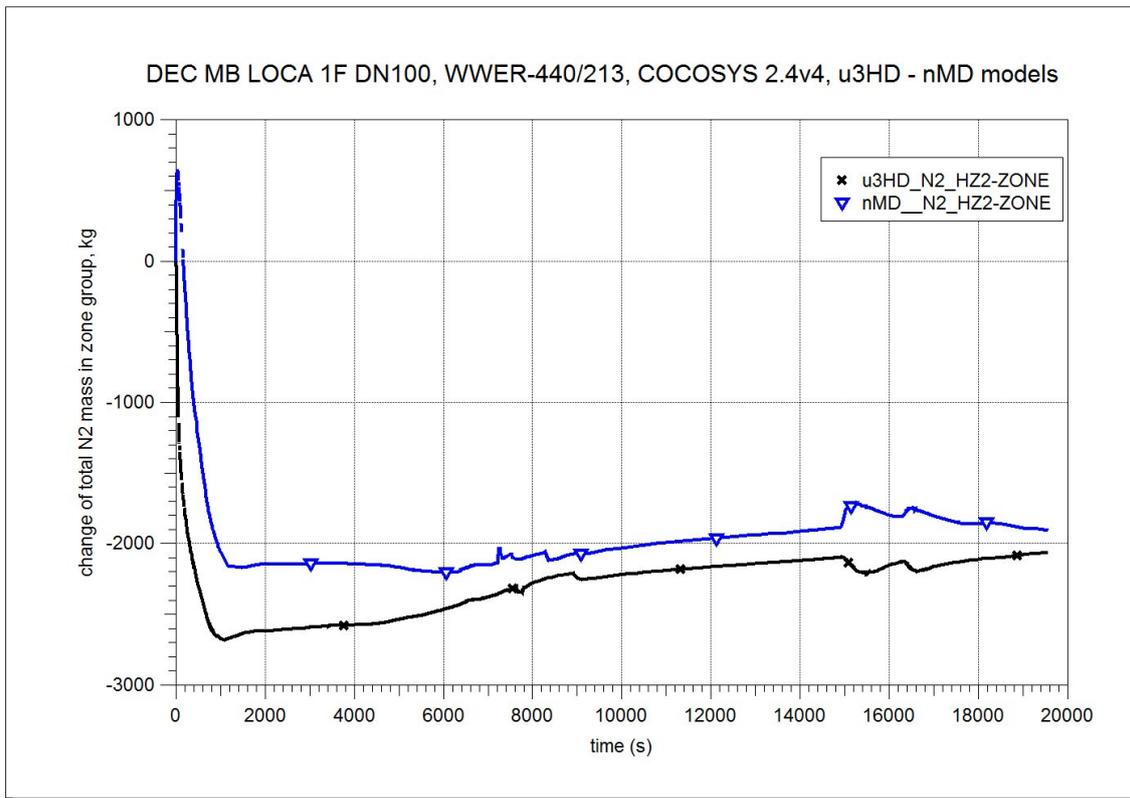
Deshalb wurde anschließend von der GRS unter Verwendung des GROBIAN-Tools von COCOSYS das aktuellen HD-Modell (als HD bezeichnet) zu einem neuen MD-

Modell (im weiteren nMD genannt) vereinfacht unter Beibehaltung aller wesentlichen Kenndaten wie Containment Nettovolumen, Fläche der Hauptströmungspfade und Strukturflächen. Dabei stellte sich heraus, dass in GROBIAN einige der für das Containment von WWER-440/213-Anlagen verwendeten speziellen Eingabedaten (z. B. zum DRASYS-Zonenmodell für den Nasskondensator und zum Spaltprodukt-Modell) nur unvollständig zusammengefasst wurden. Demzufolge wurde das GROBIAN Tool für die DRASYS-Anwendung im Rahmen des Vorhabens wesentlich verbessert. Details dazu sind in /ARN 16/ zu finden. Damit wurde letztendlich die neue nMD-Nodalisation erstellt, die in allen wesentlichen Kenndaten mit dem HD-Modell übereinstimmt.

Mit dem nMD-Modell (Rechenfall "grobian\_HD\_to\_MD-model\_V2.4v4" in Tabelle 4.1) mit 72 Zonen, 297 Verbindungen und 184 Strukturen wurden COCOSYS-Rechnungen durchgeführt und deren Ergebnisse mit denen des HD-Modells ("HD\_input\_basecase\_V2.4v4") verglichen. Der mit dem nMD-Modell berechnete Druckverlauf ist um bis zu 5 kPa geringer. Die genauere Analyse ergab, dass dies im Wesentlichen auf der zwischen beiden Modellen geänderten Verteilung der nichtkondensierbaren Gase (Luft) in den Zonen beruht. In Abbildung 4.7 ist die Stickstoffmasse in der Zonengruppe HZ2, die an die Dampferzeugerbox angrenzenden Räume umfasst, dargestellt. Analog dazu verhält sich der Sauerstoff – allerdings nur bis zum Beginn Wasserstofffreisetzung (ab ~5 700 s) und dem kurz darauf startenden H<sub>2</sub>-Abbau in den Rekombinatoren. In der nMD-Nodalisation erhöht sich zu Beginn des Unfalles in dieser Zonengruppe die Stickstoffmasse, d. h. mehr Luft wird in diese Zonen gedrückt als im HD-Modell. Diese Masse bleibt auch zum Zeitpunkt des Auftretens des maximalen Druckes bei ~530 s sowie über die gesamte Langzeitphase größer. Dadurch wird weniger nichtkondensierbares Gas in die Luftfallen des Nasskondensators transportiert, was den Gegendruck weniger stark anwachsen lässt, mit der Konsequenz des etwas geringen Maximaldruckes im nMD-Modell.

Die Unterschiede der durch COMB/FRONT berechneten Wasserstoffverbrennung entsprechen nicht der erwarteten Tendenz – im größeren nMD-Modell werden kürzere Verbrennungszeiten ermittelt. Noch dazu ist die durch Verbrennung umgesetzte Wasserstoffmasse im nMD-Modell größer als im HD-Modell. Dieser scheinbare Widerspruch erklärt sich dadurch, dass im nMD-Modell das Auftreten von Wasserstoffverbrennungen in mehr Zonen als im HD-Modell vorhergesagt wird d. h. in 7 anstatt in 2

Zonen. Dies ist wiederum die Konsequenz der unterschiedlichen Verteilung der Luft und des Dampfes im Containment.



**Abb. 4.7** COCOSYS V2.4v4, generischer WWER-440/213, Vergleich des mit HD- und nMD-Modell berechneten Druckverlaufes

Schlussfolgernd wird festgestellt, dass die Unterschiede in der berechneten Wasserstoffverbrennung durch COMB/FRONT zwischen HD- und nMD-Modell durch andere Effekte und hier insbesondere die voneinander abweichende Luftverteilung überlagert werden. Der Anteil des Einflusses der Nodalisation kann damit nicht eindeutig identifiziert werden.

Mit Blick auf die Nodalisation würde sich der Gasschacht des Nasskondensators besser für einen Vergleich der Verbrennung und Flammenausbreitung eignen. Es tritt jedoch im untersuchten Störfallszenario in keiner der beiden Nodalisationen dort eine Wasserstoffverbrennung auf. Auf Grund des wesentlichen Einflusses der Luftverteilung in Containment mit Nasskondensator ist ein WWER-440/213 nicht gut für eine derartige Analyse geeignet, was so nicht erwartet wurde. Deshalb können keine konkreten Vorschläge für die diesbezügliche Entwicklung bzw. Verbesserung der COMB/FRONT-Modelle in COCOSYS abgeleitet werden. Es sollten aber weitere Untersuchungen im

besser geeigneten Containment-Dome von Konvoi oder WWER-1000 Anlagen erfolgen. Dies ist erforderlich, um Aussagen für Anlagenrechnungen zu erhalten, die von den kleinskalierten Versuchsanlagen nicht ableitbar sind. Über diesen Weg kann auch die Aussagegenauigkeit in Stör- und Unfallanalysen mit COCOSYS z. B. zum Zwecke der Bewertung von Sicherheitsertüchtigungsmaßnahmen in WWER-Anlagen verbessert werden.

Die hier zusammengefassten Ergebnisse sind im Detail in der Technischen Notiz /ARN 16/ beschrieben. Im Dezember 2015 fand ein weiteres Projektmeeting mit UJD statt /MIN 15h/, auf dem Ergebnisse und Schlussfolgerungen aus der Kooperation diskutiert wurden.

#### **4.6.2 COCOSYS-Analyse für Anlagen mit WWER-1000/W-320**

Innerhalb des Arbeitspaketes 3 des Vorhabens wurde die Zusammenarbeit der GRS mit Experten von SSTC NRS (Ukraine) im Bereich der Analysen zu Unfällen mit schweren Brennelementschäden fortgeführt. Die Arbeiten waren auf zwei mit dem EU-Stress-Test im Zusammenhang stehende Modernisierungsmaßnahmen in ukrainischen KKW konzentriert:

- Implementierung von gefilterten Containment-Venting-Systemen und
- Implementierung eines Systems zur Wasserstoffbegrenzung bei Unfällen.

Die ersten analytischen Untersuchungen zur Implementierung von Ventingfilter-Systemen im WWER-1000/320-Containment unter Anwendung des COCOSYS-Codes wurden von der GRS im Rahmen des EU-Projektes UKTS/43 durchgeführt.

Für weitere Untersuchungen zur Unfallanalyse wurde ein Unterauftrag zwischen der GRS und SSTC NRS abgeschlossen /CON 15a/. In Task C dieses Unterauftrags wurde von den SSTC-Fachleuten mit Unterstützung der GRS zunächst der im Vorläuferprojekt erstellten COCOSYS-Datensatz für das Referenzkraftwerk Saporoshje, Block 1 (WWER-1000/320), modifiziert. Mit dem modifizierten Datensatz wurden von SSTC COCOSYS-Variantenrechnungen zum ausgewählten Unfallszenario „KMV mit Leck 2F DN850“ mit totalem Spannungsausfall unter Berücksichtigung des Containment-Ventingfilter-Systems mit Venturi-Wäscher und der Wasserstoffrekombinatoren durch-

geführt. Die Detailergebnisse der Untersuchungen wurden von SSTC im Bericht /ZHA 16b/ zusammengefasst.

Die COCOSYS-Analysen wurden für das KKW Saporoshje unter Anwendung der Module THY, AFP und CCI zum genannten Unfallszenario durchgeführt. Sie waren auf die Auswertung des Verhaltens von Nassfiltereinrichtungen mit Venturi-Wäscher nach dem RDB-Versagen im Containment fokussiert. Dabei wurden sowohl die Geometrie der Reaktorgrube und der benachbarten Räume als auch die Modelloptionen zur Simulation des Ventingfilter-Systems mit Venturi-Wäscher berücksichtigt.

Die Analyseergebnisse zeigen, dass durch die Simulation des Venturi-Wäschers die Freisetzung von Aerosol- und Spaltprodukten in die Umgebung erheblich reduziert wird. Sie tragen vorläufigen Charakter, da zurzeit weder detaillierte Informationen noch Daten zu den realen Einsatzbedingungen des Ventingfilters vorliegen. Dennoch erlauben diese Ergebnisse eine qualitative Bewertung der Effizienz des Venturi-Wäschers. In Bezug auf die Anwendung des CCI-Moduls wird die Notwendigkeit gesehen, im Rahmen der weiteren Kooperation, die Randbedingungen und Ergebnisse der von SSTC durchgeführten MEDICIS-Rechnung zu diskutieren. Sie werfen eine Reihe offener Fragen auf wie z.B. zur Wahl des Zeitpunktes des RDB-Versagens und zur angegebenen Wärmeleistung in der Schmelze nach RDB-Versagen.

Analytische Untersuchungen zur Auswirkung der Simulation des in Diskussion befindlichen Wasserstoffkonzeptes im WWER-1000/320-Containment bei Stör- und Unfällen wurden im Rahmen des Vorlaufervorhabens (INT Ost/INSC) durchgeführt. Die vorliegenden Analysen bestätigten die Wirksamkeit der Rekombinatoren zur Wasserstoffreduzierung im WWER-1000/320-Containment beim postulierten Unfallszenario im KKW Saporoshje, Block 1.

Die beschriebenen, von SSTC durchgeführten Analysen dienen als Grundlage für weitere gemeinsame Untersuchungen auf dem Gebiet der Unfallanalyse zu WWER-1000-Containments.

Basierend auf den COCOSYS-Unfallanalysen im EU-Projekt UK/TS/43 /UKT 15/ und parallel zu den beschriebenen Containment-Rechnungen bei SSTC /ZHA 16b/ hat die GRS mit dem COCOSYS-Code weiterführend das Verhalten des Containments des KKW Saporoshje-1 beim postulierten Szenarium Kühlmittelverluststörfall mit Leck 2F DN850 bei totalem Spannungsausfall unter Berücksichtigung von trockenem, gefilter-

tem Containment-Venting und Wasserstoffrekombinatoren untersucht. Eingang in diese Untersuchungen fanden die im AP 3 des INT KoNuS in Zusammenarbeit von ENPRO (Bulgarien) mit dem LAVA-Code gewonnenen Erkenntnisse zur Schmelzeausbreitung im WWER-1000-Containment nach RDB-Versagen. Im Vergleich zu den Analysen im EU-Projekt ist unter den neuen Annahmen zur Öffnung eines Strömungspfadens von der Reaktorgrube zu den unmittelbar benachbarten Räumen des Containments mit einem wesentlich späteren Beginn des Containment-Ventings zu rechnen. Das führt aufgrund der damit einhergehenden größeren Ablagerung von radioaktiven Spaltprodukten zu einer geringeren Aufheizung der Filterschichten des Ventingsystems. Die Abweichungen in der berechneten Wasserstoffverteilung sowie der – rekombination sind von geringerer Bedeutung. Einzelheiten zum COCOSYS-Datensatz sowie die Ergebnisse der Unfallanalyse und ihre Diskussion sind im Bericht /WFF 16/ enthalten.

#### **4.6.3 5<sup>th</sup> COCOSYS Users' Workshop**

Neu in diesen AP aufgenommen wurden die Vorbereitungsarbeiten und Teilnahme sowohl von Experten der GRS als auch von ENPRO (Bulgarien), NRSC (Armenien) und SSTC (Ukraine) am 5. COCOSYS Users' Workshop, der vom 28.-30. September 2015 in der GRS Berlin stattfand. In den Präsentationen /GUM 15/, /MAL 15/, /SAR 15/, /BAK 15a/ und /WFF 15b/ sind wesentliche Ergebnisse, die in der Kooperation mit ENPRO, NRSC und SSTC zum Arbeitspaket 3 erzielt wurden, zusammengefasst.

## **5 Zusammenarbeit mit INSC-Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3<sup>+</sup> und beim Aufbau gutachterlicher Kapazitäten**

### **5.1 Zielstellung**

Das Arbeitspaket ist in zwei Punkte unterteilt:

- Zusammenarbeit mit INSC-Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3<sup>+</sup> (↗ Kapitel 5.2)
- Zusammenarbeit beim Aufbau gutachterlicher Kapazitäten (↗ Kapitel 5.3)

Im ersten Arbeitspunkt ist die Erstellung einer Datenbasis zum KKW Ostrovets für die Codes ATHLET, COCOSYS, ASTEC und DYN3D (hier Zusammenarbeit mit HZDR) für ihre zukünftige Nutzung in der Einschätzung von Störfallanalysen im Sicherheitsbericht für dieses KKW gemeinsam mit belarussischen Experten von Gosatomnadsor und JIPNR-Sosny vorgesehen.

In Fortsetzung der bereits realisierten Einführungskurse in die Codes werden weitere Workshops/Meetings mit Wissenschaftlern aus Belarus zu den o. g. Codes durchgeführt. Die Inhalte der Workshops werden nach Absprache mit den Sosny-Experten und in Übereinstimmung mit dem Kenntnisstand der belarussischen Experten sowie unter Beachtung der im Rahmen der INSC-Vorhaben (BE/RA/07, BE/RA/08) vereinbarten Aktivitäten festgelegt. Durch die fachliche Zuständigkeit der GRS für die entsprechenden EU-Projektaufgaben ist gesichert, dass im vorliegenden Vorhaben ausschließlich erforderliche Arbeiten durchgeführt werden, die nicht Gegenstand der genannten INSC-Vorhaben sind.

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 der WWER-1200. Dazu werden im Rahmen des Arbeitspunktes anlagenspezifische Daten zusammengetragen, die für die Erstellung von (Teil-) Datensätzen der vier Codes als Voraussetzung für eigenständige Analysen notwendig sind. Der Schwerpunkt liegt hierbei auf der Simulation der passiven Systeme.

Eine weitere Aufgabe im AP 4 besteht in der Entwicklung von Anlagenmodellen für die GRS-Codes ATHLET und COCOSYS für KKW mit WWER-1200/W-491. Es ist geplant diese Modellentwicklung in enger Kooperation mit der russischen TSO SEC NRS durchzuführen.

Begründet durch die gegenwärtige Situation in einigen INSC-Partnerländern wird im zweiten AP zunächst eine Zusammenarbeit mit dem Schwerpunkt, diese Länder beim Aufbau entsprechender gutachterlicher Kapazitäten zu stärken und an den Erfahrungen der bisherigen wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit partizipieren zu lassen, angestrebt. Die Zielstellung einer gleichberechtigten wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit und entsprechender Methodenentwicklung und -anwendung ist dabei mittelfristiger Natur.

Bei der Umsetzung dieses AP werden die speziellen Erfahrungen der GRS aus der langjährigen wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden sowie deren TSOs in osteuropäischen Ländern genutzt.

Als konkrete Aufgabe des AP 4 steht die Zusammenarbeit mit Spezialisten der vietnamesischen Genehmigungsbehörde VARANS und deren TSO VINATOM zu Methoden der GRS an, speziell zur Durchführung von Stör- und Unfallanalysen und für die Bewertung von Sicherheitsberichten. Es ist geplant, für qualifizierte vietnamesische Experten eine Codeeinführung in ATHLET und COCOSYS vorzunehmen.

## **5.2 Zusammenarbeit mit INSC-Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3<sup>+</sup>**

Schwerpunkte der Zusammenarbeit mit der atomrechtlichen Behörde (Gosatomnadsor) und ihrer TSO JIPNR-Sosny in Belarus sollten Workshops und Anwendungstrainings zu den Codes ATHLET, COCOSYS, ASTEC und DYN3D bilden. Wie zum Ende des Vorläufervorhabens INT Ost/INSC konstatiert werden musste, befand sich die Kooperation aufgrund administrativer Schwierigkeiten schon seit 2014 im Leerlauf, obwohl seitens der GRS-Experten konkrete Vorschläge zur Fortsetzung der Trainings schon Mitte 2013 vorgelegt wurden.

Schließlich wurde von der Projektleitung vorgeschlagen, zu Beginn des Vorhabens ein Treffen zur generellen Diskussion des Codetrainings mit dem Ziel der Abstimmung der weiteren Arbeitsschritte mit den Direktoren von GAN und JIPNR-Sosny in Minsk durchzuführen. Das Treffen fand im November 2014 in Minsk statt. Leider ohne nächste konkrete Arbeiten abzustimmen, da die Einwände auf belarussischer Seite insbesondere von JIPNR nicht ausgeräumt werden konnten. Die Ergebnisse der Gespräche in Minsk sind im Reisebericht /WFF 14a/ dokumentiert.

Es folgten ein reger Briefaustausch sowie Telefon- und Videokonferenzen zwischen Gosatomnadzor und der GRS über die Aufnahme von Gesprächen zur Änderung und Aktualisierung der Codeverträge mit Gosatomnadzor und JIPNR. Entwürfe für neue Codeverträge in Deutsch und Russisch wurden erstellt und Gosatomnadzor übergeben. Ein Ergänzungsvertrag zu den alten Codeverträgen wurde zwischenzeitlich neben den GRS-Codes auch für den Code DYN3D abgestimmt und unterzeichnet. Im März 2016 kam es endlich zur offiziellen Registrierung des INSC-Vorhabens zur Basis-Qualifizierung eines Kernteams für Störfall- und Unfallanalyse in Belarus.

Nach der offiziellen Registrierung des INSC-Vorhabens zur Basis-Qualifizierung eines Kernteams für Störfall- und Unfallanalyse in Belarus im März 2016 kam es schließlich zum Inception Meeting und zur Abstimmung der nächsten Schritte. Hier wurde der Wunsch geäußert, nun auch die neuen Codenutzungsvereinbarungen zwischen GRS und GAN/JIPNR abzustimmen. In Gesprächen mit Mitarbeitern der Behörde wurden die Texte der Vereinbarungen erneut erklärt, Unklarheiten beseitigt und sprachliche Präzisierungen in der russischen Version vorgenommen. Die endgültige Klärung der Situation soll im 4. Quartal 2016 erfolgen.

Diese Aktivitäten stellten unvorhergesehene Zusatzarbeiten für den im INT KoNuS-Vorhaben und in INSC-Projekten geplanten Ausbau eines Kernteams für Störfall- und Unfallanalyse in Belarus dar. Ohne deren Klärung konnten die eigentlich vorgesehenen Arbeiten mit GAN und JIPNR nicht umgesetzt werden.

## **5.3 Zusammenarbeit beim Aufbau gutachterlicher Kapazitäten**

### **5.3.1 Zusammenarbeit mit Armenien**

Im Rahmen der Arbeiten zur Bewertung des Nationalen Stress-Test-Berichtes für das KKW Armenien, die im Arbeitspaket 2 (↗ Kapitel 3) durchgeführt wurden, gab es intensive Kontakte zur armenischen Aufsichtsbehörde ANRA und ihrer TSO NRSC. Fragestellungen zum Verhalten der sicherheitstechnisch bedeutsamen Komponenten und Bauteile, die für die Beherrschung der beiden störfallauslösenden Ereignisse „Station Blackout“ und „Loss of Ultimate Heat Sink“ wurden über die bewertenden Arbeiten des AP 2 hinaus diskutiert. Dabei stand der Know-how-Transfer über Methoden und Ansätze zur Qualifizierung und Quantifizierung von verschiedenen Maßnahmen zur Störfallvermeidung bzw. -mitigation im Vordergrund.

Parallel zum Know-how Transfer im Zusammenhang mit der Bewertung des armenischen Stress-Test-Berichtes wurde von der GRS eine Einschätzung des SAR-Guides - Phase 1: Berücksichtigung der Anforderungen und Leitlinien von IAEO (GS-G-4.1) und US NRC (RG 1.206) - vorgenommen. Dieser Guide soll für das neue, in Diskussion befindliche KKW in Armenien zur Anwendung kommen. Im Fokus der Einschätzung standen Anforderungen in Bezug auf Unfälle mit schwerem Kernschaden. Das vorgelegte Dokument bezieht sich auf Format und Inhalt des Sicherheitsberichtes. In der Einschätzung wurden die Anforderungen zu Sicherheitsanalysen im SAR-Guide überprüft. Diese beziehen sich auf Auslegungs- und auslegungsüberschreitende Störfälle und sind im Kapitel 7 der Richtlinie dargestellt. Anforderungen zu Unfällen mit schwerem Kernschaden werden in diesem Kapitel nur kurz betrachtet. Nach eingehender Analyse der Richtlinie stellte sich heraus, dass Anforderungen im Hinblick auf Unfälle mit schwerem Kernschaden Schwerpunkt des Kapitels 16 "Probabilistic Safety Assessment and Severe Accident Evaluation" werden sollen. Diese Kapitel soll im Rahmen der Phase 2 des SAR-Guides entwickelt werden und lag bis zum Ende der Projektlaufzeit nicht vor. Die Ergebnisse der Einschätzung sind im Arbeitsmaterial /BAK 15b/ dokumentiert.

### **5.3.2 Zusammenarbeit mit Vietnam**

Vietnam gehört zu den Ländern, die im Rahmen des „Instrument of Nuclear Safety Cooperation (INSC)“ der Europäischen Union Unterstützung beim Aufbau leistungsfä-

higer und kompetenter atomrechtlicher Behördenstrukturen und der Schaffung technischer Expertise in den Sachverständigenorganisationen erhalten. Dazu wurde im Zeitraum 2011 bis 2014 im ersten INSC-Programm das Projekt VN/RA/01 zum Kompetenzaufbau der atomrechtlichen Behörde VARANS durchgeführt, an dem auch die GRS beteiligt war. Im Zusammenhang mit einem Training in diesem Projekt wurden GRS-Mitarbeiter im Februar 2015 vom Generaldirektor von Vinatom angesprochen und um fachliche Beratung zum Kompetenzaufbau bei Vinatom und der Behörde VARANS auf dem Gebiet der Sicherheitsbewertung von KKW gebeten. Von besonderem Interesse für die vietnamesische Seite war dabei die Erfahrung der GRS hinsichtlich Projektorganisation und Durchführung sicherheitstechnischer Prüfungen und Bewertungen von Sicherheitsberichten sowie bei der Zusammenarbeit in internationalen Projektteams mit dem Ziel des Wissenstransfers. Die GRS wurde ersucht, unter Berücksichtigung der spezifischen vietnamesischen Verhältnisse ein Grundkonzept für eine Projektorganisation zum Review eines Sicherheitsberichtes zu erarbeiten. Das Konzept soll es ermöglichen, neben der Review-Tätigkeit einen Wissenstransfer zwischen den vietnamesischen Experten und den Beratern zu generieren. Im Rahmen des Vorhabens erfolgte die Erarbeitung dieses Konzeptes und dessen Übermittlung an VARANS. Das Konzept ist in der Technischen Notiz /STN 15/ beschrieben.

Am Rand eines IAEO-Weiterbildungsstudiums (IAEA-Fellowship) für die vietnamesische atomrechtliche Behörde VARANS fand in der GRS Berlin im Mai 2016 mit dem Direktor des Technical Support Center for Radiation & Nuclear Safety and Emergency Response von VARANS ein Projektmeeting statt, auf dem Themen der möglichen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit, speziell der Stör- und Unfallanalyse, diskutiert wurden /MIN 16f/. Im kommenden Jahr werden zwei VARANS-Experten im INSC-Projekt VN/RA/02 an einem einwöchigen Basis-Training für den COCOSYS-Code teilnehmen. Im Ergebnis der Diskussion wird es im Hinblick auf die Bildung eines Kernteams für Störfall- und Unfallanalyse bei VARANS von beiden Seiten als zielführend eingeschätzt, wenn in der bilateralen Kooperation weitere Code-Trainings stattfinden und schließlich in den Jahren 2017/2018 gemeinsam ein COCOSYS-Datensatz zur Stör- und Unfallanalyse in KKW mit WWER-1200 erstellt werden könnte. Ein Vorschlag über Inhalte und Umfang des Trainingspaketes für den COCOSYS-Code wurde VARANS auf dem Meeting im Mai 2016 präsentiert und im Detail erläutert.

Darüber hinaus wurden mit Experten der russischen Forschungszentrums EREC (Elektrogorsk b. Moskau) fernmündlich und per Email Diskussionen zu Möglichkeiten

der Zusammenarbeit für WWER-1200 geführt /EMA 16a/. Angedacht ist es, in Zukunft auf trilateraler Ebene gemeinsam mit VARANS zu Spezifika von KKW mit diesen Reaktoren auf dem Gebiet der Stör- und Unfallanalyse zu kooperieren.

## **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. Für ausgewählte Themen werden für die genannten Länder auf der Basis verfügbarer Informationen und Ergebnisse aus den Vorläufervorhaben, aus laufenden Projekten und aus unmittelbaren Kontakten Aktivitäten abgeleitet, die dann zum Gegenstand der Zusammenarbeit werden.

Hierbei werden die folgenden Schwerpunkte gesehen:

- Praktische Anwendung von Freigabeverfahren von Materialien und zu grundsätzlichen Fragen der Freigabe von Geländen und Gebäuden:
  - Fortsetzung der im Vorläufervorhaben begonnenen Arbeiten zur Analyse von praktischen Freigabeverfahren in ausgewählten Ländern;
  - Analyse und Vorschläge zur Entwicklung, bzw. der Verbesserung des Regelwerkes zu Freigaben von Geländen und Gebäuden und Materialien, in den Ländern, die über solche Regelungen verfügen;
  - Vergleich zwischen verschiedenen Lösungsansätzen der bewerteten Verfahren und des dabei zur Anwendung kommenden Regelwerkes.
- Erfahrungsaustausch zur Umsetzung der Forderungen von neueren EU-Ratsdirektiven zum Umgang mit radioaktiven Materialien und Kernbrennstoffen und dem Strahlenschutz und neuer Empfehlungen, z. B. durch den WENRA Prozess auf diesem Gebiet:
  - Zusammenstellung der sich aus den Direktiven ergebenden Anforderungen;
  - Analyse vorhandener nationaler Strategien, Programme und Konzepte zur Umsetzung der genannten Direktiven für ausgewählte Länder;

- Diskussion geplanter und notwendiger Arbeiten zur Einführung der neuen Direktiven im Zusammenhang mit anderen internationalen Empfehlungen zur Gewährleistung einer zukünftigen sicheren Entsorgung von abgebrannten Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen.
- Gemeinsame Analyse zur Vorgehensweise bei der Sicherheitsbewertung und bei der Identifizierung von Risiken bei der Durchführung von Arbeiten zur Stilllegung von KKW
  - Analyse der für Sicherheitsbewertungen notwendigen Grundlagen;
  - Diskussion zum Gefahrenpotential und dem damit verbundenen Risiken einer stillgelegten kerntechnischen Anlage in Bezug zu den notwendigen Analysen und Berechnungen zur Ermittlung des Aktivitätsinventars und dessen Verteilung.

## **6.2 Ergebnisse der Arbeiten**

### **6.2.1 Praktische Anwendung von Freigabeverfahren von Materialien und zu grundsätzlichen Fragen der Freigabe von Geländen und Gebäuden**

Die praktische Anwendung von Freigabeverfahren zur Entlassung von Materialien und Teilen ehemaliger Kontrollbereiche, wie z. B. Gebäude und Gelände(-teile) ist sowohl während des Betriebs einer kerntechnischen Anlage wichtig aber umso mehr bei deren Stilllegung. Dies ist insbesondere der Fall wenn große Reststoffmengen einer gesicherten Entsorgung oder weiteren Nutzung im Wirtschaftskreislauf zugeführt werden müssen. Grundsätzliche Verfahrensweisen und entsprechende Anforderungen, wie die Festlegung von Freigabegrenzwerten, sind in diesbezüglichen nationalen Vorschriften geregelt. Diese wiederum basieren auf internationalen Empfehlungen, z. B. der IAEO, und der EU/Euratom.

Im AP 5 des INT KoNuS wurden die im Vorläufervorhaben INT Ost/INSC begonnenen Arbeiten zur Analyse von praktischen Freigabeverfahren in ausgewählten Ländern fortgesetzt. Dies betraf insbesondere die Länder Bulgarien und Ukraine.

## **Bulgarien**

In Kooperation mit Experten der Firma SERAW, der bulgarischen Aufsichtsbehörde BNRA und der TSO ENPRO erfolgten zum einen Arbeiten zur generellen Analyse des bulgarischen Regelwerks in Bezug auf Festlegungen zur Freigabe von Materialien, Geländen und Gebäuden. Dies erfolgte im Zusammenhang mit der Analyse von speziellen Unterlagen von bulgarischen Antragsstellern, die wiederum auf dem entsprechenden Regelwerk basieren. Auf der anderen Seite wurden die Vorgehensweisen bei der Freimessung von konkreten Materialien analysiert und die Ergebnisse in Arbeitsmaterialien dargestellt. Diese Analyse erfolgte unter Berücksichtigung internationaler Empfehlungen und Richtlinien (IAEO und EU/Euratom) und nationaler Erfahrungen, in diesem Fall Deutschlands. Zur Präsentation und Diskussion der Ergebnisse der Analysen wurde ein Treffen mit Vertretern von SERAW und BNRA vorbereitet und am 1./2. Juni 2015 in Sofia unmittelbar vor der „Bulatom“-Konferenz durchgeführt.

Durch die Teilnahme der GRS an der Konferenz „Bulatom“ vom 3. bis 5. Juni 2015 in Bulgarien konnte ein Austausch zu Erfahrungen bei der Freigabe von Gebäuden und Gelände mit Experten von ENPRO, SERAW und BNRA erfolgen. Die Konferenz bot dazu eine besondere Gelegenheit, da die GRS zu diesem Thema auch einen Vortrag /KUC 15/ präsentierte. Auch im Jahr darauf erfolgte eine Teilnahme der GRS an der Konferenz „Bulatom“ 2016, welche im Zusammenhang mit einem anderen Vorhaben stattfand. Die speziellen auf der „Bulatom“ Konferenz gegebenen Informationen aus der „Section 2: Technologies and Practical Approaches to the Decommissioning of Nuclear Installations. Radioactive Waste and Spent Nuclear Fuel Processing and Storage - exchange of information on the implementation of similar projects“ wurden im Reisebericht /LV2 16/ dargestellt. Auf dem im Vorfeld organisierten Treffen mit den bulgarischen Vertretern erfolgte ein Austausch zum durch die GRS erstellten Bericht /KUC 16a/ sowie zu den zukünftig geplanten Arbeiten /MIN 16d/.

Somit wurden im Vorhaben die folgenden fallspezifischen Vorschriften in Bezug auf die Freigabe von Materialien bei der Stilllegung des KKW Kosloduj analysiert und diskutiert:

1. die Antragsunterlage zur Freimessung von Betonblöcken,
2. die revidierte und ergänzte generelle Vorschrift zur Organisation der Freigabe von Materialien für die Blöcke 1-4 des KKW Kosloduj und
3. die Verfahrensbeschreibung für (Kontroll-)Messungen mit Oberflächenkontaminationsmonitoren.

Die Analyseergebnisse sind in den Arbeitsmaterialien /KUC 15a/ für die o. g. für Punkte 1. und 2. und für Punkt 3. /KUC 16/ dokumentiert. Die Analysen zeigen, dass sich die in den analysierten Dokumenten vorgeschlagenen Verfahrensweisen an den internationalen Empfehlungen orientieren und die EU Strahlenschutzgrundnorm (Richtlinie 2013/59/Euratom) Berücksichtigung findet, was unter anderem auch auf die gute Kooperation, u. a.. innerhalb des Vorhabens, zurückzuführen ist. Es wird jedoch eingeschätzt, dass zu einzelnen Details nach wie vor Klärungs- und Diskussionsbedarf besteht. So ist u. a. noch offen, die bereits vor mehreren Jahren installierte Freimessanlage (siehe Abbildung 6.1) in den Routinebetrieb zu überführen.



**Abb. 6.1** Freimessanlage mit Steuerungseinheit im KKW Kosloduj

### **Ukraine**

Im Rahmen des Vorhabens wurden auch auf dem Gebiet der Freigaben mit den Partnern aus der Ukraine die Arbeiten fortgesetzt. Allerdings betraf dies weniger die Analyse von Antragsunterlagen dazu. Während Diskussionen mit Fachkollegen des SSTC im März 2015 wurde die weitere Zusammenarbeit auf dem Gebiet der praktischen Umsetzung der Freigabe von Materialien in den ukrainischen KKW und zum Stand der Umsetzung von Forderungen aus relevanten aktuellen EU-Ratsdirektiven besprochen

und die nächsten Aktivitäten festgelegt. Schließlich wurden dann konkrete Arbeitspunkte für das Zusammenarbeitsprogramm zwischen SSTC NRS und der GRS festgelegt. Diese bestanden u. a. in der Vorbereitung und Organisation von zwei Seminaren zur Umsetzung von EU-Richtlinien und damit verbundenen technischen Fragen, wie z. B. die Charakterisierung von radioaktiven Abfällen und FreigabeprozEDUREN. Letztere sollten in einem der beiden geplanten Seminare behandelt werden. Dieses Seminar konnte aufgrund von Abstimmungs- und Termenschwierigkeiten nicht mehr im Rahmen des Vorhabens durchgeführt werden und es wurde vereinbart es zu einem späteren Zeitpunkt durchzuführen. Informationen zum 2. Seminar werden im Kapitel 6.2.2 gegeben.

Die ukrainische Seite sollte für dieses Seminar, wie auch schon für das ursprünglich im ersten Quartal geplante Treffen, Informationen zur praktischen Umsetzung der Freigabe von Materialien in den ukrainischen KKW präsentieren. Diese Informationen konnten jedoch (noch) nicht verfügbar gemacht werden, da die praktische Umsetzung bis zum jetzigen Zeitpunkt noch nicht erfolgt ist. Der im Vorläufervorhaben bewertete Industriestandard für NAEK Energoatom zu FreigabeprozEDUREN wurde mittlerweile wieder außer Kraft gesetzt. Es bleibt hier daran zu erinnern, dass die Bewertung dieses Industriestandards erhebliche Defizite ergab. Ergänzend ist zu bemerken, dass Fragen zu Freigaben bis hin zur Verwendung von Messtechnik, wie z. B. einer Freimessanlage auch Gegenstand von INSC-Projekten sind. Es bleibt abzuwarten, ob in diesem Zusammenhang neue Unterlagen erstellt werden. Diese könnten dann wiederum zum Gegenstand der Fortführung dieses Themas in der Ukraine werden.

## **Litauen**

Die Anwendung von FreigabeprozEDUREN hat für Litauen insbesondere bei der Stilllegung des KKW Ignalina eine herausragende Bedeutung. Entsprechend den verfügbar gemachten Informationen wird für die Freimessungen auch ein Gesamt-Gamma-Messsystem der Firma VF (Tschechische Republik) verwendet. Die Nutzung dieses Systems erfolgt auf der Basis einer in Litauen vorhandenen Regelung zu Freigaben, die auf den Anforderungen der EU-Grundnormen beruht. Da bisher noch keine direkte Kooperation auf diesem Fachgebiet mit Experten aus Litauen erfolgte, sollte dies in einem späteren Vorhaben eingeplant werden. Dabei könnten in Deutschland gemachte Erfahrungen auf dem Gebiet der Freimessung den litauischen Fachkollegen vermittelt werden. Eine spezielle Frage ist zum Beispiel die Berücksichtigung natürlicher Aktivität in zu messenden und später freizugebenden Materialien, wie z. B. Beton. Dies ist insbesondere von Bedeutung, da im KKW Ignalina große Mengen an Beton bei der Still-

legung anfallen. Darüber hinaus bietet sich ein Vergleich mit der Ukraine an. Auch hier soll bei der Stilllegung von Reaktoren des RBMK Typs zukünftig eine Freimessanlage eingesetzt werden. Im Gegensatz zur Anlage in Litauen ist die Anlage für das KKW Tschernobyl als gammaspektrometrische Anlage geplant.

### **6.2.2 Erfahrungsaustausch zur Umsetzung der Forderungen von neueren EU-Richtlinien zum Umgang mit radioaktiven Materialien und Kernbrennstoffen und dem Strahlenschutz**

Der Erfahrungsaustausch mit Fachkollegen aus Bulgarien, der Ukraine und Armenien zur Umsetzung von EU-Richtlinien konzentrierte sich im Wesentlichen auf die Richtlinie 2011/70/Euratom (sogenannte „Entsorgung-Richtlinie“) und die Richtlinie 2013/59/Euratom zur Festlegung grundlegender Sicherheitsnormen für den Schutz vor den Gefahren einer Exposition gegenüber ionisierender Strahlung. Bei der Diskussion dieser beiden Richtlinien wurde jedoch deutlich gemacht, dass beide mit der Richtlinie 2014/87/Euratom zur Änderung der Richtlinie 2009/71/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen eine Einheit bilden.

Die Richtlinie 2011/70/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die verantwortungsvolle und sichere Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle wurde am 19. Juli 2011 angenommen und am 2. August 2011 veröffentlicht. Nach der Inkraftsetzung am 22. August 2011 sollte die Umsetzung in das nationale Recht der jeweiligen Mitgliedsstaaten bis zum 23. August 2013 vorgenommen werden. Die Vorlage des Nationalen Programmes bei der EU-Kommission hatte bis zum 23. August 2015 zu erfolgen. Nach diesem Zeitpunkt muss alle drei Jahre eine Aktualisierung stattfinden. Sogenannte „Peer Reviews“ zur gegenseitigen Überprüfung des Standes der Umsetzung sind geplant.

Ziel der Richtlinie 2011/70/Euratom ist das Erreichen eines hohen Sicherheitsniveaus bei der Entsorgung von abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen in allen Mitgliedstaaten der Europäischen Union (EU) sowie die Gewährleistung der erforderlichen Unterrichtung und Beteiligung der Öffentlichkeit im Zusammenhang mit der Entsorgung. Dadurch sollen unangemessene Lasten für künftige Generationen vermieden werden. Zur Erreichung dieser Ziele haben die Mitgliedstaaten für diesen Bereich einen nationalen Gesetzes-, Vollzugs- und Organisationsrahmen zu schaffen, der die Verantwortlichkeiten regelt. In einem transparenten Prozess ist ein „Nationales Ent-

sorgungsprogramm“ (NaPro) für die Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle zu erstellen, das alle Entsorgungsschritte von der Entstehung der radioaktiven Abfälle bis zu ihrer Endlagerung einbezieht.

Da die Grundsätze der Richtlinie 2011/70/Euratom als universell und beispielhaft betrachtet werden können, wurde im Vorläufervorhaben INT Ost/INSC für zwei nicht EU-Länder (Armenien und Ukraine) analysiert, ob und in welchem Maße die in der Richtlinie formulierten Grundsätze und Anforderungen auch in diesen Ländern erfüllt sind und welche Anstrengungen unternommen werden, um diese zu erfüllen, falls dies noch nicht der Fall sein sollte /IMI 14/. In diesem Bericht wurden auch die beiden Länder Litauen und Bulgarien auf der Basis der damals vorhandenen Informationen betrachtet.

Da für Litauen und Bulgarien nunmehr die entsprechenden Berichte, bzw. weitere Informationen vorliegen, wurden beide Länder noch einmal im Detail in diesem Vorhaben analysiert und die Ergebnisse in der Technischen Notiz /KUC 16a/ dargestellt.

## **Litauen**

In Litauen wurde der Prozess der Umsetzung der Anforderungen der Richtlinie 2011/70/Euratom Anfang 2013 begonnen. Mit der Änderung der Gesetze „Law on Nuclear Energy“ und „Law on Nuclear Safety“ von 2014 wurden die Anforderungen der Richtlinie 2011/70/Euratom in nationales Recht umgesetzt. Der erste nationale Bericht der Republik Litauen über die Durchführung der Richtlinie 2011/70/Euratom (Durchführungsbericht) wurde der EU-Kommission im Mai 2015 vorgelegt. In diesem Bericht wird der Organisationsrahmen der Regulierungsbehörde in Litauen im Bereich der Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle näher beleuchtet; dabei wird auch besonders auf die Rolle der Regulierungsbehörde eingegangen. Des Weiteren werden die Grundzüge des nationalen Rahmens erläutert. Darüber hinaus enthält der Durchführungsbericht Informationen zum erreichten Stand der nuklearen Sicherheit sowie bei der Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle. Dazu zählen auch Informationen zu Anlagen, Einrichtungen und Aktivitäten zur Abfallentsorgung aber auch zu Strategien und Programmen, die den gesamten Zyklus der sicheren Entsorgung radioaktiver Abfälle abdecken. Informationen über die Umsetzung des Nationalen Entsorgungsprogramms sind ebenfalls im Durchführungsbericht enthalten.

## **Bulgarien**

Seit dem Beschluss der letzten Strategie über die Sicherheit beim Umgang mit abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen aus dem Jahr 2004 ist die Republik Bulgarien der EU beigetreten und hat die neuen europäischen Verordnungen und Richtlinien zur Behandlung und sicheren Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle übernommen.

Die neue „Strategie zur sicheren Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle bis zum Jahr 2030“ wurde durch den Ministerrat der Republik Bulgarien im Januar 2011 verabschiedet. Diese Strategie basiert auf der Richtlinie 2011/70/Euratom; künftigen Generationen sollen keine unangemessenen Lasten aufgebürdet werden.

Die neue “Regulation on the Safety of Radioactive Waste Management”, angenommen mit dem “Decree No 185 of the Council of Ministers” am 23. August 2013, berücksichtigt die Vorgaben aus der Richtlinie 2011/70/Euratom. Der erste nationale Bericht der Republik Bulgarien entsprechend Artikel 14.1 der Richtlinie 2011/70/Euratom wurde mit Beschluss des Ministerrats der Republik Bulgarien am 9. September 2015 angenommen. Der Bericht enthält Informationen zum erreichten Stand bei der Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle in der Republik Bulgarien. Dazu zählen auch Informationen zu Anlagen, Einrichtungen und Aktivitäten zur Abfallentsorgung aber auch zu Strategien und Programmen, die den gesamten Zyklus der sicheren Entsorgung radioaktiver Abfälle abdecken.

Die Regierung Bulgariens kam der ihr durch die Richtlinie 2011/70/Euratom auferlegten Berichtspflicht durch die Vorlage des Berichtes zur Durchführung und dem Verweis auf die Nationale Strategie „Strategie zum Umgang mit abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen bis zum Jahr 2030“ der Republik Bulgarien nach.

Die „Strategie“ enthält zum einen programmatische Elemente der Entsorgungsplanung aber auch detaillierte Ausführungen zu einzelnen Abfallarten und deren Entsorgungszielen. Ebenso wird das Abfallmanagement bei der Stilllegung der Blöcke 1-4 des KKW Kosloduj beschrieben.

## **Armenien**

Ein Durchführungsbericht entsprechend Artikel 14.1 der Richtlinie 2011/70/Euratom oder ein analoges Dokument existiert für Armenien nicht. Das „Konzept für die sichere Entsorgung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente in der Republik Armenien“ (“Concept on safe management of radioactive waste and spent nuclear fuel in the Republic of Armenia”) wurde 2010 entwickelt und am 4. November 2010 mit der Entscheidung der Regierung der RA „Protokoll 43“ genehmigt. In diesem Dokument sind die Ziele der Nationalen Strategie aufgelistet, die eine sichere und nachhaltige Entsorgung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente in der Republik Armenien präzisieren.

## **Ukraine**

Durch die Unterzeichnung des wirtschaftlichen Teils des Assoziierungsabkommens mit der Europäischen Union im Juni 2014 durch die Ukraine ergeben sich für die Ukraine konkrete Verpflichtungen. Diese bestehen u. a. in der Notwendigkeit der Umsetzung von EU-Richtlinien in die ukrainische Gesetzgebung und das untergesetzliche Regelwerk. Als eine umzusetzende Richtlinie ist in einer Verfügung des Ministerkabinetts der Ukraine No. 110-r vom 18. Februar 2015 die Strahlenschutzgrundnorm der EU genannt. (Es ist anzumerken, dass die Richtlinie 2011/70/Euratom in dieser Verfügung nicht erwähnt wird.)

Wie bereits weiter oben erwähnt waren zwei Seminare zu den Richtlinien 2011/70/Euratom und 2013/59/Euratom in der Ukraine in 2016 geplant. Im Vorhabensverlauf wurde entschieden, das Seminar zur Richtlinie 2011/70/Euratom zu verschieben. Das Seminar zur Strahlenschutzgrundnorm fand im September 2016 statt und wurde um die spezielle Komponente „Fragen des Strahlenschutzes gegen Radon“ ergänzt. Der Verlauf und die Ergebnisse des Seminars sind in den Minutes /MIN 16e/ dargestellt.

### **6.2.3 Gemeinsame Analyse zur Vorgehensweise bei der Sicherheitsbewertung und bei der Identifizierung von Risiken bei der Durchführung von Arbeiten zur Stilllegung von KKW**

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 BMUB- und EU-Vorhaben identifizierten Fragen fortgeführt und ausgebaut. Weitergehend werden aktuelle Informationen und Erfahrungen zum Strahlenschutz und zum Umgang mit radioaktiven Abfällen durch bilaterale Kontakte mit dem Kooperationsland bereitgestellt.

Der Vergleich der betrachteten Länder – Armenien, Bulgarien, Litauen und der Ukraine – machte erneut deutlich, dass das erreichte Niveau auf dem Gebiet der Entsorgung von abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen sowie der Stilllegung der KKW zum Teil sehr unterschiedlich ist. Einzelheiten zur Stilllegung der Kernkraftwerke in Armenien und Litauen sind in Technischen Notizen /IMI 16/ und /IMI 16a/ dokumentiert.

#### **Armenien**

Im Rahmen dieses Arbeitspaketes besteht eine enge Zusammenarbeit mit den Experten der armenischen Sachverständigenorganisation NRSC. 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. Auf dem Arbeitstreffen im Juli 2015 in Jerewan wurden mit armenischen Behördenvertretern, NRSC sowie mit anderen Organisationen spezifische Fragestellungen zur Thematik „Stilllegung des KKW Armenien und Entsorgung radioaktiver Abfälle in Armenien“ diskutiert. Dieser Workshop bildete eine ausgezeichnete Grundlage und die Möglichkeit, einen tieferen Einblick in den aktuellen Stand der Stilllegungsaktivitäten sowie die Entsorgung radioaktiver Abfälle in Armenien zu gewinnen. In der Technischen Notiz /IMI 16b/ werden weiterführende Informationen in detaillierter Form gegeben.

Gegenwärtig befindet sich in Armenien keine kerntechnische Anlage in Stilllegung. Die gesetzlichen Grundlagen und Verantwortlichkeiten für die Stilllegung einer kerntechni-

schen 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 Stilllegungsstrategie für beide Blöcke des KKW Armenien wurde im Jahr 2007 durch die armenische Regierung beschlossen (Decree № 48) und wird als „sequential dismantling“ (fortlaufender Rückbau) bezeichnet. Die Strategie basiert auf einer detaillierten Analyse und Kombination der von der IAEO empfohlenen Optionen. In 2010 wurde ein „Initial Decommissioning Plan“ entwickelt. Beide Dokumente sehen keine Verlängerung der Betriebsdauer des Blocks 2 vor und sind zu aktualisieren.

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.

Das „Konzept für die sichere Entsorgung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente in der Republik Armenien“ („Concept on safe management of radioactive waste and spent nuclear fuel in the Republic of Armenia“) wurde 2010 entwickelt und am 4. November 2010 mit der Regierungsverordnung Nr. 43 genehmigt. In diesem Dokument sind die Grundsätze und Ziele der nationalen Entsorgungspolitik aufgelistet, die eine sichere und nachhaltige Entsorgung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente in der Republik Armenien präzisieren.

Im Rahmen des EU-Entwicklungsprogramms DEVCO wurde die nationale Entsorgungsstrategie aktualisiert. Die Entwicklungsarbeiten haben im September 2013 begonnen und sollten Ende 2015 abgeschlossen sein.

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 befindet sich noch in der Entwicklung und soll in das Stilllegungsprogramm des KKW Armenien aufgenommen.

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

### **Litauen**

Die Vorbereitung der praktischen Stilllegung der graphitmoderierten Druckröhrenreaktoren (Typ RBMK) des KKW Ignalina wird durch einen Internationalen Stilllegungsfond (IIDSF) mitfinanziert, der durch die Europäische Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBRD) verwaltet wird. Die von der Regierung gewählte Strategie für die Stilllegung des KKW Ignalina lautet "sofortige Demontage". 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. Für den Großteil des KKW Ignalina soll dieser Zustand im Jahr 2030 erreicht sein.

## 7 Veröffentlichungen

Die folgenden vier Vorträge beruhen auf Ergebnissen aus Arbeiten im aktuellen Vorhaben und im Vorläufervorhaben INT Ost/INSC. Sie wurden auf dem 5. COCOSYS Users' Workshop, der vom 28.-30. September 2015 in der GRS Berlin stattfand, gehalten:

- Bakalov, I.  
Application of LAVA code for simulation of melt spreading at two floor elevations in a WWER-1000 containment
- Gumenyuk, D. (SSTC NRS)  
COCOSYS application for severe accidents analyses with focus of hydrogen distribution
- Malakyan, Ts., H. Hovhannisyanyan (NRSC)  
Post-test calculations of VUEZ HYDRO-1 test facility for determination of sump clogging specific loss coefficient for Armenian NPP using COCOSYS code
- Wolff, H.  
Complex COCOSYS analysis for Accident Localisation System of NPP with WWER

Ein Experte der GRS nahm an der Konferenz „Bulatom“ vom 3. bis 5. Juni 2015 in Bulgarien mit einem Vortrag teil:

- Küchler, L.  
Release of NPPs buildings and sites

Dieser Vortrag basiert auf Ergebnissen, die im Rahmen des Vorhabens erzielt wurden.



## **8 Zusammenfassung und weiteres Vorgehen**

Im Folgenden werden die im Vorhaben erzielten Ergebnisse zu jedem Arbeitspaket des Vorhabens 3614I01512 zusammengefasst, das weitere Vorgehen umrissen und ein Fazit zu den bisherigen Arbeiten gegeben.

### **8.1 Ergebnisse in den Arbeitspaketen und zukünftige Arbeiten**

#### **Arbeitspaket 1: Vorhabensmanagement und bilaterale Arbeitsplanung**

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

Mit den folgenden Partnern wurden Kooperationsprogramme vereinbart und die Projektarbeiten durchgeführt: ENPRO (Bulgarien), SSTC NRS und ARB (Ukraine), NRSC (Armenien) und UJD (Slowakei). Zwei Unteraufträge wurden unterzeichnet: mit NRSC und SSTC NRS.

Mit Gosatomnadzor und JIPNR-Sosny (beide Belarus), VARANS (Vietnam) und EREC (Russland) sind die Abstimmungen zu möglichen Gebieten der zukünftigen Kooperation geführt wurden.

Auf den bislang gesammelten Erfahrungen basierend 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 Organisationen der Wunsch, die Kooperation fortzusetzen bzw. zu beginnen.

**Arbeitspaket 2:** Untersuchungen in Auswertung der Reaktorkatastrophe von Fukushima Daiichi;  
Einschätzung ausgewählter Nationaler Aktionsprogramme

Die armenische Aufsichtsbehörde ANRA und ihre TSO NRSC hatten entschieden, den vom KKW Armenien erarbeiteten Stress-Test-Bericht zur Erarbeitung eines Nationalen Stress-Test-Berichtes völlig umzuschreiben. Experten der GRS haben die Rohfassungen aller Kapitel des Nationalen Stress-Test-Berichtes entweder in Russisch oder Englisch durchgesehen, Kommentare gelistet und diese mit NRSC diskutiert. Durch diese Zusammenarbeit wurde der GRS eine Reihe zusätzlicher Dokumentationen zum armenischen KKW zur Verfügung gestellt, andererseits konnten NRSC bereits in einem frühen Stadium der Entwicklung des Nationalen Stress-Test-Berichtes Erfahrungen im Zusammenhang mit der Bewertung von Berichten aus den EU-Ländern übermittelt werden. Schließlich sind der GRS auf diesem Weg neueste Informationen zu gegenwärtigem Stand und geplanten Maßnahmen für die Sicherheitsverbesserung des KKW Medzamor verfügbar gemacht worden. Diese Informationen wurden in weiterführenden Arbeiten innerhalb des AP 3, z. B. bei der Anwendung des ATLAS-Analyse-Simulators zur Einschätzung von EOPs, genutzt.

In Zusammenarbeit von GRS und NRSC wurde auf der Basis technischer Unterlagen, die durch NRSC zur Verfügung gestellt wurden, Modernisierungsmaßnahmen zum primärseitigen Notkühlsystem und zum Confinement-Sprühsystem bewertet. Im Ergebnis liegen Kommentare zu diesen Maßnahmen vor. Die GRS bekam auf diesem Wege wertvolle Informationen, die es ermöglichten, eigene Analysen z. B. mit den Codes ATHLET und COCOSYS zum Störfallverhalten des KKW nach der Modernisierung durchzuführen.

Im Rahmen eines Peer Review mit Vor-Ort-Mission wurde der armenische Nationale Stress-Test-Bericht durch ein im Auftrag von ENSREG arbeitendes internationales Expertenteam bewertet. Als Teilnehmer des Teams hat die GRS gemeinsam mit der tschechischen Aufsichtsbehörde SUJB die vom Kraftwerk getroffenen technischen und organisatorischen Maßnahmen zur Beherrschung ausgewählter Ereignisse analysiert und bewertet. Die GRS erstellte dabei den Entwurf des entsprechenden Kapitels zum Peer Review Mission Reports.

Ein weiterer Punkt der Zusammenarbeit mit NRSC beinhaltete armenische Untersuchungen zur Machbarkeit des In-Vessel-Retention (IVR) Konzeptes für den Reaktortyp

WWER-440/270. Dieses Konzept findet bislang erst für WWER-440 der späteren Generation (W-213) Anwendung. Mit den Untersuchungen betreibt NRSC Pionierarbeit. Die Ergebnisse wurden im Rahmen eines Unterauftrages zur Verfügung gestellt und mit der GRS diskutiert.

Von der tschechischen SUJB wurden Informationen zur Verfügung gestellt, die die Errichtung eines unabhängigen Nebenkühlwassersystems im KKW Dukovany betrafen. Durch dieses System ist die Kühlung sicherheitswichtiger Verbraucher u. a. auch bei starkem Wind nicht mehr eingeschränkt oder ausfallgefährdet. Zur Einschätzung dieser Sicherheitsertüchtigungsmaßnahme durch die GRS liegt ein Bericht vor. Neben einer umfassenden Beschreibung des neuen Systems wird im Bericht auch eine Reihe kritischer Kommentare gegeben.

Die Zusammenarbeit mit der ukrainischen TSO SSTC bezog sich auf räumliche Besonderheiten im Bereich der Reaktorgrube beim Ausbreiten der Kernschmelze im Fall des Reaktordruckbehälterversagens bei niedrigen Drücken im KKW Südukraine-1/2 (WWER-1000/kleine Serie). Des Weiteren wurde das ukrainische Konzept der elektrischen Notstromversorgung mit mobilen Dieselgeneratoren bei Totspannungsausfall untersucht.

Für zwei mit dem EU-Stress-Test im Zusammenhang stehende Ertüchtigungsmaßnahmen in ukrainischen KKW wurden gemeinsame Bewertungen erarbeitet. Diese betreffen die Notbespeisung der Dampferzeuger bei einem mehrere Tage andauernden Totspannungsausfall sowie Modifizierungen im Design der Niederdruck-Kernkühlung zur Erweiterung des Einsatzbereichs der Niederdrucknotkühl-Pumpen im KKW Rowno-1/2.

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

Gemeinsam mit der ukrainischen TSO SSTC NRS arbeitete die GRS intensiv an der Adaption der gekoppelten Codes ATHLET und COCOSYS für WWER-440. Beide Organisationen sind im Ergebnis der Kooperation nun in der Lage, gekoppelte Stör- und Unfallrechnungen mit ATHLET/COCOSYS für KKW mit WWER-440/213 bis zum Beginn der Kernzerstörung durchzuführen. Eine Fortsetzung der gemeinsamen Arbeiten zu gekoppelten Analysen wird empfohlen.

Des Weiteren haben Experten beider Organisationen in enger Kooperation den Analysesimulator ATLAS AS für das KKW Armenien, Block 2, adaptiert. Die Spezifika hierzu inklusive Informationen zu Anlagenmodifikationen im Ergebnis der Sicherheitsertüchtigung des Kraftwerkes wurden von NRSC geliefert und durch die GRS in den Simulator implementiert. Die GRS führte Testrechnungen durch, um die Funktionsfähigkeit der Systeme zu testen und die Auswirkungen der überarbeiteten Steuerung der Sicherheitssysteme auf das Anlagenverhalten zu untersuchen. Im Anschluss daran erfolgten mit ATLAS AS Analysen zu ausgewählten Störfallszenarien. Hieraus ergaben sich u. a. Rückschlüsse aus den durchgeführten Modernisierungsmaßnahmen auf das Störfallmanagement im armenischen KKW. Die bei der Adaption des Simulators gewonnenen Erkenntnisse werden zur Weiterentwicklung der Modelle in verschiedenen GRS-Codes Verwendung finden.

Die ebenfalls gemeinsam mit NRSC durchgeführten Stör- und Unfallanalysen mit dem COCOSYS-Code erbrachten wertvolle Erkenntnisse zum Verhalten des Störfalllokalisierungssystems des KKW Armenien vor und nach Anlagenmodernisierung. Resultierend aus der erfolgreichen Kooperation mit NRSC auf dem Gebiet der Störfallanalyse verfügt die GRS über aktuelle, ausgetestete Datensätze zur Durchführung von COCOSYS-Untersuchungen für das KKW Armenien. In der Ergebnisdiskussion hat sich das ATLAS Tool zur Visualisierung der Stör- und Unfallverläufe erneut als sehr hilfreich erwiesen. Auf Basis der Analyseergebnisse wurden von NRSC Empfehlungen für die armenische Aufsichtsbehörde ANRA abgeleitet. Mit der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse zu Ergebnissen aus den COCOSYS-Störfallrechnungen unter Anwendung des SUSA-Programms durch die GRS konnte der positive Einfluss der Modernisierungsmaßnahmen für das Störfalllokalisierungssystem untermauert werden.

Durch die gleichzeitige Nutzung verschiedener Modelle in einer COCOSYS-Analyse (Hauptmodule THY, AFP und CCI) wurde der Erfahrungsschatz im komplexen Umgang mit dem Programm in Bezug auf WWER-Anlagen weiter vergrößert. Hierbei identifizierte und korrigierte Programmfehler erhöhen die Zuverlässigkeit der COCOSYS-Ergebnisse damit auch in der Anwendung auf deutsche Kraftwerksanlagen.

Die Arbeiten zur Modellierung eines WWER-440/213-Reaktorkerns mit ATHLET-CD sind seitens der GRS fortgeführt worden. Untersucht wurden u. a. Erweiterungsmöglichkeiten des vorliegenden WWER-440-Datensatzes für den Code hinsichtlich einer verbesserten Beschreibung und Darstellung der für diesen Reaktortyp charakteristischen Brennstab-Steuerstab-Konfiguration, wobei Erfahrungen der slowakischen

Fachkollegen von UJD Berücksichtigung fanden. Die konsequente Entwicklung und Implementierung eines adäquaten Brenn- und Steuerstab-Modells für diesen Reaktortyp muss ein gleichzeitiges Darstellen und Simulieren der physikalischen, chemischen, radiologischen und strukturellen Prozesse sowohl im oberen als auch unteren Kernbereich ermöglichen. Detaillierte Vorschläge zur Modellentwicklung wurden erarbeitet.

In Kooperation mit ENPRO (Bulgarien) erfolgten ATHLET-CD-Untersuchungen zum Brennelement-Verhalten im Lagerbecken von WWER-1000-Anlagen. Im Mittelpunkt standen die verfeinerte Nodalisierung des Kernbereichs und damit verbundene Querströmungen. Mit dem neuen Datensatz wurden verschiedene Unfallszenarien analysiert. Zukünftige Arbeiten auf diesem Gebiet werden Prozesse im Containment einbeziehen.

Nach erfolgreicher Einarbeitung ukrainischer Experten des ARB in SUSANA wurde mit der Durchführung einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse zu Ergebnissen aus Unfalluntersuchungen zum Brennelementlagerbecken einer WWER-1000/320-Anlage mit ATHLET-CD begonnen. Die ukrainischen Fachkollegen führen diese Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse mit SUSANA über die Laufzeit des Vorhabens hinaus fort.

Die Schmelzeausbreitung in verschiedenen WWER-1000-Containments ist gemeinsam mit Experten von ENPRO (Bulgarien) und SSTC (Ukraine) mit dem LAVA-Code untersucht worden. Die Ergebnisse wiesen neben den zeitlichen Verläufen der Ausbreitungsflächen und -höhen Notwendigkeiten zur weiteren Modellverbesserung auf, um detailliertere geometrische Gegebenheiten berücksichtigen zu können.

Mit SSTC erfolgte darüber hinaus die Anwendung des COCOSYS-Codes für WWER-1000 in einer in diesem Umfang erstmalig durchgeführten komplexen Unfallanalyse. Die Arbeiten waren auf zwei mit dem EU-Stress-Test im Zusammenhang stehende Modernisierungsmaßnahmen in ukrainischen KKW konzentriert: die Implementierung von gefilterten Containment-Venting-Systemen und die Implementierung eines Systems zur Wasserstoffbegrenzung bei Unfällen. Für die GRS ist die komplexe Unfallanalyse von hohem Wert, da auf diesem Weg das Spektrum untersuchter Unfälle weiter an Umfang gewonnen hat, neue Nachweise zur komplexen Anwendbarkeit von Modellen vorgelegt und noch zu klärende Punkte aufgezeigt werden konnten.

Schwerpunkt der Zusammenarbeit mit UJD waren Unfallanalysen mit COCOSYS zu einem generischen WWER-440/W-213-Containment mit verschiedenen Nodalisationen.

nen. Zum Einsatz kam hierbei auch das GROBIAN-Programm, um einen vorliegenden Datensatz mit feiner Nodalisation in einen mit gröberer Nodalisation umzuwandeln. Hierbei zeigten sich bislang nicht identifizierte Unzulänglichkeiten in Bezug auf das DRASYS-Zonenmodell, das in der Simulation des Nasskondensators von KKW mit WWER-440/W-213 eine herausragende Rolle spielt. Lösungen dafür wurden ausgearbeitet und im Verlaufe des Vorhabens angewandt. Mit COCOSYS wurden insbesondere die Ergebnisse des COMP/FRONT-Modells zur Wasserstoffdeflagration und Flammfrontausbreitung untersucht und schließlich Vorschläge zu dessen Verbesserung abgeleitet.

**Arbeitspaket 4:** Zusammenarbeit mit INSC-Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3<sup>+</sup> und beim Aufbau guterlicher Kapazitäten

Die geplanten Trainings belarussischer Wissenschaftler zur Einarbeitung in die Rechenprogramme ATHLET, COCOSYS, ASTEC und DYN3D konnten trotz intensiver Vorbereitung durch die GRS nicht fortgesetzt werden. Grund dafür waren administrative Schwierigkeiten auf belarussischer Seite, die im Vorfeld nicht abzusehen waren und deren Klärung sich äußerst aufwendig gestaltete. Diese Schwierigkeiten konnten erst zum Ende des Vorhabens geklärt werden.

In intensiven Kontakten mit der armenischen Aufsichtsbehörde ANRA und ihrer TSO NRSC wurden Fragestellungen zum Verhalten der sicherheitstechnisch bedeutsamen Komponenten und Bauteile zur Beherrschung ausgewählter störfallauslösender Ereignisse über die bewertenden Arbeiten des Arbeitspaketes 2 hinaus diskutiert. Dabei stand der Know-how-Transfer über Methoden und Ansätze zur Qualifizierung und Quantifizierung von verschiedenen Maßnahmen zur Störfallvermeidung bzw. -mitigation im Vordergrund.

Auf Bitte der vietnamesischen Aufsichtsbehörde VARANS hat die GRS für die spezifischen Verhältnisse Vietnams ein Grundkonzept für eine Projektorganisation zum Review eines Sicherheitsberichtes erarbeitet. Darüber hinaus fand mit VARANS-Vertretern ein Projektmeeting statt, auf dem Themen der möglichen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit, speziell zur Stör- und Unfallanalyse, diskutiert wurden. Ein Vorschlag umfasst die gemeinsame Untersuchung sicherheitsrelevanter Fragen sowie die Durchführung von Stör- und Unfallanalysen zu Kraftwerken mit WWER-

1200. Denkbar und auch von russischer Seite begrüßt wurde es, auf trilateraler Ebene - GRS, VARANS, EREC (Russland) - zu Spezifika von KKW mit diesen Reaktoren auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit zu kooperieren.

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

Sowohl die Schaffung der Voraussetzungen für eine sichere Stilllegung und Demontage von Kernkraftwerken als auch der sichere Umgang mit radioaktiven Materialien bilden einen untrennbaren Bestandteil des sicheren Betriebs einer kerntechnischen Anlage. Im Rahmen des Vorhabens wurden einzelne sicherheitstechnisch wichtige Aspekte der Stilllegung kerntechnischer Anlagen und der Entsorgung radioaktiver Abfälle in Armenien, Bulgarien, Litauen und in der Ukraine analysiert und der gegenwärtige Sachstand auf diesem Gebiet erfasst.

Im Mittelpunkt der Recherchen sowie der mit den ausländischen Experten geführten Diskussionen und gemeinsamen Arbeiten standen die Entsorgung von schwach radioaktiven Abfällen und die Freigabe von radioaktiven Materialien und Abfällen aus dem umgangsgenehmigungspflichtigen Bereich. Ein intensiver Austausch und eine unmittelbare Kooperation auf diesem Gebiet erfolgten mit Vertretern von kerntechnischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden, Sachverständigenorganisationen und anderen Experten aus der Ukraine und Bulgarien. Darüber hinaus wurden mit armenischen Behördenvertretern, Experten der armenischen Sachverständigenorganisation NRSC sowie mit anderen Organisationen spezifische Fragestellungen zur Thematik „Stilllegung des KKW Armenien und Entsorgung radioaktiver Abfälle in Armenien“ diskutiert.

Des Weiteren stellte die Umsetzung der Anforderungen von EU-Richtlinien ein wichtiges Thema der Zusammenarbeit dar. Diese Zusammenarbeit bildete eine ausgezeichnete Grundlage und schuf die Möglichkeit, einen tieferen Einblick in den aktuellen Stand der Entsorgung radioaktiver Abfälle und der Kernbrennstoffe sowie in die Organisation des Strahlenschutzes in den betrachteten Ländern zu gewinnen.

Einen weiteren Schwerpunkt der Arbeiten bildet die Analyse der litauischen und bulgarischen Berichte zum Nationalen Entsorgungsplan entsprechend den Anforderungen der Richtlinie 2011/70/Euratom.

Auf allen bisher bearbeiteten Gebieten gibt es die Möglichkeit für eine weiter vertiefende Zusammenarbeit mit den Partnern der o. g. Länder. Auch wurden entsprechende Vorschläge dazu seitens der Partner bereits vorgelegt. Für eine weitere effektive Kooperation wäre eine lückenlose Fortführung der Arbeiten von entscheidender Bedeutung.

## 8.2 Fazit

Das Vorhaben INT KoNuS leistete einen wesentlichen Beitrag zur Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Nuklearen Sicherheit. Wie schon das Vorläufervorhaben INT Ost/INSC ist es fachlich mit den Arbeiten in den AP 2 bis 5 relativ breit angelegt und gibt mit seiner Struktur zum einen die Möglichkeit der Verzahnung verschiedener Fachgebiete und damit zur komplexen Betrachtung von Problemkreisen mit Bezug zu russischen Reaktoren. Zum anderen bestand somit die Möglichkeit, dass bei Vorhabensbeginn nicht geplante, jedoch von der GRS und den Partnerorganisationen gewünschte Untersuchungen mit vertretbarem administrativen Aufwand in das Arbeitsprogramm aufgenommen werden können.

Der Know-how-Gewinn aus dem Arbeitsprozess einerseits und aus den Ergebnissen des Vorhabens andererseits ist auf der seitens der GRS und, wie sich aus dem Feedback zu den gemeinsamen Aktivitäten schließen lässt, auch bei den Partnern als hoch einzustufen. Dies gilt insbesondere für Stör- und Unfallanalysen zur Bewertung von Sicherheitsertüchtigungsmaßnahmen in Anlagen mit WWER. Hier wurde in der Kooperation an vielen Stellen Neuland beschritten. Als Beispiele sind Untersuchungen zu Prozessen im Brennelementlagerbecken bei Kühlausfall und zur Schmelzeausbreitung im Containment von WWER-1000-Anlagen nach einem postulierten Unfall zu nennen, aber auch die äußerst komplexen Fragestellungen im Zusammenhang mit der Kopplung der Codes ATHLET und COCOSYS für Anlagen mit WWER. 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 nach den abgestimmten und konsequent angepassten Jahresplänen geführt. In der Zusammenarbeit mit Partnerinstitutionen aus 7 Ländern konnten Änderungen und Verzögerungen in der Themenbearbeitung nicht ausgeschlossen werden. Das Interesse an der Weiterführung der engen Kooperation auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit wurde insbesondere von NRSC in Armenien, von SSTC NRS in der Ukraine, von ENPRO in Bulgarien und von UJD in der Slowakei geäußert.



## **9 Verzeichnisse**

### **9.1 Literaturverzeichnis**

- /AEN 15/ Änderungsdienst Rev. 1 zum Vorhaben 3614I01512 v. 23.10.2015, Kostenneutrale Mittelverschiebung und Abstockung
- /ARN 15/ Arndt, S., H. Wolff: Status of COCOSYS analyses for the NPP Armenia-2, Working Material GRS-M-3614I01512-1/2014, GRS Berlin, January 2015
- /ARN 16/ Arndt S., H. Wolff: COCOSYS investigations on the influence of WWER-440/213 nodalisation on hydrogen burning, Technical Note GRS-V-3614I01512-7/2016, GRS Berlin, July 2016
- /ARN 16a/ Arndt S., I. Bakalov, H. Wolff: COCOSYS DBA and BDBA analyses for the NPP Armenia-2 with consideration of modernisation measures, Technical Note GRS-V-3614I01512-11/2016, GRS Berlin, September 2016
- /BAK 15/ Bakalov, I.: Investigation of corium spreading processes with the LAVA code for a WWER-1000/302 containment (reference plant SUNPP-1/2), Technical Note GRS-V-3614I0801512-3/2014, GRS Berlin, June 2015
- /BAK 15a/ Bakalov, I.: Application of LAVA code for simulation of melt spreading at two floor elevations in a WWER-1000 containment, Presentation at the 5<sup>th</sup> COCOSYS Users' Workshop, GRS Berlin, September 28-30, 2015
- /BAK 15b/ Bakalov, I.: Review of a guidance document for format and content of the Safety Analysis Report (SAR) for a new nuclear plant in Armenia, Working Material GRS-M-3614I01512-1/2015, GRS Berlin, August 2015
- /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-3614I0801512-1/2016, GRS Berlin, March 2016

- /BAK 16a/ Bakalov, I.: Comparison of LAVA melt spreading results for a WWER-1000/320 containment (reference plants ZNPP-1 and Kosloduj-5/6), Technical Note GRS-V-3614I0801512-2/2016, GRS Berlin, June 2016
- /BAK 16b/ Bakalov, I., H. Wolff: Uncertainty and sensitivity analysis with SUSA for COCOSYS results to WWER-440/270 under consideration of plant modification, Technical Note GRS-V-3614I0801512-12/2016, GRS Berlin, September 2016
- /BFS 16/ Bestätigung des BfS zum Jahresarbeitsprogramm 2016 für das Vorhaben 3614I01512, Brief AG-R-08312/3614I01512 vom BfS an GRS Köln, 09.02.2016
- /CON 15/ „Application of ATLAS AS and COCOSYS in accident analyses for the ANPP and assessment of measures listed in the ANPP stress test report“ Contract 3614I01512 – 845515/03 – UA-3317 between Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH and Nuclear and Radiation Safety Centre (NRSC) of Armenian Nuclear Regulatory Authority, September 2015
- /CON 15a/ „Application of ATHLET and COCOSYS in accident analyses for WWER and assessment of measures listed in the National Ukrainian Action Plan“ Contract 3614I01512-845515/03-UA-3322 between Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH and State Enterprise “State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety” (SSTC NRS), December 2015
- /EMA 15/ Vorschläge von ARB (Ukraine) zur Zusammenarbeit im AP 3 Thema: “co-operation”, Email von ARB an H. Wolff (GRS), Kiew, 18.09.2015
- /EMA 15a/ Anwendung der gekoppelten Codes ATHLET und COCOSYS in Analysen für KKW mit WWER-440, Thema: “ Re: AW: AW: Re: INT KoNuS project activities, request for participation”, E-Mail von N. Kozlova (SEC NRS) an H. Wolff (GRS), Moskau, 15.01.2015

- /EMA 16/ Vorschlag von ARB (Ukraine) zur Liste unsicherer Parameter, Thema: "AW: Parameter table for SUSA calculation", Email von T. Hollands (GRS) an ARB, Garching, 10.06.2016
- /EMA 16a/ Zusammenarbeit GRS - EREC zu KKW mit WWER-1200, Thema: „FW: JP-EREC-MPEI-VARANS“, Email von EREC (Elektrogorsk, Russland) an H. Wolff (GRS), Elektrogorsk, 20.06.2016
- /ENS 16/ EU Peer Review Report of the Armenia Stress Tests, Luxembourg, June 2016
- /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
- /GUM 15/ COCOSYS application for severe accidents analyses with focus of hydrogen distribution, Presentation of SSTC NRS (Ukraine) at the 5<sup>th</sup> COCOSYS Users' Workshop, GRS Berlin, September 28-30, 2015
- /HOA 16/ Assessment of possibility of IVR implementation for ANPP; Task A Report of UA-3317, NRSC, Yerevan, September 2016
- /HOL 16/ Hollands, T.: Results of ATHLET-CD investigations for an accident scenario resulting from SFP cooling failure – Nodalisation Studies, Technical Note GRS-V-3614I01512-8/2016, GRS Garching, August 2016

- /HOL 16a/ Hollands, T.: Untersuchungen mit ATHLET-CD zum Kühlingausfall im Brennelementlagerbecken eines KKW mit WWER-1000 unter Anwendung eines 8-Kanalmodells, Arbeitsmaterial GRS-M-3614I01512-1/2016, GRS Garching, Juni 2016
- /HOV 16/ Cross verification of ATLAS AS model and RELAP5; Task B Report of UA-3317, NRSC, Yerevan, September 2016
- /HOV 16a/ Investigation of ANPP Accident Localization System response to DBA and SA scenarios taking into account sump modernization and with focus on hydrogen and radioactive releases respectively, Task C Report of UA-3317, NRSC, Yerevan, September 2016
- /HUS 13/ Computational thermal-hydraulic response of a VVER-440/V213 BCC to an accident under Design Extension Conditions – Medium-Break LOCA with hydrogen recombination and burning, Technical Note 240-03/2013, Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic, Bratislava, December 2013
- /IAE 92/ Ranking of Safety Issues for WWER-440 Model 230 Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-640, IAEA, Vienna 02/1992
- /IMI 14/ Imielski P., L. Kuchler: Die EU-Ratsdirektive 2011/70 zum Umgang mit radioaktiven Materialien und Kernbrennstoffen – Vergleich der Vorgaben der Direktive mit dem aktuellem Stand und geplanten Aktivitäten in ausgewählten Ländern, Technische Notiz GRS-V-3611I01512-7/2013, GRS Berlin, Juni 2014
- /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 16b/ Imielski, P.: Reisebericht zum Arbeitstreffen mit NRSC zum Thema Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Entsorgung von radioaktiven Abfällen in Armenien, Jerewan, 07.-09. Juli 2015, Technische Notiz GRS-V-3611I0801512-6/2015, GRS Berlin, März 2016
- /KEL 15/ Kelm, P.: Einschätzung der Modernisierung des Sicheren Nebenkühlwassers im KKW Dukovany durch separate Kühltürme - eine Maßnahme zur Sicherheitsertüchtigung, Technische Notiz GRS-V-3611I0801512-2/2015, GRS Berlin, Juni 2015
- /KEL 16/ Kelm, P., S. Stransky: Zusammenarbeit mit NRSC bei der Bewertung ausgewählter Kapitel des Stress-Test-Berichtes zum KKW Medzamor, Technische Notiz GRS-V-3611I0801512-3/2015, GRS Berlin, Juni 2016
- /KEL 16a/ Kelm, P.: Assessment of selected measures from the Modernisation of Emergency Core Cooling and Spray Systems - Report on selected safety issues, Technical Note GRS-V-3611I0801512-9/2016, GRS Berlin, September 2016
- /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 16/ Köllein, C.: Weiterführenden Spätphasen-Betrachtung mit ATHLET-CD zu einem Unfallszenario in WWER-440/W-213, Technische Notiz GRS-V-3614I01512-10/2016, GRS Berlin, September 2016
- /KUC 15/ Küchler, L.: Release of NPPs buildings and sites, Presentation at Bulatom 2015, Varna, Bulgaria, June 3 - 5, 2015
- /KUC 15a/ Küchler, L.: Revised SERAW Industrial Standard for clearance of material at Kosloduj NPP Unit 1-4, Working Material GRS-M-3614I01512-2/2015, GRS Berlin, December 2015
- /KUC 16/ Küchler, L.: Procedure for direct surface contamination measurements, Working Material GRS-M-3614I01512-2/2016, GRS Berlin, September 2016

- /KUC 16a/ KÜchler, L., P. Imielski: Die Richtlinie 2011/70/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die verantwortungsvolle und sichere Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle – Vergleich der Vorgaben der Direktive mit dem aktuellem Stand und geplanten Aktivitäten in Bulgarien und Litauen, Technische Notiz GRS-V-3614I01512-4/2015, GRS Berlin, März 2016
- /LV2 16/ KÜchler, L.: Teilnahme an der internationalen Konferenz „Bulatom“, Reisebericht im Rahmen LV2 (Entwurf), GRS Berlin, September 2016
- /MAL 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 (Armenia) at the 5th COCOSYS Users' Workshop GRS Berlin, September 28-30, 2015
- /MIN 15/ Minutes of the Project Meeting between GRS and ENPRO (Bulgaria) on Task 3 of INT KoNuS, February 11, 2015, GRS Berlin
- /MIN 15a/ Minutes of the Project Meeting between GRS and NRSC (Armenia) on Tasks 2 and 3 of INT KoNuS, September 28, 2015, GRS Berlin
- /MIN 15b/ Minutes of the Project Meeting between GRS and SSTC NRS (Ukraine) on Tasks 2 and 3 of INT KoNuS, September 30, 2015, GRS Berlin
- /MIN 15c/ Minutes of Training on LAVA code within the framework of WP 3 of INT KoNuS, October 8, 2015, SSTC NRS Kiev
- /MIN 15d/ Minutes of the Project Meeting between GRS and ENPRO (Bulgaria) on Task 3 of INT KoNuS, October 11, 2015, GRS Berlin
- /MIN 15e/ Minutes of the Project Meeting between GRS and NRSC (Armenia) on Tasks 2 and 3 of INT KoNuS, February 24, 2015, GRS Berlin
- /MIN 15f/ Minutes of the Project Meeting between GRS and SSTC NRS (Ukraine) on Task 2 and 3 of INT KoNuS, July 9, 2015, SSTC NRS Kiev

- /MIN 15g/ Minutes of the Project Meeting between GRS and SSTC NRS on Tasks 2 and 3 of INT KoNuS, Wolff, H. (GRS), D. Gumenyuk (SSTC), December 4, 2015, GRS Berlin
- /MIN 15h/ Minutes of the Cooperation Meeting between GRS and UJD (Slovakia) on Work Package 3 of INT KoNuS, December 8, 2015, GRS Berlin
- /MIN 15i/ Minutes of the Project Meeting between GRS and NRSC (Armenia) on Tasks 2 and 3 of INT KoNuS, December 2, 2015, GRS Berlin
- /MIN 15j/ Minutes of the Project Meeting between GRS and NRSC (Armenia) on Tasks 2 and 3 of INT KoNuS, April 29, 2015, GRS Berlin
- /MIN 16/ Minutes of the Cooperation Meeting between GRS and UJD (Slovakia) on Work Package 3 of INT KoNuS, July 28, 2016, GRS Berlin
- /MIN 16a/ Minutes of the Cooperation Meeting between GRS and ENPRO (Bulgaria) on Work Package 3 of INT KoNuS, March 11, 2016, GRS Garching
- /MIN 16b/ Minutes of the Cooperation Meeting between GRS and ARB (Ukraine) on Work Package 3 of INT KoNuS, March 23, 2016, GRS Garching
- /MIN 16c/ Minutes of Training on LAVA code within the framework of WP 3 of INT KoNuS, June 1, 2016, ENPRO Sofia
- /MIN 16d/ Minutes of the Cooperation Meeting between GRS and BNRA, SERAW (Bulgaria) on Task 5 INT KoNuS, June 14, 2016, BNRA Bulgaria
- /MIN 16e/ Minutes of the Seminar with SSTC/SNRIU on Task 5 of the Project Program, September 13, 2016, SSTC Kiev
- /MIN 16f/ Minutes of the Project Meeting between GRS and VARANS on Task 4 of INT KoNuS, May 25, 2016, GRS Berlin
- /MIN 16g/ Minutes of the Project Meeting between GRS and NRSC (Armenia) on Tasks 2 and 3 of INT KoNuS, May 12, 2016, GRS Berlin

- /PRJ 16/ Preuß, J.: Development and Testing of ATLAS Analysis Simulator for NPP Armenia-2 (WWER-440/W-270), Technical Note GRS-V-3614I0801512-4/2016, GRS Berlin, September 2016
- /RIJ 15/ Loss of cooling of the WWER-1000 SFP – comparison ATHLET-CD – MELCOR, Technical Note DWR-ENPR-1848, ENPRO, Sofia, December 2015
- /RIJ 16/ ATHLET-CD – COCOSYS Thermo-hydraulic coupling for the VVER-1000 SFP, Working Material on the status of the work by 10/04/2016 carried on in the framework of the technical cooperation between GRS and ENPRO Consult, Sofia, April 2016
- /SAR 15/ ATWS: Inadvertent withdrawal of the regulating control rod group during full-power operation. Analysis of containment phenomena, including thermal-hydraulic processes and fission products' behaviour, Presentation of ENPRO (Bulgaria) at the 5<sup>th</sup> COCOSYS Users' Workshop, GRS Berlin, September 28-30, 2015
- /STG 13/ Steinborn, J.: Adaptation of ATLAS Analysis Simulator NPP Kola-1 (WWER 440/W-230) for Use in Analyses of EOPs of NPP Armenia-2 (WWER 440/W-270), Technical Note GRS-V-3611I01512-6/2013, GRS Berlin, June 2013
- /STN 15/ Stransky, S.: Konzept zum Wissenstransfer im Rahmen einer binationalen Projektorganisation - Anfrage der vietnamesischen TSO VINATOM, Technische Notiz GRS-V-3614I01512-1/2015, GRS Berlin, June 2015
- /STN 16/ Stransky, S.: ENSREG Peer Review Mission zum nationalen Stress-Test-Bericht für das KKW Armenien, Technische Notiz GRS-V-3614I01512-5/2016, GRS Berlin, September 2016

- /VER 14/ Vertrag zum Vorhaben 3614I01512 „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“  
GRS - BfS, Köln, 14.10.2014
- /JPL 14/ Wolff, H.: Arbeitsprogramm 3614I01512 für das 4. Quartal 2014, GRS, Stand: 24.10.2014
- /JPL 14a/ Wolff, H.: Arbeitsprogramm 3614I01512 für das 4. Quartal 2014, GRS, Stand: 09.12.2014
- /JPL 16/ Wolff, H.: Arbeitsprogramm 3614I01512 für das Jahr 2016, GRS, Stand: 02.02.2016
- /JPL 16a/ Wolff, H.: Arbeitsprogramm 3614I01512 für das Jahr 2016, GRS, Stand: 18.07.2016
- /UKT 15/ Assessing the operating organization materials on severe accidents analysis and management, Joint Review Report D2.3 on Filtered Containment Venting System (FCVS), RISKAUDIT report N° 1981 prepared in INSC project /UK/TS/43, Subtask 2.3, July 2015
- /VOR 15/ SSTC LAVA test calculations for melt spreading in VVER-1000/320 cavity layout, Working Material prepared by SSTC NRS, Kiev, December 2015
- /VOR 16/ LAVA Ex-vessel melt spreading analysis for VVER-1000/320, Technical Report (draft) prepared by SSTC NRS, Kiev, September 2016
- /WFF 14/ Wolff, H.: Projektgespräch 2014, Vortrag auf dem Jour Fixe am 13./14.11.2014 in der GRS Köln
- /WFF 14a/ Wolff, H., H. Teske: Herausforderungen bei der Schaffung eines Störfallanalyseteams für die Behörde in Belarus, Reisebericht zum Meeting mit GAN und JIPNR-Sosny GRS-V-3614I01512-3/2014, GRS Berlin, Dezember 2014

- /WFF 15/ Wolff, H.: INT KoNuS - Überblick zum Vorhaben & Arbeitsprogramm 2015, Vortrag auf dem Jour Fixe am 5./6. Februar 2015 in der GRS Berlin
- /WFF 15a/ Wolff, H.: Sachstandsbericht zum Vorhaben 3614I01512, Technische Notiz GRS-V-3614I01512-5/2015, GRS Berlin, November 2012
- /WFF 15b/ Wolff, H.: Complex COCOSYS analysis for Accident Localisation System of NPP with WWER, Presentation at the 5th COCOSYS Users' Workshop GRS Berlin, September 28-30, 2015
- /WFF 16/ Wolff, H., I. Bakalov, S. Arndt: Analysis of a severe LB LOCA 2F DN850 with COCOSYS for WWER-1000/320, GRS-V-3614I01512-13/2016, GRS Berlin, September 2016
- /ZHA 16/ Application of ATHLET and COCOSYS in Accident Analyses for WWER and Assessment of Measures Listed in the National Ukrainian Action Plan: Cooperation with expert organizations of WWER operating countries in the evaluation of selected national action plans, Task A Report of UA-3322, SSTC NRS, Kiev, April 2016
- /ZHA 16a/ Application of ATHLET and COCOSYS in Accident Analyses for WWER and Assessment of Measures Listed in the National Ukrainian Action Plan: Application of coupled codes ATHLET and COCOSYS in analyses for NPP with WWER-440; Task B Report of UA-3322, SSTC NRS, Kiev, July 2016
- /ZHA 16b/ Complex accident analysis with COCOSYS for plants with WWER; Task C Report of UA-3322, SSTC NRS, Kiev, September 2016

## 9.2 **Abbildungsverzeichnis**

Abb. 4.1	WWER-440/W-213-Reaktordruckbehälter mit charakteristischer Brennstab-Steuerstab-Kombination .....	30
Abb. 4.2	ATHLET-CD, WWER-1000/W-320, Nodalisierung des Brennelementlagerbeckens mit vier Kernkanälen und Downcomer .....	36
Abb. 4.3	ATHLET AS für das KKW Armenien, Simulatorbild zu den Hauptparametern vom Kühlkreislauf, Schleife 1 .....	41
Abb. 4.4	ATLAS, ANPP-2, SA 2F DN200, COCOSYS, Temperaturen und Deflagrationszustand im Störfallokalisierungssystem in der in- und ex-vessel Phase .....	45
Abb. 4.5	LAVA, WWER-1000/302, Rechengitter in 2 Ebenen .....	52
Abb. 4.6	COCOSYS, generischer WWER-440/213, Vergleich des mit verschiedenen COCOSYS-Versionen berechneten Druckverlaufes im Containment .....	59
Abb. 4.7	COCOSYS V2.4v4, generischer WWER-440/213, Vergleich des mit HD- und nMD-Modell berechneten Druckverlaufes .....	61
Abb. 6.1	Freimessanlage mit Steuerungseinheit im KKW Kosloduj .....	74

## 9.3 **Tabellenverzeichnis**

Tab. 1.1	Veranstaltungen mit den Institutionen der Partnerländer.....	3
Tab. 2.1	Unteraufträge mit in- und ausländischen Institutionen.....	8
Tab. 2.2	Stand der Arbeitsbeziehungen zu Kooperationspartnern .....	9
Tab. 4.1	COCOSYS-Analysen zu WWER-440/213 – Übersicht zu den Rechenfällen von UJD und GRS .....	58

## 9.4 Abkürzungsverzeichnis

ANRA	Armenische Behörde für nukleare Sicherheit (Armenian Nuclear Regulatory Authority)
AP	Arbeitspaket
ARB	Analytical Research Bureau, ukrainisches Ingenieurbüro
ASTEC	Accident Source Term Evaluation Code, Integralcode zur Unfallanalyse, Produkt von IRSN (unter Beteiligung der GRS)
ATHLET	GRS-Rechenprogramm zur Analyse thermohydraulischer Prozesse im Reaktorkühlkreislauf bei Störfällen und Transienten (Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten)
ATHLET-CD	GRS-Rechenprogramm zur Analyse von Prozesse im Reaktorkühlkreislauf bei Unfällen mit schweren Kernschäden (core damage: CD)
ATLAS	ATHLET-Analyse-Simulator
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BMUB	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit
BNRA	Bulgarische Behörde für nukleare Sicherheit (Bulgarian Nuclear Regulatory Authority)
BRU-A	System zur Druckentlastung des Primärkreislaufes in die Atmosphäre
BRU-K	System zur Druckentlastung des Primärkreislaufes über den Turbinen- Kondensator
CCSUP	Complex Consolidated Safety Upgrade Program
COCOSYS	GRS-Rechenprogramm zur Simulation von Stör- und Unfallabläufen in Containments von Leichtwasserreaktoren (Containment Code System)
DG	Dieselmotor
DH	Druckhalter
DN	Nominaler Durchmesser
DYN3D	Reaktordynamikcode des Helmholtz-Zentrums Dresden-Rossendorf
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
HD	Hochdruck- bzw. high-detailed (in Untersuchungen mit COCOSYS)
HKL	Hauptkühlmittelleitung
HKP	Hauptkühlmittelpumpe
IAEO (IAEA)	Internationale Atomenergie Organisation (International Atomic Energy Agency)

INSC	Instrument of Nuclear Safety Cooperation
IVR	In-Vessel Retention, Maßnahme zur Verzögerung/Verlängerung der in-vessel Phase bei Unfällen mit schwerem Kernschaden
JIPNR	TSO der belarussischen Behörde für nukleare Sicherheit (Joint Institute for Power and Nuclear Research)
KKW	Kernkraftwerk
KMV	Kühlmittelverluststörfall
MEDICIS	Model of Erosion due to Interaction of Corium with Basemat Substrate
MELCOR	US-amerikanisches Rechenprogramm für die Unfallanalyse
MCCI	Beton-Schmelze-Wechselwirkung (Molten Core Concrete Interaction)
ND	Niederdruck-
NKW	Nebenkühlwasser
NPP	Nuclear Power Plant
NPSH	Net Positive Suction Head
NRSC	TSO der armenischen Behörde für nukleare Sicherheit
PSA	Probabilistic Safety Analysis - Probabilistische Sicherheitsanalyse
RDB	Reaktordruckbehälter
SAMG	Severe Accident Management Guidelines
SAR	Safety Analysis Report
SEC NRS	TSO der russischen Behörde Rostechndsor (Science and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety)
SNRIU	Ukrainischen Behörde für nukleare Sicherheit
SSTC NRS	TSO der ukrainischen Behörde für nukleare Sicherheit (State Scientific and Technical Centre for Nuclear and Radiation Safety)
SUJB	Tschechische Behörde für nukleare Sicherheit (Státní úřad pro jadernou bezpečnost)
SUSA	GRS-Rechenprogramm zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse
TSA	Totalspannungsausfall (Station Blackout)
TSO	Technical Safety Organisation (Organisation zur wissenschaftlich-technischen Unterstützung der Behörden)
UA	Unterauftrag
UJD	Slowakische Behörde für nukleare Sicherheit (Úradu Jadrového Dozoru Slovenskej Republiky)
VARANS	Vietnamesische Behörde für nukleare Sicherheit (Vietnam Agency for Radiation and Nuclear Safety)
WOG	Westinghouse Owners Group
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

Forschungszentrum

**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](http://www.grs.de)

**ISBN 978-3-946607-28-1**