

**Einschätzung der
nuklearen Sicherheit von
Kernkraftwerken sowie
nuklearer Risiken in
Osteuropa und anderen
Regionen**

Wissenschaftlich-technische
Zusammenarbeit mit atom-
rechtlichen Behörden und
deren Sachverständigen-
organisationen (TSO)

Einschätzung der nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken sowie nuklearer Risiken in Osteuropa und anderen Regionen

Wissenschaftlich-technische
Zusammenarbeit mit atom-
rechtlichen Behörden und
deren Sachverständigen-
organisationen (TSO)

Holger Wolff

September 2014

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende FE-Vorhaben 3611 I 01512 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

Kurzfassung

Das BMUB/BfS-Vorhaben 3611101512 bildete für die GRS von September 2011 bis Juni 2014 den Rahmen für die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit TSO und atomrechtlichen Behörden auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit von KKW sowie zur Einschätzung nuklearer Risiken in Osteuropa und anderen Regionen. Im vorliegenden Abschlussbericht werden die wesentlichen Ergebnisse des Vorhabens beschrieben.

Das Vorhaben beinhaltete die folgenden technischen Themen:

- Erfassung des Bearbeitungsstandes von Modernisierungsprogrammen in KKW, Begleitung und Einschätzung ausgewählter Modernisierungsprogramme;
- 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+ und beim Aufbau behördlicher und gutachterlicher Kapazitäten;
- Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Entsorgung von radioaktiven Abfällen;
- Bewertung neuer Reaktorkonzepte und ihrer evolutionären Sicherheitsauslegung; Gremien auf regulatorischer Ebene.

Vorangestellt wird eine Zusammenfassung der Arbeiten zum Vorhabensmanagement und zur bilateralen Arbeitsplanung.

Abstract

The BMUB/BfS project 3611I01512 formed the frame of the GRS for the scientific-technical cooperation with Technical Support Organisations and Nuclear Regulatory Authorities in the field of nuclear safety of NPPs and for the evaluation of nuclear risks in Eastern Europe and other regions for the period from September 2011 till June 2014. In the present final report main results of the project are described.

The project comprised the following technical topics:

- Record status of NPP modernisation programs, Monitoring and evaluation of modernisation programs;
- Design basis and severe accident analyses for NPP with PWR (WWER-440, WWER-1000);
- Cooperation with INSC partner countries on DBA, BDBA and severe accident analyses for WWER plants of generation 3+ and on building NRA and safety evaluation capacities;
- Decommissioning of nuclear facilities and disposal of radioactive waste;
- Evaluation of new reactor concepts and their safety design; Panels at regulatory level.

The work results are preceded by a summary on the activities related to the project management and to the planning of the bilateral work.

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	1
1.1	Aufgabenstellung, Zielstellung des Vorhabens, Vorhabensverlauf.....	1
1.2	Arbeitsprogramm.....	2
2	Vorhabensmanagement und bilaterale Arbeitsplanung	3
2.1	Aufgabenstellung	3
2.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	4
3	Erfassung des Bearbeitungsstandes von Modernisierungsprogrammen; Begleitung und Einschätzung ausgewählter Modernisierungsprogramme	9
3.1	Zielstellungen	9
3.2	Modernisierungsprogramme für Anlagen mit WWER-440	9
3.2.1	Einschätzung des Modernisierungsprogramms für das Kernkraftwerk Armenien	10
3.2.2	Vergleich des Standes der Schwachstellenbeseitigung in KKW mit WWER-440/W-213.....	11
3.3	Modernisierungsprogramme für Anlagen mit WWER-1000	15
4	Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit Druckwasserreaktoren des Typs WWER-440 und WWER-1000	21
4.1	Zielstellungen	21
4.2	Unfallanalysen für WWER-440-Anlagen mit dem gekoppelten Code- system ATHLET-CD - COCOSYS.....	22
4.2.1	ATHLET-Datensatz zur Kopplung mit COCOSYS	22
4.2.2	COCOSYS-Datensatz zur Kopplung mit ATHLET	24
4.2.3	Anwendung des gekoppelten Programmsystems ATHLET- COCOSYS ..	24
4.3	Unfalluntersuchungen mit COCOSYS für Anlagen mit WWER-440 und WWER-1000	26
4.3.1	Untersuchungen zur Wasserstoffproblematik im KKW Armenien 2 (WWER-440/W-270)	26

4.3.2	Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse zu COCOSYS-Ergebnissen für das KKW Armenien-2.....	29
4.3.3	Adaption und Anwendung des COMB/Front-Modells in COCOSYS in Störfallanalysen für Anlagen des Typs WWER-440/W-213	31
4.3.4	Untersuchungen zur Beton-Schmelze-Wechselwirkung bei einem postulierten Unfallszenario in einem KKW mit WWER-1000/W-320.....	33
4.3.5	Pilotanalysen mit dem Programm LAVA für WWER-Anlagen.....	36
4.3.6	Unfalluntersuchungen mit COCOSYS zur Wasserstoffproblematik in ukrainischen KKW mit WWER-1000	38
4.3.7	Transfer des Programmes GRS-MIX zu SSTC NRS und Programmeinführung	42
4.4	Einschätzung von Modernisierungsmaßnahmen unter Nutzung von Ergebnissen aus ATHLET-CD und/oder COCOSYS-Analysen	42
4.4.1	Einarbeitung von NRSC in das COCOSYS-Jodmodell AIM.....	43
4.4.2	Untersuchungen zur Filterkapazität des passiven Sumpfeinlaufsystems für das KKW Armenien-2	44
4.4.3	Analysen mit ATHLET-CD zum Kühlungsausfall im Brennelement-Lagerbecken eines WWER-1000	45
4.5	Einschätzung von Störfallprozeduren (EOP) und Unfallprozeduren (SAMG)	48
4.5.1	Anwendung des ATLAS-Analysesimulators zur Einschätzung von EOP im KKW Armenien-2.....	49
4.5.2	Screening von Informationen zu den überarbeiteten SAMG für das KKW Kosloduj-5&6.....	53
4.5.3	Untersuchung von Wasserstoffverteilungs- und -verbrennungsprozessen im Containment von WWER-440/W-213	53
5	Zusammenarbeit mit INSC-Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3+ und beim Aufbau behördlicher und gutachterlicher Kapazitäten	55
5.1	Zielstellungen	55
5.2	Zusammenarbeit mit INSC-Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3+	55
5.2.1	Training zum ATHLET-Code	57

5.2.2	Training zum COCOSYS-Code.....	58
5.2.3	Training zum DYN3D-Code	60
5.2.4	Training zum ASTEC-Code.....	61
5.2.5	Gebäudekondensatoren in KKW mit WWER-1200	62
5.3	Zusammenarbeit beim Aufbau behördlicher und gutachterlicher Kapazitäten	63
5.3.1	Aufbau behördlicher und gutachterlicher Kapazitäten in Vietnam.....	64
5.3.2	Aufbau behördlicher und gutachterlicher Kapazitäten in Belarus.....	65
5.3.3	Koordinierung der Zusammenarbeit zwischen RCF-Partnern.....	66
6	Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Entsorgung von radioaktiven Abfällen	67
6.1	Zielstellungen	67
6.2	Spezielle Aspekte der Stilllegung von Kernkraftwerken in ausgewählten Ländern Osteuropas	67
6.3	Entsorgung radioaktiver Abfälle	69
6.3.1	Entsorgung großer Mengen radioaktiver Abfälle.....	69
6.3.2	Entsorgung bestrahlter Brennelemente	72
6.3.3	Entsorgung sehr schwach radioaktiver Abfälle	74
6.4	Freigabe von radioaktiven Stoffen, Gebäuden und Geländen	77
6.5	Stilllegung kerntechnischer Anlagen und Entsorgung radioaktiver Abfälle in der Ukraine.....	80
6.6	Spezifische Fragestellungen zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen und zur Freigabe schwachradioaktiver Materialien in Bulgarien	84
7	Bewertung neuer Reaktorkonzepte und ihrer evolutionären Sicherheitsauslegung; Gremien auf regulatorischer Ebene.....	87
7.1	Zielstellung	87
7.2	Genehmigungsverfahren für kernenergetische Anlagen mit neuen Reaktoren in Großbritannien	87
8	Zusammenfassung	91
	Literaturverzeichnis	103

Abbildungsverzeichnis	117
Tabellenverzeichnis	119
Abkürzungsverzeichnis	121

1 Einleitung

1.1 Aufgabenstellung, Zielstellung des Vorhabens, Vorhabensverlauf

Das BMUB/BfS-Vorhaben 3611101512 bildete für die GRS von September 2011 bis Juni 2014 den Rahmen für die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit TSO und atomrechtlichen Behörden auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes von KKW in Osteuropa und anderen Regionen. Im Vorhaben sollte die Zusammenarbeit mit den Behörden und deren unabhängigen Sachverständigenorganisationen insbesondere in der Ukraine, in Armenien und in Bulgarien fortgeführt werden. Grundlage sind die Arbeitsergebnisse aus den Vorgängervorhaben INT 9142, INT 9161 und 3608101512 - INT Ost. Übergeordnetes Ziel dieser Vorhaben war es, westliches Verständnis für Sicherheitsfragen und das damit eng verbundene Sicherheitsbewusstsein zu vermitteln. Die Ergebnisse dieser Arbeiten sind in den Vorhabensberichten dokumentiert, ließen jedoch noch offene Sicherheitsfragen erkennen, die Gegenstand der weiteren Kooperation sein sollten. Als repräsentative Beispiele dienen hierfür noch immer einzelne Aspekte der Sicherheitsermittlung der KKW-Blöcke mit WWER-440/W-230 und W-179 in Russland bzw. W-270 in Armenien. Ein weiterer Schwerpunkt für Kooperations-Arbeiten ergibt sich aktuell aus dem Bau bzw. der Planung neuer KKW in anderen Ländern (z. B. in Belarus und in Vietnam).

Wie es sich in der Vergangenheit bewährt hat, sollten mit ausgewählten Organisationen z. B. aus der Ukraine und Armenien Zusammenarbeitsvereinbarungen abgeschlossen werden. Auszurichten sind diese Vereinbarungen auf die Lösung nuklearer Sicherheitsfragen und die Umsetzung sicherheitsverbessernder Maßnahmen in Betrieb befindlicher KKW. Zunehmende Bedeutung gewinnen hierbei, nicht zuletzt durch die Reaktorkatastrophe von Fukushima, Untersuchungen und Einschätzungen zum Anlagenverhalten bei Unfällen mit schweren Kernschäden.

Die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit den Partnern in Osteuropa und anderen Regionen in Bezug auf die Beseitigung bislang nicht behobener Defizite in WWER-Anlagen, auf die Durchsetzung einer dem internationalen Stand entsprechenden Sicherheitspraxis sowie auf die Stilllegung kerntechnischer Anlagen sollte fortgeführt und ausgebaut werden.

1.2 **Arbeitsprogramm**

Das Arbeitsprogramm des Vorhabens bestand aus den folgenden Arbeitspaketen (AP):

- AP 1:** Vorhabensmanagement und bilaterale Arbeitsplanung (↗ Kapitel 2);
- AP 2:** Erfassung des Bearbeitungsstandes von Modernisierungsprogrammen, Begleitung und Einschätzung ausgewählter Modernisierungsprogramme (↗ Kapitel 3);
- AP 3:** Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit Druckwasserreaktoren (WWER-440, WWER-1000; ↗ Kapitel 4);
- AP 4:** Zusammenarbeit mit INSC-Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3+ und beim Aufbau behördlicher und gutachterlicher Kapazitäten (↗ Kapitel 5);
- AP 5:** Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Entsorgung von radioaktiven Abfällen (↗ Kapitel 6);
- AP 6:** Bewertung neuer Reaktorkonzepte und ihrer evolutionären Sicherheitsauslegung; Gremien auf regulatorischer Ebene (↗ Kapitel 7).

2 Vorhabensmanagement und bilaterale Arbeitsplanung

2.1 Aufgabenstellung

Zu Vorhabensmanagement und bilateraler Arbeitsplanung gehören die folgenden Aufgaben:

- Umsetzung und Controlling der Arbeitspakete des Vorhabens, Erstellung und Fortschreibung des detaillierten Arbeitsprogramms entsprechend der erzielten Vorhabensfortschritte und Abstimmungen mit den Kooperationspartnern,
- Beteiligung an der Konzipierung und gemeinsamen Abstimmung der Arbeiten mit den Organisationen der Partnerländer,
- Ausarbeitung von Leistungsbeschreibungen für die Vergabe und Abwicklung von Unteraufträgen an TSOs in den Partnerländern,
- Koordinierung, Bündelung und Bewertung der Arbeitsergebnisse der GRS und ihrer Unterauftragnehmer,
- Einbringung von Ergebnissen der GRS aus hierfür relevanten Vorhaben anderer Auftraggeber z. B. BMWi,
- Darstellung der Arbeitsergebnisse in Fachdiskussionen mit Experten und Behörden sowie
- Dokumentation der Ergebnisse in Form von Berichtserstattung/Vorträgen auf Projektgesprächen, Sachstandsberichten, Abschlussbericht.

Die GRS nutzt ihre vorhandene Informations- und Kontrollstruktur:

- für Planung und Controlling des terminlichen Ablaufs und der Abwicklung von Verträgen und Unteraufträgen,
- für die Organisation von Fachgesprächen und Seminaren sowie Bündelung der Ergebnisse. Insbesondere werden die aus Fachgesprächen und bilateralen Arbeitstreffen verfügbaren Informationen erfasst und ausgewertet.

Mit den Partnern in Osteuropa und den INSC-Ländern werden inhaltliche und organisatorische Abstimmungen zu den gemeinsamen Arbeiten durchgeführt. Dabei werden solche Aufgaben herausgearbeitet, diskutiert und in die Halbjahres- und Jahresarbeits-

pläne aufgenommen, die einerseits aus deutscher Sicht dringliche sicherheitstechnische Fragestellungen lösen und andererseits der Zusammenarbeit mit den Behörden in den Partnerländern dienen. Die zur Erfüllung der Aufgabenstellungen in den technischen Arbeitspaketen notwendigen Informationen werden im Rahmen der Zusammenarbeit von den Partnern übernommen bzw. gemeinsam erstellt.

2.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

Zu den in der Einleitung genannten Arbeitspaketen wurden innerhalb der GRS und in Zusammenarbeit mit den in- und ausländischen Partnerorganisationen die durchzuführenden Arbeiten abgestimmt und detaillierte Arbeitsprogramme erstellt.

Die Arbeit nach Projektbeginn erfolgte auf der Grundlage des Arbeitsprogramms /HJP 11/, das in Übereinstimmung mit Ergebnissen der Treffen mit den in- und ausländischen Partnern aktualisiert wurde /HJP 11a/. Basis für die Arbeiten von 2012 bis 2014 waren Jahrespläne, die dem Auftraggeber BMUB/BfS auf Jour Fixe vorgestellt wurden. Die Pläne erfuhren vierteljährlich eine Aktualisierung, letztmalig im März 2014 /HJP 14/.

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

1. Armenien:

NRSC (Jerewan): Die vereinbarten, gemeinsamen Arbeiten zur Einschätzung der ausgewählten Maßnahmen zur Kraftwerksmodernisierung (AP 2) sowie zur Stör- und Unfallanalyse (AP 3) wurden weitestgehend erfüllt. Lediglich die Anwendung des ATLAS-Analysesimulators konnte aufgrund der unerwartet aufwendigen Arbeiten am Datensatz nicht wie geplant mit den Analysen zu konkreten Störfallprozeduren (engl.: Emergency Operating Procedures – EOPs) abgeschlossen werden (siehe Kapitel 4.5). Andererseits waren die Unfallanalysen zu einem postulierten Szenario mit schwerem Kernschaden sehr umfangreich und die Ergebnisse für beide Seiten von hohem Erkenntniswert. Für die Untersuchungen zur Stör- und Unfallanalyse wurde ein Unterauftrag zwischen der GRS und NRSC /CON 12/ abgeschlossen.

Für das KKW Armenien-2 erfolgten umfangreiche Untersuchungen im Rahmen einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse zu Ergebnissen aus Störfalluntersuchungen mit dem COCOSYS-Code.

Zusätzlich dazu hat die GRS im Rahmen des Vorhabens ihre Zusammenarbeit mit NRSC bei der Weiterentwicklung des QM-Systems der armenischen TSO fortgesetzt und am externen Audit von NRSC im November 2012 aktiv teilgenommen. Ein Kurzbericht über das Audit liegt vor /KKR 12/.

ANRA (Jerewan): Mit der armenischen Behörde wird im Rahmen von AP 2 und AP 3 auf dem Gebiet der Einschätzung des Stresstest-Berichtes zusammengearbeitet.

2. Belarus:

Gosatomnadsor (Minsk) und **JIPNR-Sosny** (bei Minsk): Mitarbeiter beider Institutionen wurden im AP 4 in deutsche Rechenprogramme zur Stör- und Unfallfallanalyse eingearbeitet.

3. Bulgarien:

BNRA (Sofia): Die bulgarische Behörde arbeitet mit der GRS bei der Bewertung der Kraftwerksmodernisierung (AP 2) zusammen. Darüber hinaus erfolgte seitens der GRS eine kursorische Prüfung der überarbeiteten Unfallprozeduren.

ENPRO (Sofia): Mit ENPRO wurden Unfallanalysen für KKW mit WWER-1000 im AP 3 durchgeführt. In der 2. Hälfte der Vorhabenslaufzeit begannen Arbeiten im AP 5 zur Planung und Durchführung der Stilllegung kerntechnischer Anlagen und zum Umgang mit radioaktiven Abfällen.

4. Deutschland:

HZDR (Dresden-Rossendorf): Wissenschaftler des HZDR führten im AP 4 das Training von Mitarbeitern von Gosatomnadsor und JIPNR (beide Belarus) in der Nutzung von DYN3D durch und trugen damit maßgeblich zur Bildung eines Kernteams zur Stör- und Unfallallanalyse in Belarus bei. Die vereinbarten Leistungen wurden von HZDR im Rahmen der Unteraufträge /CON 12a/ und /CON 12b/ erbracht.

DSR (Berlin): Experten der DSR Ingenieurgesellschaft haben in der Kooperation mit ENPRO (Bulgarien) eine Schulung zur Anwendung von Rechencodes zur Aktivierungsberechnung im Zusammenhang mit der Planung der Stilllegung kerntechnischer Anlagen durchgeführt. Die vereinbarten Leistungen wurden im Rahmen des Unterauftrages /CON 13/ erbracht.

5. Litauen:

LEI (Kaunas): Die Zusammenarbeit in den AP 3 und 4 beinhaltete zum einen erste Diskussionen zum Verhalten des Brennelementbeckens bei Kühlausfall und zum anderen die Unterstützung der belarussischen Experten bei der Einarbeitung in Rechenprogramme für die Störfallanalyse.

6. Russland:

EREC (Elektrogorsk): Das russische Forschungsinstitut EREC hat im AP 4 wesentlich dazu beigetragen, Voraussetzungen zu erfüllen, um WWER-spezifische Experimente zu Validierungszwecken in das ATHLET-Code-Training aufnehmen zu können. Die Arbeiten erfolgten im Rahmen eines Unterauftrages zwischen der GRS und EREC /CON 14/.

7. Slowakei:

UJD (Bratislava): Gemeinsam mit den Fachkollegen des UJD wurden im AP 3 Unfallanalysen mit COCOSYS zu einer generischen Anlage mit WWER-440/W-213 durchgeführt.

VUJE (Trnava): Die Zusammenarbeit konzentrierte sich auf die AP 2 (Modernisierung von WWER-440-Anlagen) und 3 (Störfallanalysen zu WWER-440).

8. Ukraine:

SSTC NRS und **SSTC NRS ARB** (beide Kiew): Es wurden gemeinsame Untersuchungen auf den Gebieten Anlagenmodernisierung (AP 2), Stör- und Unfallanalyse (AP 3) sowie zur Anlagenstilllegung und Entsorgung radioaktiver Abfälle (AP 5) durchgeführt. Die Arbeiten zu den Störfallanalysen basierten auf einem Unterauftrag zwischen der GRS und SSTC NRS ARB /CON 12c/.

9. Vietnam:

VARANS (Hanoi) und **VINATOM** (Hanoi): Die vietnamesische Behörde und ihre TSO wurden im AP 4 von der GRS bei ihrer Qualifizierung und der Schaffung eines Kernteams für die Störfallanalyse unterstützt.

Insgesamt umfasste das Vorhaben 6 Unteraufträge mit in- und ausländischen Partnerorganisationen. Tab. 2.1 gibt hierzu eine Übersicht. Weitere Informationen zu den einzelnen Aufträgen werden in den nachfolgenden Kapiteln gegeben.

Die Arbeitsergebnisse des Vorhabens sind in 45 Berichten, Technischen Notizen bzw. Arbeitsmaterialien dokumentiert, darunter 24 GRS-V-Berichte.

Tab. 2.1 Unteraufträge mit in- und ausländischen Institutionen

Nr.	AP	Unterauftrag Nr.	Institution	Land
1	4.1	UA-3091	HZDR	Deutschland
2	3.2	UA-3130	NRSC	Armenien
3	3.2	UA-3131	SSTC NRS ARB	Ukraine
4	4.1	UA-3132	HZDR	Deutschland
5	5	UA-3241	DSR	Deutschland
6	4.1	UA-3244	EREC	Russland

Tab. 2.2 zeigt den Stand der Arbeitsbeziehungen mit allen Kooperationspartnern im Vorhaben.

Der Auftraggeber BMUB wurde entsprechend vertraglicher Vereinbarung regelmäßig zum Vorhabensverlauf informiert. Dazu wurden durch den Projektleiter die folgenden Berichte erstellt:

- 1. Sachstandsbericht, Berichtszeitraum: 06.09.2011 bis 30.06.2012 /WFF 12/;
- 2. Sachstandsbericht, Berichtszeitraum: 01.07.2012 bis 30.06.2013 /WFF 13/;
- Detaillierte Zusammenfassung der Arbeitsergebnisse über die Gesamtlaufzeit des Vorhabens (VS - NfD) /WFF 14/.

Tab. 2.2 Abschließender Stand der Arbeitsbeziehungen zu den Kooperationspartnern

Land	Partner	AP 2	AP 3	AP 4	AP 5	Reaktortyp
Armenien	NRSC	V	V, U	-	V	WWER-440/ W-230
	ANRA	V	V	-	-	
Slowakei	UJD	-	V	-	-	WWER-440/ W-213
	VUJE	V	V	-	-	
Bulgarien	BNRA	V	-	-	V	WWER-1000
	ENPRO	-	V	-	V	
Russland	EREC	-	-	V, U	-	
Ukraine	SSTC NRS	V	-	-	-	
	SSTC NRS ARB	-	V, U	-	-	
	SNRIU	-	-	-	V	
Vietnam	VARANS / VINATOM	-	-	V	-	
Belarus	Gosatmnadsor	-	-	V	-	
	JIPNR	-	-	V	-	
Litauen	LEI	-	-	V	-	
Deutschland	HZDR	-	-	U ₂	-	
Litauen	LEI	-	V	-	-	übergreifend
Deutschland	DSR	-	-	-	U	

Legende:

- U Unterauftrag erfüllt
- U₂ beide Unteraufträge erfüllt
- V Aufgaben wurden vereinbarungsgemäß in Zusammenarbeit mit der GRS bearbeitet.
- keine Aktivitäten.

3 Erfassung des Bearbeitungsstandes von Modernisierungsprogrammen; Begleitung und Einschätzung ausgewählter Modernisierungsprogramme

3.1 Zielstellungen

Im Rahmen dieses Arbeitspaketes wird mit Behörden und Expertenorganisationen insbesondere Armeniens, Russlands, der Ukraine und Bulgariens an Bewertungen von ausgewählten Sicherheitsfragen und an der Einschätzung von Lösungen zur Beseitigung von Sicherheitsdefiziten zusammengearbeitet.

Das Arbeitspaket war in zwei Punkte unterteilt, zu denen die durchgeführten Arbeiten und Ergebnisse in den nachfolgenden Kapiteln dargestellt werden:

- Erfassung des Bearbeitungsstandes von Modernisierungsprogrammen, Begleitung und Einschätzung ausgewählter Modernisierungsprogramme für Anlagen mit WWER-440 (↗ Kapitel 3.2);
- Erfassung des Bearbeitungsstandes von Modernisierungsprogrammen, Begleitung und Einschätzung ausgewählter Modernisierungsprogramme für Anlagen mit WWER-1000 (↗ Kapitel 3.3).

3.2 Modernisierungsprogramme für Anlagen mit WWER-440

Die Zielstellung enthielt sowohl Aufgaben für Anlagen des Typs WWER-440/W-230 (W-179, W-270) als auch für den moderneren Typ WWER-440/W-213.

Zum KKW Armenien (WWER-440/W-270) wurde durch ausländische Organisationen im Auftrag der IAEO ein umfassendes Modernisierungsprogramm entwickelt. Dabei einbezogen waren die armenische TSO und der russische Designer. Ein Entwurf sollte im Herbst 2011 der Aufsichtsbehörde ANRA vorgelegt werden. Gemeinsam mit ANRA/NRSC bewertet die GRS ausgewählte Teile dieses Modernisierungsprogrammes.

Zum ukrainischen KKW Rowno-1&2 (WWER-440/W-213) war geplant, ausgewählte Maßnahmen aus dem neuen Komplexen Modernisierungsprogramm CCSUP, die sei-

tens Riskaudit bei seiner Erstbewertung als strittig/problematisch bezeichnet wurden, vertieft zu untersuchen. Dies sollte in Zusammenarbeit mit der ukrainischen TSO SSTC NRS erfolgen.

3.2.1 Einschätzung des Modernisierungsprogramms für das Kernkraftwerk Armenien

Zum KKW Armenien wurde durch Spezialisten aus Tschechien im Auftrag der IAEO ein umfassendes Modernisierungsprogramm (Comprehensive Modernisation Program – CMP) entwickelt. Armenische, slowakische TSO und russische Designinstitute waren darin einbezogen. Der Entwurf wurde der armenischen Aufsichtsbehörde ANRA zur Kenntnisnahme vorgelegt. In Absprache mit ANRA wurden im Rahmen der bilateralen Zusammenarbeit solche Punkte des CMP behandelt, die im erwarteten INSC-Projekt (AR/TS/07) nicht ausreichend untersucht werden können. Wegen des verzögerten Starts dieses EU-Vorhabens konnte der Review des CMP erst 2014 beginnen. Daher hat die GRS im Vorhaben INT Ost/INSC gemeinsam mit ANRA auch vorrangig an der Bewertung akuter aktueller Fragen gearbeitet, die sich aus dem CMP ergaben.

Ein wichtiger Punkt war hierbei die Abschätzung der Auswirkung des erweiterten Leckstörfall-Spektrums auf die Filterkapazität des passiven Sumpfeinlaufsystems. Dieses neu installierte System war für einen definierten KMV im kalten Strang der HKL ausgelegt, ANRA hatte jedoch später Modernisierungskriterien entwickelt, die vom KKW zusätzlich die Beherrschung des Abrisses einer Leitung größeren Durchmessers verlangten. Im KKW Armenien gibt es im Störfalllokalisierungssystem einen Sumpfeinlauf, der im Rahmen des CMP modernisiert wurde. ANRA war an einer kurzfristigen unabhängigen Überprüfung dieser Lösung im Zusammenhang mit dem erweiterten Leckstörfall-Spektrum interessiert.

Im Rahmen der AP 2 und 3 des Vorhabens wurde auf der Grundlage der seitens ANRA übergebenen Unterlagen des Sumpfdesigners zunächst eine Durchsicht der Projektdokumentation sowie weiterer bei GRS verfügbarer Unterlagen vorgenommen. Eine Abschätzung der durch Strahlkräfte zerstörten und im Verlauf des Störfalls zum Sumpf gespülten Menge an Wärmeisulationsmaterial wurde durchgeführt. Die Abschätzungsergebnisse wurden durch die GRS vorgelegt und mit den armenischen Fachkollegen diskutiert. Die Ergebnisse der Aktivitäten aus beiden Arbeitspaketen sind im Bericht /ARN 12a/ zusammengefasst.

Des Weiteren erfolgte die Durchsicht des Berichtes "Capability of the ECCS to maintain function under new LOCA conditions". Dieser Bericht ist eine im Rahmen der CMP-Erarbeitung durchgeführte Analyse zur möglichen Modernisierung des Notkühlsystems im KKW Armenien-2 unter Berücksichtigung des erweiterten Leckstörfallspektrums. Hier werden zwei Varianten untersucht und entsprechende Designänderungen vorgeschlagen. Die im Bericht gefundenen Informationen wurden ausgewertet und u. a. in den Analysen zur Bewertung der Modernisierungsmaßnahmen mit den GRS-Codes ATHLET und COCOSYS (AP 3) verwendet.

Ergebnisse der im KKW Armenien durchgeführten Untersuchungen zum EU-Stresstest wurden 2013 der GRS zugänglich gemacht. Erarbeitet wurden diese vom Betreiber (KKW Armenien) gemeinsam mit dem EU-Konsortium TRACTEBEL. Sie beschreiben u. a. derzeitige technische und administrative Möglichkeiten zur Verhinderung von Unfällen mit schweren Kernschäden. Dieser Bericht wurde bewertet. Es erfolgte vor allem die Durchsicht von Kapitel 6 (Severe Accident Management). Grundlage hierfür waren u. a. im Vorläufervorhaben durchgeführte Unfalluntersuchungen zum KKW Armenien. Eine Reihe von Fragen und Bemerkungen zum Kapitel 6 wurde der armenischen Behörde zur weiteren Verwendung übersandt /WFF 13c/. Die Kapitel 1, 3, 4 und 5 des Berichtes wurden ebenfalls bewertet, allerdings einer weniger umfangreichen Prüfung unterzogen. Fragen und Bemerkungen der GRS flossen später in eine gemeinsam mit IRSN erstellte Bewertung ein, die im Rahmen des INSC-Projektes AR/TS/09 erarbeitet wurde. Somit erfolgte ein Teil der im AP 2 von der GRS durchgeführten Arbeiten komplementär zu den Analysen in INSC-Projekten und über den Rahmen der EU-Vorhaben hinaus, was seitens des BMUB sehr geschätzt wurde.

3.2.2 Vergleich des Standes der Schwachstellenbeseitigung in KKW mit WWER-440/W-213

Im Rahmen des Arbeitspaketes erfolgte die Aktualisierung der Tabelle zum Vergleich des Standes der Schwachstellenbeseitigung in den KKW vom Typ WWER-440/W-213. Es handelt sich hierbei um die Fortschreibung früherer Aktivitäten zur Beseitigung von Schwachstellen, die in den sogenannten IAEA-Issues für die Reaktor-Baulinien W-230, W-213, W-320 gelistet sind. Mittlerweile ist es schwierig geworden, Betreiber bzw. Behörden/TSOs der Betreiberländer für die nachhaltige Zusammenarbeit mit Schwerpunkt Status der Schwachstellenbeseitigung zu gewinnen, weil sie im Zuge durchgeführter Modernisierungen einen Großteil der „Safety Issues“ gelöst oder kompensiert

haben und andere Prioritäten sehen. Dies sind zum Beispiel der Stresstest und daraus abzuleitende Maßnahmen. Dennoch erlaubt der Kenntnisstand zu den einzelnen Anlagen einen guten Quervergleich über das allgemeine Sicherheitsniveau an den unterschiedlichen Standorten, sowie Schlussfolgerungen über Bereiche mit punktuellen Sicherheitsdefiziten zu ziehen. Deshalb wurden alle verfügbaren Quellen ausgewertet. Es boten sich vor allem die Nationalen Länderberichte zur CNS-Überprüfungskonferenz im April 2011 und im März 2014 sowie Berichte zu den verschiedenen Etappen des EU-Stresstestes an. Zum KKW Rowno 1&2 wurde eine im Jahr 2008 durch Riskaudit durchgeführte Spiegelung des damals aktuellen Modernisierungsprogramms für die ukrainischen KKW an den entsprechenden IAEA Issue Books verwertet /RIS 09/. Zu den Anlagen Kola 3&4 und Paks 1-4 wurden derzeit keine verwertbaren Informationen gefunden.

Das IAEA Issue Book für die W-213-Reaktoren /IAE 96/ zählt insgesamt 74 Schwachstellen in der Auslegung (Design Issues) für diesen WWER-Typ auf. Diese verteilen sich auf die Kategorien eins bis drei folgendermaßen (in der höchsten Kategorie vier bestehen bei diesem Typ keine Defizite):

- Kategorie I - 26 Sicherheitsdefizite,
- Kategorie II - 40 und
- Kategorie III - 8.

Die Recherche ergab zusammengefasst folgendes Bild:

KKW Dukovany, Blöcke 1 bis 4: Im Vergleich zur letzten Recherche im Jahr 2007 /ZKH 07/ wurden in der Zwischenzeit eine Vielzahl weiterer Sicherheitsdefizite beseitigt.

Es verbleiben nach den neuesten vorliegenden Informationen 7 Sicherheitsdefizite, die noch nicht vollständig gelöst sind, sich jedoch in Bearbeitung befinden, davon 3 in der Kategorie III und 4 in der Kategorie II. Das sind überwiegend Punkte, die eine lange Implementierungszeit benötigen, jedoch alle von großer Wichtigkeit sind und deren Implementierung auch in Zukunft verfolgt werden sollte.

Informationen zu den slowakischen Anlagen **Bohunice 3&4** und **Mochovce 1&2** wurden den nationalen CNS- sowie den Stresstest-Berichten entnommen. Zusätzlich zu diesen Berichten wurden der GRS im Rahmen der sich entwickelnden gemeinsamen Aktivitäten mit Partnern im Ausland weitere Informationen zu den oben genannten Re-

aktorblöcken sowie den im Bau befindlichen Anlagen **Mochovce 3&4** zugänglich gemacht, insbesondere zur Sicherheitsleittechnik. Diese sind in Präsentationen enthalten, die auf einem Meeting mit der slowakischen Ingenieursfirma VUJE im Juli 2012 in Trnava /VUJ 12/ vorgetragen bzw. übergeben wurden. Im Ergebnis wurde eine separate Übersicht des Bearbeitungsstandes der IAEA Issues aller slowakischen KKW in englischer Sprache zusammengestellt und auf dem Treffen zwischen der GRS und VUJE im Juni 2013 in Garching /MIN 13/ präsentiert.

Nach jetzigem Kenntnisstand sind in den Anlagen **Bohunice 3&4** seit der letzten Übersicht „Zusammenstellung des Standes der Maßnahmen zur Beseitigung von Sicherheitsdefiziten in ausgewählten WWER-Anlagen“ /ZKH 07/ weitere vier Issues abgeschlossen worden. Insgesamt sind damit in der Kategorie III fünf (von 8), 25 (von 40) in der Kategorie II sowie 22 in der Kategorie I (von 26) abgeschlossen.

Sämtliche verbleibende Issues befinden sich in der Bearbeitung, bzw. es fanden sich keine Hinweise darauf, dass sie abgeschlossen wurden. Die zur Kategorie III gehörenden Schwachstellen sollten hinsichtlich ihres Implementierungsstands weiter verfolgt werden. Auch von den verbleibenden Issues der Kategorie II werden alle ebenfalls als sicherheitstechnisch bedeutend eingeschätzt und Informationen zum Implementierungsstand sollten weiter verfolgt werden. Von den Issues der Kategorie I werden zumindest zwei Punkte als so wichtig bewertet, dass deren Umsetzung verfolgt wird, da es sich hier auch um Aktivitäten handelt, die sich im Nationalen Aktionsplan der Slowakei als Ergebnis des EU-Stresstests finden.

Da derzeit intensiv an einem Programm zur Lebensdauererweiterung der Blöcke 3 und 4 des KKW Bohunice gearbeitet wird, ist es realistisch anzunehmen, dass die Erfüllung der verbliebenen Safety Issues ein Nebenprodukt dieses Programms sein wird und dass auch die Aufsichtsbehörde UJD diese Punkte im Auge behält, falls sie zum heutigen Zeitpunkt noch nicht gelöst sein sollten. Es ist bekannt, dass in den 1990er Jahren im KKW Bohunice die Blöcke 1 und 2 Schwerpunkt der Investitionen an diesem Standort waren, um diese älteren W-230-Reaktoren (seit 2006 bzw. 2008 abgeschaltet) auf ein akzeptables Sicherheitsniveau zu bringen. Deshalb hat die grundlegende Modernisierung von Bohunice 3&4 erst relativ spät begonnen.

Die Blöcke des **KKW Mochovce 1&2** sind erst 1998 bzw. 2000 in Betrieb genommen worden. Hier wurde vorab ein umfangreiches Modernisierungsprogramm implementiert, das die Anlagen bereits vor Inbetriebnahme in Übereinstimmung mit geltenden

Sicherheitsanforderungen bringen sollte und dabei u. a. die IAEA Issues berücksichtigte. Im Auftrag der EU wurde zur Unterstützung der Behörde UJD die Vollständigkeit des Modernisierungsprogramms auch durch westliche TSOs (Riskaudit) bewertet. Dabei wurde unter anderem die komplette gelieferte Sicherheitsleittechnik gegen eine moderne, digitale ausgetauscht. Durch diese und eine große Anzahl weiterer Maßnahmen war die Zahl verbliebener Safety Issues bei Mochovce 1&2 von vornherein deutlich geringer als bei baugleichen Anlagen, die vor 1990 in Betrieb gegangen sind.

Seit dem letzten Vergleich wurden 2 Schwachstellen der Kategorie II beseitigt. An der Behebung der einzigen verbleibenden Schwachstelle der Kategorie I (*Analyses of plant specific natural external conditions*) wird noch gearbeitet. Nach dem Fukushima-Unfall ist es hier zu weiteren Anforderungen gekommen und entsprechende Aktivitäten sind mit Terminangabe im Nationalen Aktionsplan fixiert.

Das noch in der Errichtung befindliche KKW **Mochovce 3&4** wird nach Aussage der Behörde analog Mochovce 1&2 alle Modernisierungsmaßnahmen vor der Inbetriebnahme vollständig implementieren sowie einige zusätzliche, die sich aus den aktuellen Sicherheitsanforderungen ergeben und vor allem zur Beherrschung von schweren Störfällen eine entscheidende Rolle spielen. Des Weiteren gibt es nach Durchführung des EU-Stresstests im Nationalen Aktionsplan der Slowakei weitere Maßnahmen, die vor dem Anfahren beider Blöcke implementiert sein sollen.

Erste Angaben zum Erfüllungsstand in den Anlagen **Rowno 1&2** wurden einem Bericht aus dem Jahr 2009 entnommen, den Riskaudit im Auftrag der EU angefertigt hatte /RIS 09/. Es handelt sich um eine Bewertung des seinerzeit aktuellen ukrainischen Modernisierungsprogramms. Hier sollte geprüft werden, inwieweit die von der IAEO identifizierten Schwachstellen für die drei WWER-Baulinien in der Ukraine in diesem Modernisierungsprogramm erfasst sind und wie der Stand ihrer Abarbeitung ist. Die Ergebnisse waren von Betreiber und Behörde verifiziert worden bzw. wurden von Riskaudit nach Abstimmung mit beiden modifiziert. Informationen zu weiteren sicherheitstechnischen Verbesserungen stammen aus einer zweibändigen Selbsteinschätzung des KKW Rowno 1&2 /RNP 09/ sowie der letzten Neufassung des ukrainischen Modernisierungsprogramms von 2011 für alle drei WWER-Baureihen in der Ukraine /CSS 11/. Dieses Programm ist kein abgeschlossenes Dokument und soll z. B. alle sich aus dem EU-Stress-Test ergebende Maßnahmen berücksichtigen.

Im Ergebnis der Auswertung der o. g. Quellen können folgende Angaben als gesichert gelten. Die verbleibenden 29 (von 74) Sicherheitsdefizite der IAEO befinden sich in Bearbeitung und verteilen sich wie folgt auf die drei Sicherheitskategorien: in Kategorie III sind 3 Defizite noch nicht abgeschlossen, in Kategorie II noch 16 (von 40) und in Kategorie I verbleiben noch 10 offene Schwachstellen. Das bedeutet, dass inzwischen mehr als 60 % aller Design Safety Issues gelöst sind (Stand 2011/12).

Abb. 3.1 illustriert den Erfüllungsstand der Schwachstellenbeseitigung in den untersuchten Anlagen des Typs WWER-440/W-213. Detailergebnisse der Recherche und die Einschätzung zum Erfüllungsstand der Schwachstellenbeseitigung sind in /KEL 14/ dokumentiert. Der Bericht enthält zudem die aktualisierte Tabelle zum Vergleich des Standes der Schwachstellenbeseitigung in den KKW vom Typ WWER-440/W-213.

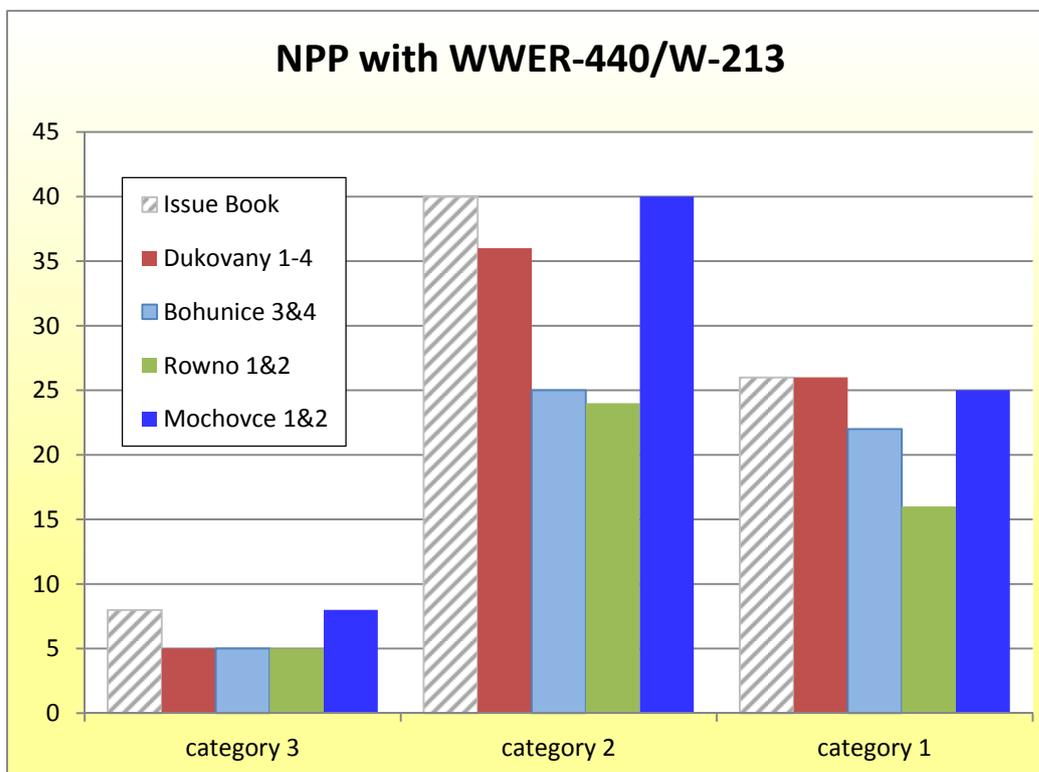


Abb. 3.1 Vollständig gelöste Sicherheitsdefizite in KKW mit WWER-440/213

3.3 Modernisierungsprogramme für Anlagen mit WWER-1000

Zum WWER-1000/W-320 waren die Arbeiten auf das bulgarische **KKW Kosloduj-5&6** konzentriert. Es war vorgesehen, den Status des KKW auf Berücksichtigung von GRS-Schwerpunkten zur E- und Leittechnik für diesen Reaktortyp zu überprüfen und laufen-

de und geplante Nachrüstmaßnahmen auf dem Gebiet der Leittechnik hinsichtlich ihrer Vollständigkeit und Effektivität zu bewerten.

Des Weiteren sollte geprüft werden, welche Auswirkungen das 2011 abgeschlossene Modernisierungsprogramm auf die Ergebnisse der PSA-2 und die Weiterentwicklung der SAMG (Severe Accident Management Guidelines) hat. Die Neufassung der SAMG sollte 2012 vorliegen. Dies steht auch in engem Zusammenhang mit den Ergebnissen der internen bulgarischen Überprüfung dieser zwei Dokumentenpakete nach den Ereignissen in Fukushima bzw. den Schlussfolgerungen aus dem EU-Stresstest.

Sowohl die GRS als auch die bulgarische Behörde BNRA hatten Ende 2011 separate Vorschläge zur Zusammenarbeit vorgelegt, auf die die GRS im Mai 2012 mit einem konkreten Angebot zum Arbeitsumfang reagierte. Infolge von Verzögerungen auf bulgarischer Seite konnten entsprechende Aktivitäten erst im Februar 2013 mit einem Informationsaustausch in Sofia /MIN 13e/ beginnen. Der Kooperationsumfang bestand aus Aktivitäten (überwiegend Review) zu den folgenden Gebieten:

- E- und Leittechnik;
- Leistungserhöhung;
- Handlungsempfehlungen bei schweren Störfällen (Unfallprozeduren, SAMG);
- Analysen zu den PSA-1 und -2.

Die Arbeiten zur E- und Leittechnik konnten abgeschlossen werden. Die Antworten auf einen GRS-Fragespiegel zur E- und Leittechnik im KKW Kosloduj wurden vereinbarungsgemäß zugestellt und durch die GRS ausgewertet. Ein zusammenfassender Bericht zum Stand der Beseitigung spezifischer Sicherheitsdefizite für die Blöcke 5&6 des KKW Kosloduj im Bereich der E- und Leittechnik konnte anschließend erstellt werden /PIL 13/. Es handelt sich dabei nicht um die im Issue Book genannten Schwachstellen auf diesem Gebiet – deren Beseitigung wurde dem Kraftwerk im Rahmen einer IAEO-Mission bestätigt – sondern durch von GRS/Riskaudit bzw. SEC NRS identifizierte Schwachstellen für diesen Reaktortyp. Insgesamt waren, bezogen auf Kosloduj, seinerzeit 11 Fragen zur Leittechnik und 6 zur Elektrik erarbeitet worden. Deren Beseitigung war in den Vorjahren durch die BNRA in Teilen bestätigt worden. Zu den offenen Fragen lagen jedoch bislang keine Informationen vor.

Der verbliebene aktuelle GRS-Fragespiegel beinhaltete 6 Fragen, davon 4 zur Leittechnik und 2 zur Elektrik. Die offenen Fragen zu potentiellen Überspannungen, zum Startsignal für Notstrom-Diesel, zur Höhenstandsmessung im Reaktordruckbehälter, zur Druckhalter-Messinstrumentierung, zur räumlichen Trennung der Stromversorgung und zur elektromagnetischen Verträglichkeit des Reaktor-Schutz- und Steuersystems wurden mit dem Betreiber und der Behörde BNRA geklärt. In der Technischen Notiz /PIL 13/ wurden damit die bislang verbliebenen Fragen abschließend bewertet. Bei der Bewertung dieser Fragen wurden sowohl die Ergebnisse der internationalen Betriebserfahrung mit diesem Reaktortyp sowie von Druckwasserreaktoren im Allgemeinen, Anforderungen aus internationalen und nationalen Regelwerken, sowie international übliche Wege der Sicherheitserhöhung auf den einzelnen Teilgebieten berücksichtigt.

Während eines Treffens mit BNRA in Sofia /MIN 13e/ wurden auch die anderen vier Gebiete diskutiert: Leistungserhöhung; Unfallprozeduren; PSA-1 und PSA-2 Analysen. Spezielle Fragen der GRS gab es zum Stand der PSA-2 und zu den geänderten SAMG für das KKW Kosloduj. Die erste Version der SAMG war seinerzeit im Rahmen des EU-Vorhabens Phare 2004/016-815.01.01 „Severe Accident Management Guidelines (SAMGs) Review and Assessment in Compliance with International Requirements“ von November 2005 bis Oktober 2006 gemeinsam von Experten aus Frankreich, Deutschland, Italien, Finnland, Belgien, Ungarn und Bulgarien eingeschätzt worden. Im Ergebnis dieser Einschätzung war eine Liste von Empfehlungen erstellt worden /RIS 06/. Einen Überblick zu diesen Empfehlungen präsentierte die GRS den bulgarischen Fachkollegen auf dem Februar-Meeting 2013. Es wurde vereinbart, den Status der „Major Findings“ zu diskutieren (Abb. 3.2). Von bulgarischer Seite wurden über BNRA Antworten und Kommentare des Betreibers des KKW Kosloduj zu den wichtigsten Ergebnissen und Erkenntnissen des SAMG-Reviews übergeben. Eine Einschätzung dazu wurde von der GRS angefertigt /WFF 14a/.

Zusätzlich zu den während des oben erwähnten bilateralen Treffens in Sofia gegebenen mündlichen Informationen und Präsentationen wurden weitere Informationen zu den PSA 1 und 2 zugestellt. Zu den PSA fand eine Videokonferenz zwischen der bulgarischen Behörde, der bulgarischen Betreiber-TSO RiskEngineering und der GRS unter Einbeziehung von PSA-Experten der GRS statt. Sie fußte auf einer Präsentation, die während des Treffens in Sofia durch RiskEngineering gegeben wurde. Die Ergebnisse dieser Videokonferenz sind in einer Notiz zusammengefasst /LOE 13/.

Introduction (2/2)

- Performing the review of developed SAMGs for KNPP units 5&6 several findings were identified
- Not all findings are equally important
- Consequently - subdivision into
 - **Major Findings**,
should definitely be dealt with prior to implementation of the SAMG;
 - **Findings**,
representing issues that should preferably be resolved prior to SAMG implementation;
 - **Remarks**,
those issues that should be checked or kept in mind after SAMG implementation.

Abb. 3.2 Auszug aus dem Vortrag über die Ergebnisse des EU-Vorhabens Phare 2004/016-815.01.01

Zu MELCOR-Rechnungen für die PSA-2 für das KKW Kosloduj fand eine Telefonkonferenz zwischen Experten von BNRA, RiskEngineering sowie der GRS statt /WFF 13a/. Hauptthema waren der MELCOR-Eingabedatensatz sowie methodische Fragen zu Rechnungen seitens RiskEngineering zu Unfällen mit schweren Kernschäden. Auch hier zeigte sich, dass die bulgarischen Kollegen einen Großteil der früheren GRS-Kommentare und Empfehlungen berücksichtigt haben bzw. berücksichtigen.

Eine weitere Aktivität war die Durchsicht und Teilbewertung des neuen ukrainischen Modernisierungsprogramms CCSUP (Complex Consolidated Safety Upgrade Program) von 2011, das alle drei in der Ukraine betriebenen WWER-Typen umfasst – WWER-1000/W-320, WWER-1000/W-302 und WWER-440/W-213. Diese Neufassung entstand vorrangig mit dem Wunsch, die Umsetzung des Programms mithilfe von EU-Krediten zu ermöglichen. Im Gegensatz zu früheren Modernisierungsprogrammen ist das CCSUP offen für Ergänzungen und Erweiterungen, so sind in spätere Fassungen bereits Ergebnisse des EU-Stress-Tests und darüber hinaus weitere Erfahrungen aus dem Fukushima-Unfall eingeflossen.

Im Rahmen ihrer Projektarbeit hat die GRS im CCSUP Maßnahmen identifiziert, für die in Absprache mit der ukrainischen Partner-TSO SSTC NRS (TSO der ukrainischen Behörde SNRIU) Störfallanalysen zur tiefergehenden Bewertung im Rahmen des Arbeitspaketes zu den Stör- und Unfallanalysen durchgeführt werden sollten. Des Weiteren wurde geprüft, welche Maßnahmen der Behebung von Mängeln (Safety Issues) aus den jeweiligen „IAEA Issue Books“ dienen und inwieweit neue Maßnahmen die Ergebnisse aus dem EU-Stress-Test reflektieren.

Schließlich ist untersucht worden, ob IAEO-Empfehlungen aus dem „Joint EC/IAEA/Ukraine Project“ zum Sicherheitsstatus aller laufenden ukrainischen Reaktoren im vorgelegten CCSUP Berücksichtigung fanden. Diese Empfehlungen sind Teil mehrerer Abschlussberichte dieses IAEO-Projektes, das durch die Europäische Kommission finanziert wurde. Gegenstand dieser Untersuchungen war auch, in welchem Umfang das CCSUP frühere Anforderungen der „Atomic Question Group“ an EU-Beitrittskandidaten-Länder zur nuklearen Sicherheit aus dem Jahr 2002 erfüllen würde.

Die Untersuchungsergebnisse sind in einen Bericht eingeflossen, der als Gesamtbericht im BMUB-Vorhaben 3611R01503 (LV1) erschienen ist /KEL 11/.

4 Stör- und Unfallanalysen zu KKW mit Druckwasserreaktoren des Typs WWER-440 und WWER-1000

4.1 Zielstellungen

In Zusammenarbeit mit den TSOs und/oder den Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden Armeniens, Bulgariens, Russlands, der Slowakei und der Ukraine werden Stör- und Unfallanalysen sowohl für das Verhalten des PKL als auch des Containments/Confinements (Störfalllokalisierungssysteme) von KKW mit WWER-440 und WWER-1000 durchgeführt. Hierbei kommen die von der GRS entwickelten Rechen-codes ATHLET, ATHLET-CD 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 schweren Kernschäden (SAMG).

Ausgehend von der erfolgreichen Zusammenarbeit im Vorläufervorhaben 3608101512 - INT Ost mit den Sachverständigenorganisationen SEC NRS (Russland), SSTC NRS / SSTC NRS ARB (Ukraine), NRSC (Armenien), ENPRO (Bulgarien) und der slowakischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde UJD sollten die im Folgenden aufgeführten Themen bearbeitet werden:

- Unfallanalysen für WWER-440-Anlagen mit dem gekoppelten Codesystem ATHLET-CD - COCOSYS (↗ Kapitel 4.2);
- Unfalluntersuchungen mit COCOSYS für Anlagen mit WWER-440 und WWER-1000 (↗ Kapitel 4.3);
- Einschätzung von Modernisierungsmaßnahmen unter Nutzung von Ergebnissen aus ATHLET-CD und/oder COCOSYS-Analysen (↗ Kapitel 4.4);
- Einschätzung von Störfallprozeduren (EOP) und Unfallprozeduren (SAMG) (↗ Kapitel 4.5).

4.2 Unfallanalysen für WWER-440-Anlagen mit dem gekoppelten Codesystem ATHLET-CD - COCOSYS

Aufbauend auf der Kooperation mit SEC NRS (Russland) im Vorläufervorhaben 3608I01512 - INT Ost sollten die Arbeiten zur Anwendung des gekoppelten Codesystems ATHLET-CD - COCOSYS fortgesetzt werden. Referenzkraftwerk ist das KKW Kola, Block 3 (WWER-440/W-213). Insbesondere sollte für beide Anlagentypen die Verteilung von Aerosolen und Spaltprodukten im Primärkreislauf und im Störfalllokalisierungssystem bzw. Bubble Condenser Containment bei postulierten Unfallszenarien untersucht werden.

Bei diesen Analysen handelt sich um einen sehr anspruchsvollen und gleichzeitig für die Zukunft sehr wichtigen Arbeitspunkt. Hierbei sollen die Rechenprogramme ATHLET-CD für den Primärkreislauf und COCOSYS für das SLS in einer gekoppelten Version zur Anwendung gelangen. Bisher wurden die Unfallanalysen mit separat laufenden Programmen (stand-alone Modus) durchgeführt. Von den Partnerorganisationen wurde in der Mehrzahl der Fälle für den Primärkreislauf der US-amerikanische Code MELCOR eingesetzt, um die notwendigen Randbedingungen für COCOSYS zu generieren. In Einzelfällen zeigten sich hier in der Vergangenheit Unzulänglichkeiten bei der Modellierung z. B. in Bezug auf die Freisetzung von Wasserstoff, sowie von Aerosolen und Spaltprodukten in das Störfalllokalisierungssystem (SLS). Diese Unzulänglichkeiten sollen in Zukunft durch den Einsatz des gekoppelten Codesystems ATHLET-CD – COCOSYS behoben werden. Voraussetzung hierfür ist die Adaption zunächst der gekoppelten Codes ATHLET und COCOSYS, später ATHLET-CD und COCOSYS an WWER-Anlagen, wobei mit dem WWER-440 im Vorläufervorhaben /GRS 11/ begonnen wurde.

4.2.1 ATHLET-Datensatz zur Kopplung mit COCOSYS

Die GRS hat in Fortführung der Adaptionsarbeiten aus dem im Vorgängervorhaben erstellten ATHLET-Simulator-Datensatz für ein KKW mit WWER-440/W-213 eine Version für die Kopplung von ATHLET mit COCOSYS erstellt /STG 14a/. Zu den Arbeiten zählte die Beseitigung von Bugs in den Kopplungsroutinen, die im Zusammenhang mit der Anwendung der gekoppelten Codeversion auf WWER-Anlagen auftraten. Die in 2011 erreichten Verbesserungen am ATHLET-Simulator-Datensatz für ein KKW mit WWER-440/W-230, insbesondere das neue, detaillierte Dampferzeugermodell (Abb. 4.1) mit

erweiterter Rohrbündelanzahl und Drei-Kanal-Sekundärseite, wurden in den W-213 ATHLET-Datensatz der gekoppelten Version ATHLET - COCOSYS übernommen und für gekoppelte Rechnungen vorbereitet.

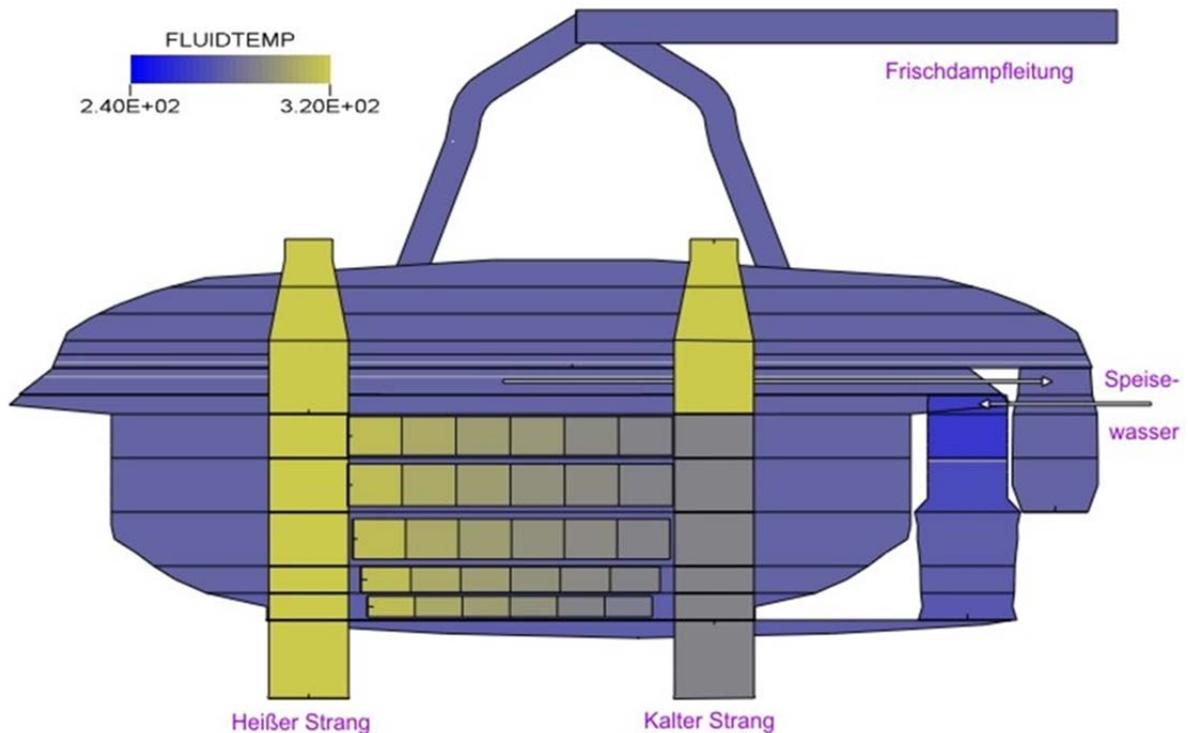


Abb. 4.1 ATHLET, WWR-440/W-213, stationäre Temperaturverteilung im detaillierten Dampferzeugermodell

Es wurden notwendige Änderungen am Datensatz sowohl für die nicht gekoppelte Version als auch für die weiterentwickelte gekoppelte Programmversion ATHLET - COCOSYS vorgenommen:

- Umstellung des Datensatzes auf die ATHLET-Version 3.0A sowie auf die Nutzung der PARAMETER-Option;
- Umstellung der interaktiven GCSM-Bediensignale des Simulators auf Zeitvorgabe-Signale;
- Erweiterung der Modellkonfiguration des oberen Bereiches im Reaktor durch ein Zirkulationsmodell und Neuordnung der Kernkanäle;
- Datensatzanpassungen für die Kopplung ATHLET - COCOSYS.

Der nun vorliegende ATHLET-Datensatz stellt die Grundlage für die Erweiterung um die Eingabedaten für ATHLET-CD dar. Die Spezifik der Konstruktion der WWR-440-

Regelkassetten stellt bei der Berechnung von Unfällen mit ATHLET-CD eine Herausforderung dar.

4.2.2 COCOSYS-Datensatz zur Kopplung mit ATHLET

Im BMUB-Vorhaben 3608I01512 - INT Ost /GRS 11/ wurde von SEC NRS Moskau in Zusammenarbeit mit der GRS ein COCOSYS stand-alone Datensatz für ein KKW mit WWER-440/W-213 erstellt und getestet /REP 11/. Dieser Datensatz mit Status Dezember 2010 wurde in folgenden Punkten geändert:

- Aktualisierung auf die letzte COCOSYS-Anwenderversion V2.4v3;
- Nutzung der PARAMETER-Option;
- Wechsel des Zonenmodells TANKA von Gleichgewichts- auf Nichtgleichgewichtsmodell;
- Änderungen in einigen Verbindungen (Überströmfläche, Wasserkonvektion durch Temperaturunterschiede);
- Modellierung der wärmeleitenden Strukturen (2 Schichten für Aluminium, Wärmeübertragungskoeffizient zur Umgebung).

Der aktuelle Datensatz umfasst 51 Zonen, 115 Verbindungen und 171 wärmeleitende Strukturen. Die Nodalisation des SLS (hier: Bubble Condenser Containment) des KKW mit WWER-440/W-213 ist in Abb. 4.2 dargestellt.

Dieser aktualisierte stand-alone Datensatz wurde anschließend um Informationen zur Kopplung mit ATHLET erweitert (Zeitschrittkontrolle, Synchronisation mit ATHLET, Wärmeverluste vom Kühlkreislauf, Übergabe von Signalen, Anpassung der verwendeten nichtkondensierbaren Gase an ATHLET usw.). Details dazu sind in /STG 14a/ zu finden.

4.2.3 Anwendung des gekoppelten Programmsystems ATHLET-COCOSYS

Parallel zu den Arbeiten an den Datensätzen wurde das gekoppelte Programmsystem ATHLET-CD 2.2C – COCOSYS V2.4 auf die Version ATHLET V3.0A – COCOSYS

eingesetzt zu werden. Insbesondere sind noch keine ATHLET-CD spezifischen Modelle berücksichtigt.

4.3 Unfalluntersuchungen mit COCOSYS für Anlagen mit WWER-440 und WWER-1000

4.3.1 Untersuchungen zur Wasserstoffproblematik im KKW Armenien 2 (WWER-440/W-270)

In Fortführung der im Vorläuferprojekt gemeinsam mit dem NRSC (Armenien) begonnenen Untersuchungen zur Wasserstoffproblematik im KKW Armenien-2 bei auslegungsüberschreitenden Störfällen sollten weitere Analysen unter Anwendung des COCOSYS-Codes folgen. Sie dienen der Einschätzung von Modernisierungskonzepten, die die Installation von Wasserstoff-Rekombinatoren und ihre Platzierung im Störfalllokalisierungssystem betreffen. In diese Analysen sollten Varianten zur Steuerungsoptimierung des Gebäudesprühsystems einbezogen werden.

Gemeinsam mit den Fachkollegen des NRSC wurden in diesem Arbeitspunkt Maßnahmen, die zur Sicherheitsertüchtigung des KKW Armenien-2 beitragen sollen, mit COCOSYS analysiert. Mit NRSC wurde hierzu der Unterauftrag UA-3130 /CON 12/ abgeschlossen.

Von NRSC wurde der im Vorläuferprojekt erstellte COCOSYS-Datensatz entsprechend der letzten Modernisierungsmaßnahmen im KKW Armenien-2 angepasst. Dies betraf insbesondere die verringerte Leckage des Störfalllokalisierungssystems, die Hochdrucknotkühlein speisung, die Sprinkleranlage und die Simulation des passiven Sumpfeinlaufes sowie der Sumpfsiebverstopfung durch Isolationsmaterial (Sump Clogging) beim neuen Auslegungsstörfall. Während die Mehrzahl der Anpassungen auf Grund der Erfahrungen von NRSC mit COCOSYS einen relativ überschaubaren Aufwand erforderte, war die Modellierung des Sump Clogging ein neues Gebiet. Deshalb konzentrierten sich die Aktivitäten zunächst in diese Richtung. Auf dem Projektmeeting im November 2012 /MIN 12b/ stellte NRSC den modifizierten Datensatz und Ergebnisse erster Testrechnungen damit vor. Die Simulation des Sumpfeinlaufes und der Siebverstopfung mit COCOSYS wurden diskutiert. Die Experten von GRS und NRSC erarbeiteten gemeinsam einen Ansatz zur Verbesserung der Modellierung. Erfahrungen der GRS für Konvoi-Anlagen machten die Notwendigkeit der Verwendung experimenteller

Daten für das empirische Modell in COCOSYS deutlich. Diese Aktivitäten sind auch in Zusammenhang mit den in Kapitel 4.4 dargestellten Untersuchungen zur Filterkapazität des Sumpfeinlaufsystems zu sehen. Während des Projektmeetings im Dezember 2012 /MIN 12f/ wurden Kommentare und Empfehlungen der GRS zum NRSC-Bericht über das Sump Clogging diskutiert. Insbesondere hat NRSC die Ergebnisse von prototypischen Experimenten am HYDRO1-Versuchsstand des slowakischen Sumpf-Designers zum Sump Clogging genutzt, um durch eine Versuchsnachrechnung den wesentlichsten Modellparameter – Verlustbeiwert des verstopften Sumpffilters – für das COCOSYS-Modell zu bestimmen. Die Detailergebnisse der Untersuchungen sind im NRSC-Bericht /MAL 13/ enthalten. Ebenfalls hier aufgeführt sind die wesentlichen Resultate der COCOSYS-Analyse zum KMV-Störfall unter Anwendung des Modells zur Sumpffilterverstopfung.

Nach dem vorläufigen Abschluss der Arbeiten zum Sump Clogging begannen die Untersuchungen zu einem postulierten Unfall mit Ausfall der Notkühlung. Unter Nutzung des überarbeiteten COCOSYS-Datensatzes /MAL 13/ wurden Rechnungen zum Verhalten des Störfalllokalisierungssystems des KKW Armenien-2 bei diesem Unfall durchgeführt. Die Rechnungen beinhalten sowohl den Druck- und Temperaturentwicklung im Störfalllokalisierungssystem (SLS) als auch die Untersuchung des Aerosol- und Spaltproduktverhaltens inkl. Jodverhalten. Die Modellierung des Abschaltens der Sprinkleranlage bei Erreichen von Unterdruckbedingungen war Gegenstand einer Variantenrechnung. Das Abschalten hat wesentlichen Einfluss sowohl auf die Atmosphärenzusammensetzung im SLS als auch auf die Aerosol- und Spaltproduktverteilung. Der zu den Analyseergebnissen angefertigte Bericht wurde nach Kommentierung durch die GRS in seine Endfassung gebracht /HOV 13/ und auf dem Projektmeeting im Dezember 2013 /MIN 13h/ diskutiert.

Darüber hinaus führten Fachkollegen des NRSC gemeinsam mit Experten der GRS COCOSYS-Rechnungen zum Verhalten des SLS des KKW Armenien-2 beim o. g. Unfallszenario unter Berücksichtigung von Modernisierungsmaßnahmen durch. Abb. 4.3 zeigt das in den Rechnungen verwendete und im Vergleich zu den vorherigen Analysen weiter verfeinerte Nodalisationsschema. Bestandteil dieser Untersuchungen war eine Variantenanalyse unter Anwendung der Modelle zur Simulation von Wasserstoffzündung und Flammenausbreitung (COMB/FRONT) und von Beton-Schmelze-Wechselwirkungen (MEDICIS). Die COCOSYS-Analysen zeigen, dass durch Berücksichtigung von Modernisierungsmaßnahmen, wie die Installation von Wasserstoff-Rekombinatoren, die Verringerung der Leckage in die Umgebung und die Implementie-

rung eines Abschaltkriteriums für das Gebäudesprühsystem, der untersuchte KMV we-
 sentlich besser beherrscht werden würde: geringere Wasserstoffkonzentration, keine
 brennbaren Gemische, Verhinderung des auslegungsüberschreitenden Unterdruckes.
 Hinweise an die armenische Behörde ANRA zur Notwendigkeit weiterer Detail-
 Untersuchungen u. a. im Zusammenhang mit der Auswahl des Sprinkler-Abschalt-
 kriteriums wurden von NRSC formuliert.

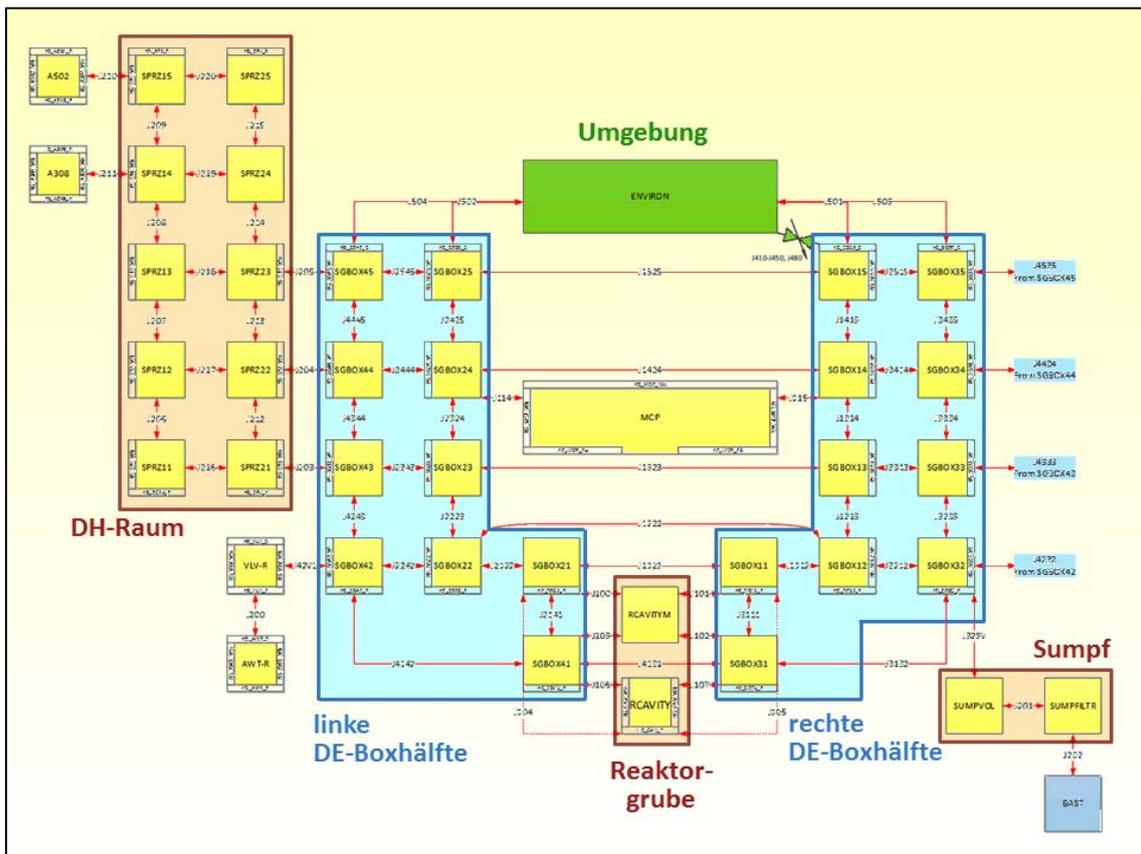


Abb. 4.3 COCOSYS, KKW Armenien-2, Unfallanalyse, 41-Zonen-Nodalisierung

Der komplexe Ansatz mit Anwendung der COCOSYS-Hauptmodule THY, AFP und
 CCI offenbarte Probleme in der Modulkopplung, die im Rahmen der Zusammenarbeit
 durch die GRS behoben wurden. Auf dem Projektmeeting im März 2014 /MIN 14/ wur-
 den die Unfalluntersuchungen abschließend diskutiert. Der zu diesen Unfallanalyseer-
 gebnissen übersandte Bericht ist nach Kommentierung durch die GRS überarbeitet
 und in seine Endfassung gebracht worden /HOV 14/.

4.3.2 Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse zu COCOSYS-Ergebnissen für das KKW Armenien-2

Für ein ausgewähltes Störfallszenario (Referenzanlage: Armenien-2), das mit COCOSYS analysiert werden sollte, waren durch die GRS gemeinsam mit NRSC Unsicherheiten und Sensitivitäten von COCOSYS-Ergebnissen unter Anwendung des GRS-Programmes SUSA /KLS 08/ zu bestimmen. Dies setzte eine umfangreiche Analyse der Eingabedaten für COCOSYS voraus. Mit den Ergebnissen aus SUSA sollten schließlich Aussagen zum Einfluss von Eingabe- und Modellgrößen auf wesentliche Analyseergebnisse bestimmt werden.

Arbeitsschritte der Analyse mit SUSA waren:

- Kurzeinführung der NRSC-Experten in SUSA;
- Datensammlung;
- Erstellung der SUSA-Datensätze, Bestimmung der unsicheren Parameter und deren Unsicherheitsverteilungen inklusive deren Berücksichtigung im COCOSYS Referenzdatensatz;
- Durchführung der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse und
- Bewertung der Ergebnisse und deren Diskussion mit NRSC und ANRA.

Die Arbeiten basierten einerseits auf COCOSYS-Störfallrechnungen für das KKW Armenien-2, andererseits auf Resultaten aus der Unsicherheitsanalyse mit SUSA für COCOSYS-Ergebnisse, die von der GRS im Rahmen des BMUB-Vorhabens 3608R01504 (LV2) erstmalig für eine WWER-Anlage durchgeführt wurde. Eine kurze Vorstellung des SUSA-Programms und der vorliegenden Erfahrungen bei der Anwendung auf WWER-440/W-213 waren Gegenstand des Projektmeetings mit NRSC im Oktober 2011 /MIN 11a/. Auf dem Treffen im November 2011 /MIN 11b/ wurden Vorschläge zu den zu untersuchenden unsicheren COCOSYS-Parametern für die SUSA-Analyse diskutiert. Sie sind in der Technischen Notiz /BAK 11/ dokumentiert. Dieser Bericht stellt einen Meilenstein in den vorbereitenden Arbeiten zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse von COCOSYS-Ergebnissen für das KKW Armenien-2 dar. Basierend auf den Erkenntnissen, die in dieser Technischen Notiz dokumentiert sind, führten Wissenschaftler der GRS mit SUSA erste Untersuchungen zu einem postulierten KMW im KKW Armenien-2 (WWER-440/W-270) durch. Die hierfür notwendigen Massen- und

Energieeintragsraten wurden von NRSC aus existierenden Analysen mit RELAP5-Code übernommen. Die Ergebnisse der Voruntersuchungen machten es notwendig, die Liste der unsicheren COCOSYS-Parameter und ihre Verteilungen zu überarbeiten. Dies erfolgte gemeinsam mit den Fachkollegen von NRSC. Die Liste umfasst schließlich 33 unsichere Parameter, die speziell für das KKW Armenien-2 und das ausgewählte Störfallszenario identifiziert wurden. Der COCOSYS-Referenzdatensatz für die Studien mit SUSA wurde fertiggestellt. Weitere Testläufe zum neuen Auslegungsstörfall mit diesem Datensatz wurden erfolgreich absolviert. Anschließend führten Experten der GRS mit den überarbeiteten Datensätzen für SUSA und COCOSYS eine erste Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse für diesen KMV durch. Die Ergebnisse zeigten eine bisher nicht aufgefallene Schwachstelle im speziellen Klappenmodell für diesen Anlagentyp auf. Die Schwachstelle wurde behoben und das modifizierte Modell in eine neue COCOSYS-Entwicklerversion implementiert, die auch den Experten von NRSC zur Verwendung in ihren Störfallanalysen übersendet wurde. Mit der neuen Codeversion erfolgte schließlich die Basisstudie zur Unsicherheit und Sensitivität von COCOSYS-Ergebnissen. Resultate und Schlussfolgerungen aus dieser Studie sind auf dem Projektmeeting mit NRSC Anfang Juni 2012 /MIN 12/ vorgestellt und diskutiert worden. Sie geben wertvolle Hinweise auf Randbedingungen und Modellparameter, die wesentlichen Einfluss auf die untersuchten Kriterien, wie z. B. Maximaldruck im Raumsystem und Masse des in die Umgebung ausgetragenen Kühlmittels, haben /WFF 12a/.

Mit der Technischen Notiz /WFF 12b/ liegt eine Beschreibung des erarbeiteten Datenmaterials (Liste der unsicheren Parameter, deren Verteilungsfunktionen etc.) sowie der Ergebnisse der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse zur Basisstudie vor. Die Randbedingungen und Modellparameter, die schon in den Voruntersuchungen wesentlichen Einfluss auf die untersuchten Kriterien (z. B. Maximaldruck im Raumsystem und Masse des in die Umgebung ausgetragenen Kühlmittels) hatten, wurden weitestgehend bestätigt.

Ein Überblick über die im Vorhaben bis Mitte 2013 in der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse zu COCOSYS-Ergebnissen für das KKW Armenien-2 erzielten Resultate wurde u. a. in einer Präsentation /WFF 13b/ auf dem Projektmeeting im Juni 2013 /MIN 13/ gegeben. Im weiteren Verlauf des Vorhabens führte die GRS ergänzende Studien durch:

- mit Berücksichtigung von Metallstrukturen im Lokalisierungssystem. Es zeigte sich, dass die Metallstrukturen in den DE-Box-Nodes lediglich marginalen Einfluss auf Parameter wie den Wasseraustrag durch die Gebäudeklappen in die Umgebung und das Verhalten der Klappen selbst haben.
- anhand von gemessener Daten zum Klappenöffnungsverhalten, die 2011 im KKW Armenien-2 aufgenommen wurden.

Die Ergebnisse der insgesamt vier Studien (Basisfall, 3 Varianten) zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse von COCOSYS-Ergebnissen in Störfallanalysen für das armenische KKW sind in einer Präsentation zusammengefasst worden /WFF 13d/, die den Fachkollegen des NRSC im November 2013 in Berlin vorgestellt und abschließend diskutiert wurde.

4.3.3 Adaption und Anwendung des COMB/FRONT-Modells in COCOSYS in Störfallanalysen für Anlagen des Typs WWER-440/W-213

In Zusammenarbeit mit der slowakischen atomrechtlichen Behörde UJD sollten Untersuchungen zur Wasserstoffverbrennung und Flammenfrontausbreitung unter Stör- und Unfallfallbedingungen mit dem COMB/FRONT-Modell in COCOSYS für eine generische Anlage mit WWER-440/W-213 (also einem Containment mit Nasskondensator) durchgeführt werden. Für diese erstmalige Modellanwendung auf eine WWER-Anlage sollte der im Vorläufervorhaben erstellte detaillierte COCOSYS-Datensatz adaptiert werden.

Die Experten beider Organisationen untersuchten in COCOSYS-Pilotanalysen zu einem auslegungüberschreitenden KMV den Einfluss verschiedener Zündkriterien. Die Ergebnisse zeigten eine sehr lange Verbrennungszeit des Wasserstoffs in den Zündzonen und eine relativ geringe Ausbreitungsgeschwindigkeit der Flammen innerhalb des Containments, was im Widerspruch zu den vorliegenden experimentellen Untersuchungen an kleinskalierten Versuchsanlagen steht.

Im Ergebnis GRS-interner Diskussionen erfolgten maßgebliche Schritte zur Verbesserung des COMB/FRONT-Modells im Rahmen des vom BMWi finanzierten COCOSYS-Entwicklungsvorhabens RS1508. Anschließend wurden die Pilotanalysen zur WWER-440-Anlage wiederholt und zusätzliche Einzeleffekte untersucht. Es stellte sich heraus, dass Änderungen in den Massenströmen innerhalb des Nasskondensators Ursache für

die sehr geringen Flammenausbreitungsgeschwindigkeiten war. Zur Überlagerung von Atmosphärenströmungen und Flammenausbreitung gibt es leider keine Experimente, sodass die Vertrauenswürdigkeit dieses FRONT-Ergebnisses z. Z. nicht bewertet werden kann.

Eine weitere Verbesserung des COMB/FRONT-Modells bezieht sich auf das Abbruchkriterium der Wasserstoff-Verbrennung, das aus Experimenten an der THAI-Versuchsanlage abgeleitet wurde. Darüber hinaus sind die Modellierung der Energiefreisetzung bei der Wasserstoff-Verbrennung geändert und neue Standardvorgaben für Modellparameter z. B. für die Berechnung der Flammfrontgeschwindigkeit zwischen zwei Modellzonen implementiert worden. Die Details zur Adaption des COMB/FRONT-Modells für WWER sowie die Untersuchungsergebnisse sind in einer Technischen Note dokumentiert /BAK 12/.

Mit dem überarbeiteten Modell wurden von der GRS COCOSYS-Rechnungen mit den neuen Eingabedaten und unter Anwendung des sogenannten linearen Verbrennungsansatzes durchgeführt. Die Ergebnisse wurden mit den Ergebnissen der bereits vorhandenen COCOSYS-Rechnungen, die mit den alten Modellparametern und mit dem exponentiellen Ansatz durchgeführt wurden, verglichen. Unter Verwendung des verbesserten Modells breitet sich die Flammenfront mit höherer Geschwindigkeit in Richtung Zielzone aus, was zu einer höheren Reaktionsrate in der Zielzone führt. Dadurch wird eine größere Menge an Energie freigesetzt, was sowohl eine höhere Temperatur in der Zielzone als auch einen höheren Gesamtdruck im Containment zur Folge hat. Es zeigte sich, dass auch für die untersuchte generische WWER-440/W-213-Anlage nach den Modellverbesserungen die Verbrennung realistischer simuliert wird, d. h. die Brenndauer durch die höhere Geschwindigkeit wesentlich kürzer ist. Sie liegt aber immer noch deutlich über den in (kleinskalierten) Experimenten auftretenden Verbrennungszeiten.

Die Vergleichsergebnisse der Rechnungen mit ursprünglichem und verbessertem Modell wurden den UJD-Experten auf dem Arbeitstreffen im Januar 2013 in Berlin vorgestellt und diskutiert. Zudem wurden sie auf dem WTZ-Meeting, das im Rahmen des BMWi-Vorhabens RS1511 im März 2013 in Garching stattfand, präsentiert /BAK 13/.

Im Anschluss an die Implementierung des verbesserten COMB/FRONT-Modells haben die slowakischen Fachkollegen einen Datensatz mit fein nodalisiertem W-213-Containment angepasst und damit Rechnungen zu einem Unfallszenario durchgeführt.

Die Rechenergebnisse umfassen eine Basisvariante mit Ausfall aller aktiven Sicherheitssysteme sowie Variantenrechnungen zur Analyse des Einflusses von Rekombinatoren, COMB/FRONT und des Containment-Sprühsystems.

Im abschließenden Schritt zu diesen Untersuchungen hat UJD die Rechnungen mit dem fein nodalisierten Modell, mit experimentell basiertem Wert für die Wasserstoffkonzentration ab der eine Zündung durch autokatalytische Rekombinatoren angenommen wird unter Anwendung der aktuellen COCOSYS Version V2.4v3 wiederholt. Neben der Basisvariante umfasst der hierzu erstellte Bericht /HUS 13/ 5 Varianten mit verschiedenen Randbedingungen. Der Schwerpunkt des Berichts wurde auf die Analyse der Wasserstoffverteilung und -verbrennung während der in-vessel Phase des Störfalles gelegt und die Ergebnisse mit slowakischen Sicherheitskriterien verglichen. Die Ergebnisse tragen zum tieferen Verständnis von Prozessen im Containment von WWER-440/W-213 bei.

Die Ergebnisse der gemeinsamen Untersuchungen sind von Experten der GRS und der UJD während des Projektmeetings im Januar 2014 /MIN 14a/ diskutiert worden. Der Bericht /HUS 13/ wurde gemeinsam überarbeitet und in seine Endversion gebracht.

Zusatz

Im Rahmen der Zusammenarbeit mit UJD wurde auf Wunsch der slowakischen Fachkollegen durch die GRS konsultative Unterstützung bei der Anwendung des ATHLET-Codes für KKW mit WWER-440/W-213 gegeben. GRS-Experten bewerteten den von der slowakischen Seite erarbeiteten ATHLET-Datensatz, korrigierten ihn und prüften die Lauffähigkeit für die aktuelle Programmversion. Die Experten beider Organisationen haben die Ergebnisse am Rande eines WTZ-Treffens im März 2014 diskutiert. Sie sind im Arbeitsmaterial /STG 14/ dokumentiert.

4.3.4 Untersuchungen zur Beton-Schmelze-Wechselwirkung bei einem postulierten Unfallszenario in einem KKW mit WWER-1000/W-320

Nachdem erste Erfahrungen zur Anwendung des MCCI-Modules MEDICIS auf WWER-440-Anlagen im stand-alone Modus im Ergebnis des Vorläufervorhabens vorliegen, sollte nun für eine Anlage mit WWER-1000 die in den COCOSYS-Code implementierte Version des Modules zum Einsatz kommen. Es war geplant, gemeinsam mit ENPRO

(Bulgarien) das Langzeitverhalten (ex-vessel Phase) des Containments für ein postulierte Unfallszenario mit Augenmerk auf die Analyse der Beton-Schmelze-Wechselwirkung zu untersuchen. Als Störfallszenarium war ein totaler Spannungsausfall (engl.: Station Blackout oder SBO) vorab ausgewählt worden. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen werden künftig bei der Bewertung von Notfallprozeduren in WWER-1000-Anlagen eine entscheidende Rolle spielen.

Mit MEDICIS werden die wichtigsten physikalischen und chemischen Phänomene während der Beton-Schmelze-Wechselwirkung (engl.: Molten Core Concrete Interaction, MCCI) berechnet, d. h. Prozesse nach Austritt der Kernschmelze in die Reaktorgrube als Folge des Reaktordruckbehälter-Versagens. Somit erhält man im Ergebnis der Modellanwendung Informationen zur:

- Massen- und Energiefreisetzung von Gasen aus der Betonerosion in den Sicherheitsbehälter;
- in die SB-Atmosphäre abgestrahlte Leistung;
- Schmelztemperatur;
- zur radialen und axialen Betonerosion.

Eine Liste der für die Rechnung mit MEDICIS notwendigen Daten wurde im Dezember 2011 an ENPRO übersandt. Die daraufhin von den bulgarischen Fachkollegen zusammengestellten Daten basieren auf Ergebnissen einer MELCOR-Rechnung, die sie im Rahmen des Vorhabens durchführten und analysierten. Nach der Datenzusammenstellung komplettierten Experten von GRS und ENPRO gemeinsam den COCOSYS-Datensatz für die Referenzanlage mit WWER-1000/W-320. Im Anschluss daran führte die GRS erste Rechnungen mit dem neuen Modell durch.

Im März 2012 fand in Sofia ein Projektmeeting mit ENPRO statt /MIN 12g/, auf dem die GRS die Ergebnisse der ersten COCOSYS/MEDICIS-Analyse für das SBO-Unfallszenarium im Referenzkraftwerk mit Fokus auf die ex-vessel Phase des Unfalls vorstellte. Im weiteren Verlauf wurde der Einfluss von MEDICIS-Modelloptionen untersucht und einige Modellparameter in Übereinstimmung mit neuesten Erkenntnissen aus dem Validierungsprogramm gebracht. Die GRS führte Variantenrechnungen mit unterschiedlichen Anfangskonfigurationen der Kernschmelze (homogen bzw. geschichtet d. h. unter Modellierung von zwei Schichten – Oxid und Metall) in der Reaktorgrube durch. Ein wichtiges Resultat dieser Rechnungen ist, dass bei geschichteter Anfangs-

konfiguration der Kernschmelze eine stärkere Betonerosion in axialer Richtung berechnet wird, was schließlich zum schnelleren Durchschmelzen des Fundamentes führt. Wobei zu bemerken ist, dass diese Konfiguration eine sehr konservative Situation darstellt. Die berechneten Massen an brennbaren Gasen (H_2 und CO) sind bei geschichteter Konfiguration im Vergleich zur Variante mit homogener Konfiguration nur geringfügig höher. Es wird weiter abgeleitet, dass axiale und radiale Betonerosion bei homogener Konfiguration langsamer ablaufen. Grundsätzlich zeigte es sich, dass immer noch große Unsicherheiten in Bezug auf die Wärmeübertragung an der Schnittstelle Oxid/Metall bei geschichteter Konfiguration der Kernschmelze bestehen.

Die mit COCOSYS/MEDICIS erhaltenen Untersuchungsergebnisse der Variantenrechnungen mit homogener und geschichteter Konfiguration der Schmelze sind in der Technischen Notiz /BAK 12a/ dokumentiert.

Auf dem Arbeitstreffen im März 2013 /MIN 13d/ wurden mit ENPRO die nächsten Arbeitsschritte der Unfallanalyse abgestimmt und durch die GRS Informationen zu den neu implementierten Modelleigenschaften gegeben:

- BALISE-Kriterien für den Übergang von homogener zu geschichteter Kernschmelze /BAK 13a/;
- effektive Wärmeübergangskoeffizienten an den Schnittstellen Oxid/Metall und Schmelze/Beton /BAK 13b/.

Die weiteren Untersuchungen mit MEDICIS waren auf die Simulation des Übergangs von homogener zu geschichteter Kernschmelze in der Reaktorgrube ausgerichtet. Als Übergangskriterien werden die BALISE-Korrelationen genutzt, die aus den gleichnamigen Experimenten abgeleitet wurden und die Abhängigkeit der Schmelzevermischung von der Gasaustrittsgeschwindigkeit während der Betonerosion beschreiben. Die Modellierung des Übergangs von homogener zu geschichteter Konfiguration ist realitätsnäher als die Simulation von ausschließlich homogener oder geschichteter Kernschmelze.

Im Dezember 2013 erläuterten die bulgarischen Fachkollegen die ersten Ergebnisse ihrer COCOSYS/MEDICIS-Analysen mit Übergang von homogener zu geschichteter Kernschmelze /MIN 13i/. Auf dem Treffen wurden auch die Ergebnisse aus dem Vergleich zwischen COCOSYS und MELCOR präsentiert. Es zeigte sich, dass bei homogener Schmelze die COCOSYS/MEDICIS-Ergebnisse in guter Übereinstimmung zu

den MELCOR-Ergebnissen stehen wie z. B. für die Schmelztemperatur und die Erosionstiefe. Darüber hinaus zeigten die Analysen, dass die Abfolge von Schichtungsvorgängen in der Schmelze (Stratifikation) wesentlichen Einfluss auf die von COCOSYS und MELCOR berechnete Betonerosion in axialer Richtung hat.

Das letzte Arbeitstreffen zu dieser Thematik fand im März 2014 statt /MIN 14i/. Die Experten beider Organisationen präsentierten die Ergebnisse neuer Untersuchungen zum postulierten Unfallszenario mit totalem Spannungsausfall. Es bestätigte sich, dass unter Annahme des Übergangs von homogener zu geschichteter Schmelzekonfiguration eine stärkere axiale Erosion berechnet wird. Der Grund dafür ist der höhere effektive Wärmeübergangskoeffizient an der Schnittstelle Metallschicht/Beton im Vergleich zum Fall mit homogener Kernschmelze. Die detaillierten Untersuchungsergebnisse sind im Bericht /RIJ 13/ dokumentiert.

4.3.5 Pilotanalysen mit dem Programm LAVA für WWER-Anlagen

LAVA ist ein Rechenprogramm zur Simulation des Ausbreitungsverhaltens und der Kühlung der Kernschmelze im Containment nach Unfällen mit schwerem Kernschaden und Versagen des RDB. Die Vorbereitung und Durchführung von Pilotanalysen mit LAVA für WWER-Anlagen war ein weiteres Thema der Zusammenarbeit zwischen der GRS und ENPRO (Bulgarien). Ziel der Analysen war die Untersuchung von Ausbreitungsprozessen in der Reaktorgrube und im Containment einer Anlage mit WWER-1000/W-320.

Auf GRS-Seite begannen die Arbeiten mit der Erweiterung der grafischen Benutzeroberfläche „LAVA-GUI“ des LAVA-Codes. Im Ergebnis kann nun die Kontur der Fläche bestimmt werden, auf der sich die Kernschmelze ausbreitet.

Parallel dazu wurden mit ENPRO die Anfangs- und Randbedingungen (z. B. Anfangstemperatur, Anfangsfeststoffanteil, Volumenstrom der Kernschmelze) für parametrische LAVA-Rechnungen zum WWER-1000/W-320 festgelegt.

Nach diesen Vorarbeiten sind von der GRS zwei Fälle mit verschiedenen Anfangsvolumenströmen untersucht worden:

- Fall 1 (Basisfall): Schmelzeausbreitung bei konstantem Volumenstrom der Schmelze von $0.18 \text{ m}^3/\text{s}$, einem Wert der sich aus der Mittelung von Ergebnissen mit dem MELCOR-Code ergibt.
- Fall 2: Schmelzeausbreitung bei verringertem, konstantem Volumenstrom der Schmelze von $0.09 \text{ m}^3/\text{s}$.

Nach der Überprüfung des WWER-1000-Datensatzes wurden LAVA-Variantenrechnungen mit verschiedenen Anfangsbedingungen der Kernschmelze wie z. B. Einstromtemperaturen und Anfangsviskositäten durchgeführt. Zur Ergebnisvisualisierung kam das spezielle Programm LAVA_GUI zum Einsatz. Es bietet neben der Ausgabe der häufig verwendeten Liniendiagramme die Möglichkeit der orthogonalen 3D-Darstellung (Abb. 4.4).

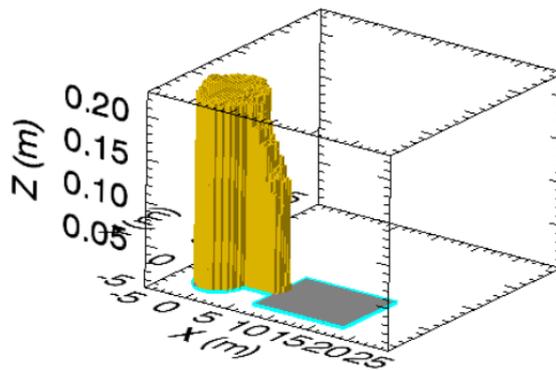


Abb. 4.4 LAVA, Schmelzeoberfläche 80 s nach RDB-Versagen

Im Ergebnis der Variantenrechnungen wird festgestellt, dass in einem Schwerkraftviskosen Regime, wie in LAVA modelliert, die Schmelzeausbreitung im Wesentlichen vom Volumenstrom der Schmelze abhängig ist. Weiteres, erwartetes Ergebnis ist, dass die Schmelzeviskosität und ihre Temperatur stark die Ausbreitungsfläche der Schmelze beeinflussen. Eine höhere Viskosität bzw. niedrigere Temperatur der Schmelze führt zu einer geringeren Ausbreitung im Containment.

Es zeigte sich, dass sich Schmelze im Containment verhältnismäßig schnell ausbreitet, wenn die Schmelzetemperatur gleich der Liquidus-Temperatur ist. Die Ausbreitung erfolgt in dieser Variante wegen der niedrigen Viskosität in relativ kurzer Zeit und die Ausbreitungsfläche wird zu 100 % mit Schmelze bedeckt. Schon nach wenigen Sekunden stoppt der Ausbreitungsprozess, weil die den Ausbreitungsraum begrenzende Wand erreicht wird. Danach strömt jedoch immer noch Schmelze aus dem RDB ins Containment nach und füllt die Ausbreitungsräume fast gleichmäßig auf. Andererseits

weisen die Ergebnisse eine sehr geringe Ausbreitung der Schmelze aus, wenn die Schmelzetemperatur nahe an der Solidus-Temperatur liegt.

Die Ergebnisse und Schlussfolgerungen der LAVA-Analyse zum Ausbreitungsprozess in der Reaktorgrube bzw. im Sicherheitsbehälter für WWER-1000/W-320 liegen in einer Technischen Notiz /BAK 13c/ vor. In diesen Bericht wurden neben den Ergebnissen der Variantenrechnung auch konkrete Vorschläge für Untersuchungen unter Berücksichtigung der Kopplung der COCOSYS-Modelle zur Simulation der Beton-Schmelze-Wechselwirkungen und der Schmelzeausbreitung aufgenommen.

4.3.6 Unfalluntersuchungen mit COCOSYS zur Wasserstoffproblematik in ukrainischen KKW mit WWER-1000

In Kooperation mit SSTC NRS (Ukraine) sollte die Bestimmung der Wasserstoffverteilung bei Unfällen im Containment ukrainischer KKW mit WWER-1000 unter Berücksichtigung von Modernisierungsmaßnahmen durchgeführt werden.

Auf einem Treffen mit den ukrainischen Experten im Februar 2012 wurde das Vorhaben vorgestellt und der Arbeitsplan zur Kooperation zwischen der GRS und SSTC NRS u. a. auf dem Gebiet der Stör- und Unfallfallanalysen abgestimmt /MIN 12h/. Schwerpunkte der Zusammenarbeit sollen Unfalluntersuchungen mit COCOSYS sowie die gemeinsame Bewertung ausgewählter Maßnahmen des komplexen Modernisierungsprogramms CCSUP für ukrainische KKW unter Nutzung der GRS-Codes ATHLET-CD und COCOSYS bilden. In den geplanten COCOSYS-Analysen sollen in Zukunft statt MELCOR-Resultaten Ergebnisse aus ATHLET-CD-Rechnungen Verwendung finden. Es war vorgesehen, dass Analysen mit ATHLET-CD im Rahmen des parallel laufenden LV2-Vorhabens des BMUB durchgeführt werden.

Die gemeinsamen Aktivitäten von GRS und SSTC NRS begannen mit Unfallrechnungen zur Wasserstoffproblematik. Im internationalen Rahmen wird in den Untersuchungen zur Wasserstoffproblematik in WWER-1000-Anlagen u. a. der Einfluss der Nodalisierung des Containments und hier insbesondere des Dombereiches (Containmentkuppel) diskutiert. Die Notwendigkeit einer detaillierten Nodalisierung des Doms wurde mittels Vergleichsrechnungen mit feiner Nodalisierung, im konkreten Fall 58 Dom-Zonen, und grober Nodalisierung (4 Dom-Zonen wie z. B. in russischen Analysen zu WWER-1000 vorgelegt) analysiert. Als Basis diente der im Vorläufervorhaben ge-

meinsam mit SSTC NRS entwickelte, fein nodalisierte COCOSYS-Datensatz mit insgesamt 107 Zonen und Berücksichtigung von autokatalytischen Rekombinatoren entsprechend dem Stand des Wasserstoffkonzepts in 2011 /PUS 11/. Das unterstellte Szenario ist ein Unfall mit totalem Spannungsausfall (SBO). Dabei zeigte sich, dass die verglichenen Rechnungen mit feiner und grober Dom-Nodalisierung Unterschiede in der lokalen Wasserstoffkonzentration von < 10 Vol. % zu Beginn der in-vessel Phase aufweisen. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen zum Nodalisierungseinfluss sind in einem Arbeitsmaterial /ARN 12/ zusammengefasst.

Im Anschluss an die COCOSYS-Analyse mit der detaillierten Containmentkuppel-Nodalisierung haben Experten der GRS eine Möglichkeit der Ergebnisvisualisierung mit ATLAS erarbeitet. Abb. 4.5 zeigt exemplarisch eine Verteilung der Wasserstoffkonzentration im Containment etwa 5,5 h nach Unfalleintritt. Unterschiede in der Wasserstoffkonzentration sind sehr gut anhand der verschieden gefärbten Zonen zu erkennen. Das 4-Kuppelzonen-Modell dagegen würde zu gleichen Konzentrationen in großen Raumbereichen führen, was als realitätsferner eingeschätzt wird und ein geringeres Gefahrenpotential abzeichnet. Sowohl das Arbeitsmaterial als auch die nun mögliche Ergebnisvisualisierung bildeten sehr gute Grundlagen für die auf der ukrainischen Seite begonnenen Unfallanalysen mit COCOSYS zu KKW mit WWER-1000/W-320, die Bestandteil des Unterauftrags /CON 12c/ mit SSTC NRS ARB sind.

Entsprechend dem neuentwickelten Wasserstoffkonzept ist für ukrainische KKW mit WWER-1000/W-320 vorgesehen, autokatalytische passive Rekombinatoren (PAR) vom russischen Typ RVK zu installieren. Die Berücksichtigung von Wasserstoffrekombinatoren ist Teil der im Unterauftrag UA-3131 /CON 12c/ geplanten COCOSYS-Unfallanalysen für WWER-1000. Jedoch existierte für die RVK-Rekombinatoren bisher kein spezielles Modell in COCOSYS. Deshalb wurde eine Recherche zu RVK in Literatur, die der GRS im Rahmen von EU-Projekten zugänglich wurde, sowie im Internet durchgeführt. In einem Bericht wurde dabei auch die vom Hersteller entwickelte empirische Gleichung zur Berechnung der Wasserstoffreaktionsrate gefunden.

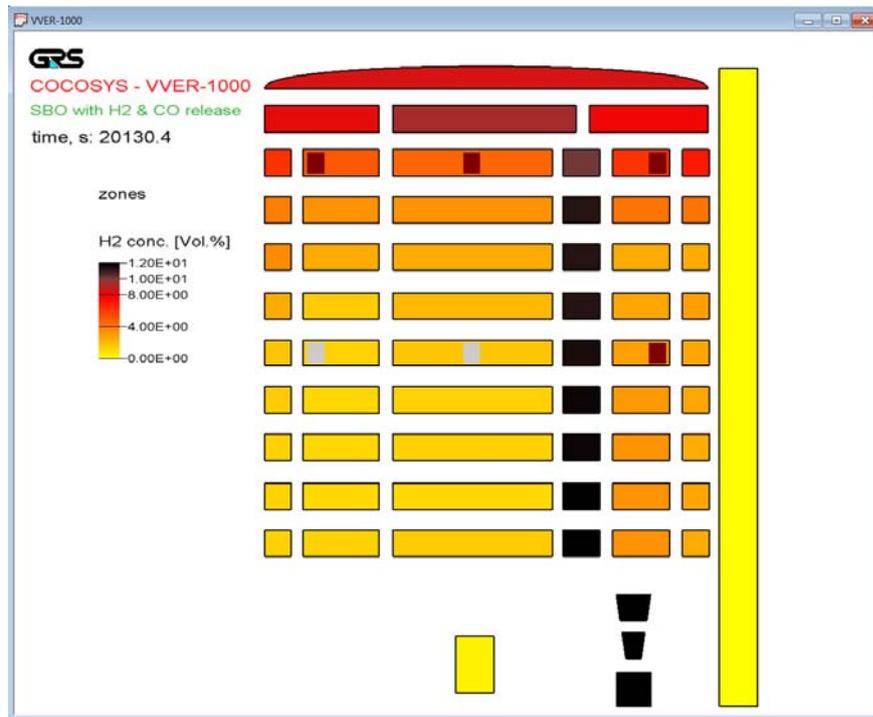


Abb. 4.5 COCOSYS, ATLAS, WVER-1000/W-320, SBO, Wasserstoffkonzentration unter der Containmentkuppel

Bei der Recherche zeigten sich allerdings auch signifikante Widersprüche für die in den verschiedenen Quellen angeführten Kennwerte der RVK-Rekombinatoren. Eine Beschreibung des Aufbaus und die Auflistung der Kennwerte der Rekombinatoren RVK-500 und RVK-1000 wurden durch die GRS in der Technischen Notiz /ARN 13/ zusammengestellt. Sie beinhaltet den Vergleich von Angaben in den verschiedenen Quellen mit COCOSYS-Ergebnissen zu Rekombinationsraten aus der implementierten RVK-Korrelation. Die Technische Notiz umfasst darüber hinaus die Beschreibung der RVK-Korrelation zur Wasserstoffrekombination, die in COCOSYS implementiert wurde, und die Ergebnisse aus dem Vergleich der RVK mit PARs des AREVA-Typs (ehemals SIEMENS) ähnlicher Kapazität. Diese Verifizierung des RVK-Modells ist nur der erste Schritt der Modellüberprüfung, d. h. eine Validierung an Experimenten steht noch aus.

In Kenntnis der identifizierten Abweichungen in den Angaben zu den russischen PARs und unter Berücksichtigung der vorgeschlagenen Korrekturen haben die ukrainischen Experten Variantenrechnungen mit COCOSYS zum SBO-Fall durchgeführt und die wesentlichen Ergebnisse in einem von der GRS kommentierten Bericht /PUS 13/ beschrieben.

Den nächsten Schritt in der SBO-Unfallanalyse zu ukrainischen WWER-1000/W-320 stellten COCOSYS-Rechnungen mit verschiedenen Platzierungen der Wasserstoffrekombinatoren und bei spätem Zuschalten des Gebäudesprühsystems dar. Da die ursprünglich geplanten ATHLET-CD-Ergebnisse für WWER-1000 (aus dem parallel laufenden BMUB-Vorhaben LV2) nicht zeitnah zur Verfügung gestellt werden konnten, kamen Massen- und Energiefreisetzungsraten aus aktuellen Untersuchungen der ukrainischen Experten mit MELCOR zur Anwendung. Die damit in der COCOSYS-Unfallanalyse erzielten Resultate wurden im November 2013 /MIN 13g/ präsentiert und diskutiert. Im Januar 2014 fand in der GRS Berlin das letzte Projekttreffen mit SSTC NRS ARB statt, auf dem die von beiden Seiten erarbeiteten, neuen Erkenntnisse und Ergebnisse zu den Unfallanalysen unter Berücksichtigung verschiedener Platzierungen der Wasserstoffrekombinatoren und bei spätem Zuschalten des Gebäudesprühsystems vorgestellt wurden /MIN 14b/. In der Variantenanalyse zeigte sich, dass die Zuschaltung des Sprühsystems das Gefährdungspotential durch Erreichen hoher Wasserstoffkonzentrationen stark erhöht und sich in fast allen Bereichen des Containments explosive Gasgemische bilden. Die Analyse ist im Detail in der Technischen Notiz /PUS 14/ beschrieben.

Den Abschluss der Unfalluntersuchungen mit COCOSYS zu WWER-1000 in der Ukraine bildeten die Rechnungen zur Wasserstoffproblematik im SBO-Fall bei Berücksichtigung von PARs und unter Anwendung des MEDICIS-Modells zur Simulation der Beton-Schmelze-Wechselwirkung nach RDB-Versagen. Diese Wechselwirkung führt zur Freisetzung nichtkondensierbarer Gase – u. a. Wasserstoff – was schließlich eine signifikante Erhöhung der Wasserstoffkonzentration in den Räumen des Containment zur Folge hat. Da auch der Dampfanteil stark ansteigt, ist die hohe Wasserstoffkonzentration nicht von einer zunehmenden Gefährdung durch Deflagration begleitet /PUS 14a/. In Analysen der GRS wurde deutlich, dass der erhöhte Dampfanteil wesentlich von den angenommenen Randbedingungen abhängt. Im Unfallszenario ist unterstellt, dass die Tür in der Reaktorgrube kurz nach RDB-Versagen öffnet (zerstört wird) und sich die Kernschmelze in den angrenzenden Raum ausbreitet. Während des Unfallablaufes hat sich bis zur Freilegung dieser Strömungsverbindung auf dem Boden des Raumes Wasser angesammelt, durch das die Schmelze gekühlt und dabei Dampf gebildet wird.

4.3.7 Transfer des Programmes GRS-MIX zu SSTC NRS und Programmeinführung

Die Fachkollegen des SSTC NRS (Ukraine) beabsichtigten, Thermoschockanalysen für Reaktordruckgefäße von WWER-1000-Anlagen durchzuführen. Hierzu ersuchten sie die GRS, das Programm GRS-MIX zu erhalten.

GRS-MIX dient der Berechnung lokaler Temperaturverteilungen im RDB-Ringraum unter Berücksichtigung von lokalen thermischen Mischungsvorgängen bei der Einspeisung von Notkühlwasser. Im Oktober 2012 fand in der GRS Garching ein 2-tägiges Training zu diesem Tool für zwei Mitarbeiter von SSTC NRS statt /MIN 12a/. Die einzelnen Modelle in GRS-MIX sind den ukrainischen Experten vorgestellt worden. Im Nachgang zum Training wurden von SSTC NRS Rechnungen zu einer WWER-1000-Anlage angefertigt, deren Plausibilität von der GRS überprüft wurde. Insbesondere Fragen des Wärmeübergangs unterhalb der Notkühlwasser-Einspeisung im Reaktordruckbehälter wurden diskutiert. GRS-MIX wird durch SSTC NRS in der Bewertungskette zum PTS (Thermoschock) genutzt. PTS-Untersuchungen sind Bestandteil des ukrainischen Modernisierungsprogrammes CCSUP (→ Kapitel 3.3).

4.4 Einschätzung von Modernisierungsmaßnahmen unter Nutzung von Ergebnissen aus ATHLET-CD und/oder COCOSYS-Analysen

In diesem Arbeitspunkt sollten gemeinsam mit den TSOs in Armenien, Bulgarien und/oder in der Ukraine für ausgewählte Modernisierungsmaßnahmen an Anlagen mit WWER-440 und WWER-1000 Analysen mit ATHLET(-CD) und/oder COCOSYS durchgeführt werden. Die entsprechenden Maßnahmen sollten im Arbeitspaket zu den Modernisierungsprogrammen (→ Kapitel 3) spezifiziert werden. Anhand der Analyseergebnisse sollten diese Maßnahmen eingeschätzt werden.

Zunächst wurden GRS-intern Diskussionen über die analytischen Möglichkeiten geführt, mit den Codes ATHLET-CD und COCOSYS zur Einschätzung von Modernisierungsmaßnahmen in KKW mit WWER beizutragen. Im direkten Zusammenhang damit stehen die Ergebnisse der Recherche nach Modernisierungsmaßnahmen aus dem CCSUP der Ukraine, die in der Bewertung durch Analysen untermauert werden sollten. Es war geplant, die im Vorfeld des Vorhabens begonnenen Diskussionen mit den ukrainischen Experten fortzusetzen und ausgewählte Analysen gemeinsam durchzuführen.

Das grundsätzliche Einverständnis hierzu wurde auf einem Meeting mit SSTC am Rande des EUROSAFE-Forums 2011 erzielt /MIN 11/, konkrete Schritte der Zusammenarbeit wurden schließlich während des Projektmeetings mit SSTC NRS Ende Februar 2012 /MIN 12h/ abgestimmt. Die GRS stellte die Ergebnisse ihrer Recherche zu den CCSUP-Modernisierungsmaßnahmen vor, die in Rechnungen genauer untersucht werden sollten /BNS 11/. Von besonderem Interesse für die ukrainischen Fachkollegen sind hier Fragen zum Unfallmanagement und zur Wasserstoffproblematik. Die Durchführung konkreter Analysen hängt von den Unterlagen ab, die der ukrainischen Behörde SNRIU und ihrer TSO SSTC NRS zur Bewertung und Lizenzierung übergeben werden. In diesem Zusammenhang ist zu bemerken, dass parallel zu BMUB-Vorhaben (z. B. INT Ost/INSC) EU-INSC-Projekte (z. B. UK/TS/43) laufen. Hier wird speziell von den Projektleitern der GRS darauf geachtet, dass sich auch in Zukunft diese Projekte in bewährter Weise ergänzen und die Ergebnisse beiderseits genutzt werden.

Die schließlich mit COCOSYS zum Unfallmanagement und zur Wasserstoffproblematik durchgeführten Störfallanalysen sind im vorigen Kapitel beschrieben.

4.4.1 Einarbeitung von NRSC in das COCOSYS-Jodmodell AIM

Auf dem Projektmeeting mit NRSC (Armenien) im Juni 2012 /MIN 12/ wurde von den armenischen Experten angefragt, ob im Zusammenhang mit der Sicherheitsertüchtigung des KKW Armenien und damit verbundenen Ausbreitungsanalysen die Einarbeitung in COCOSYS-AIM möglich ist. AIM (Advanced Iodine Module) ist das Modul im COCOSYS-Code, mit dem das Jodverhalten in Containments während eines Unfalls mit schwerem Kernschaden simuliert wird. Berechnet werden insgesamt 70 chemische Reaktionen und physikalische Prozesse für 26 Jodspezies und 8 weitere Spezies in jeder Rechenzone, der Jodtransport mit den Gas- und Wasserströmen zwischen den Räumen sowie das Abwaschen von Oberflächen durch Kondensatfilme oder Sprühsysteme.

Die Einführung eines Mitarbeiters des NRSC in die Anwendung des AIM-Modelles erfolgte während des Projektmeetings im November 2012 in Berlin /MIN 12b/. Unmittelbar nach der Einführung wurden innerhalb des Unterauftrages UA-3130 /CON 12/ COCOSYS-Unfallanalysen für das KKW Armenien auch zum Jodverhalten durchgeführt /HOV 14a/. Die nun vorliegenden Analyseergebnisse sind für die GRS von herausragender Bedeutung, da das AIM-Modell erstmalig für eine Kraftwerksanlage des

Typs WWER-440 zur Anwendung kam. In Zukunft werden mit dem COCOSYS-Code in zunehmendem Maße komplexe Analysen d. h. Untersuchungen die sowohl thermohydraulische Prozesse als auch das Aerosol und Spaltproduktverhalten bei Unfällen beinhalten, durchgeführt. Mit diesem komplexen Ansatz können dann Modernisierungsmaßnahmen umfassender bewertet werden.

4.4.2 Untersuchungen zur Filterkapazität des passiven Sumpfeinlaufsystems für das KKW Armenien-2

Die GRS wurde von der armenischen atomrechtlichen Behörde ANRA gebeten, auf Grundlage der Erfahrungen in Deutschland ihre Meinung zum Design des modernisierten Sumpfeinlaufes darzulegen. Insbesondere sollte geklärt werden, ob die Filterkapazität des passiven Sumpfeinlaufsystems, das im Rahmen der Modernisierung von slowakischen Experten für einen KVM im kalten Strang der HKL ausgelegt wurde, auch für einen KVM größerer Nennweite ausreichend ist. Die Beherrschung dieses Bruches wird jetzt von ANRA für das modernisierte KKW Armenien-2 gefordert, wobei die Nachrüstung des Sumpfeinlaufes bereits abgeschlossen ist.

Die von ANRA bereitgestellten Unterlagen zur Auslegung des Sumpfeinlaufes wurden durchgesehen. Schwerpunkt dabei war neben der Konstruktion des modernisierten Sumpfes die Berechnung des Druckverlustes über das mit Isolationsmaterial verstopfte Sieb am Sumpfeinlauf (Sump Clogging) für den Auslegungs-KVM. Bezüglich der Bewertung für den größeren KVM erfolgte durch die GRS eine Abschätzung der zu berücksichtigenden Menge an Isoliermaterial (↗ Kapitel 3.2.1). Unter Nutzung der vom Designer bereitgestellten Abhängigkeit des Druckverlustes vom Volumen des Isoliermaterials ist auch für den größeren Bruch die Filterkapazität ausreichend. Diese Aussage ist allerdings stark abhängig von den Ergebnissen des hierfür verwendeten Analyseprogramms. Basierend auf den Erfahrungen für deutsche Anlagen wird deshalb die Bestätigung des berechneten Druckverlustes durch spezielle Experimente mit repräsentativem Isoliermaterial gefordert.

Im Rahmen des Reviews wurde die Begründung des modifizierten Designs des Sumpfeinlaufes exemplarisch an den entsprechenden Anforderungen der Reaktorsicherheitskommission (RSK) für deutsche Druckwasserreaktoren gespiegelt.

Die wesentlichen Erkenntnisse und offene Fragen des GRS-Reviews sind in /ARN 12a/ dokumentiert. Der Bericht wurde Anfang 2013 an ANRA und ihre TSO NRSC übersandt. ANRA hat die Mehrzahl der Fragen der im Bericht als Anlage enthaltenen Frageliste der GRS beantwortet. Offene Punkte berühren meist die prototypischen Experimente zur Sumpfvorstopfung. Zu bemerken ist, dass in den Antworten von ANRA erste Informationen zu slowakischen Experimenten zur Sumpfvorstopfung gegeben werden. Demnach wurde ein Druckabfall gemessen, der die von der GRS angeführte Unsicherheit des verwendeten Programms bestätigt. Abschließend wurde in Ergänzung zur GRS-Einschätzung ein Arbeitsmaterial /ARN 13a/ erstellt.

4.4.3 Analysen mit ATHLET-CD zum Kühlausfall im Brennelement-Lagerbecken eines WWER-1000

Eine im Zusammenhang mit der Katastrophe von Fukushima in das Vorhaben aufgenommene Aktivität beinhaltete Untersuchungen zum Verhalten des Brennelement-lagerbeckens einer WWER-1000-Anlage bei Ausfall der Beckenkühlung. Gemeinsam mit ENPRO (Bulgarien) wurden hierzu Analysen mit ATHLET-CD durchgeführt. Einleitend fand im Januar 2013 in der GRS Berlin eine interne Diskussion statt, auf der der Stand relevanter Untersuchungen zu BE-Lagerbecken mit ATHLET-CD dargestellt wurde /HOL 13/.

In Vorbereitung des ATHLET-CD-Eingabedatensatzes für diese Untersuchungen wurden von ENPRO die notwendigen Anlagenparameter für ein Referenzkraftwerk mit WWER-1000/W-320 zusammengestellt. Die Parameter umfassen geometrische Daten des Lagerbeckens, Beladungsparameter der Brennelemente und deren Verteilung sowie Angaben zum Kühlsystem des Lagerbeckens. Die GRS hat die erhaltenen Informationen im Hinblick auf die Datensatzanforderungen analysiert und einen ersten ATHLET-CD-Datensatz für das Brennelementlagerbecken erstellt. Dieser Datensatz wurde im Weiteren überarbeitet, wobei insbesondere hinsichtlich der Leistungsverteilung eine intensive Analyse notwendig war, da entsprechend der übergebenen Daten die Verteilung der einzelnen Brennelemente in der Anlage stark variiert, diese aber in für ATHLET-CD typischen ringförmigen Segmenten zusammengefasst werden müssen. Diese Segmente von Brennelementen bzw. deren Leistungsverteilung werden dann den entsprechenden Objekten im Datensatz zugeordnet. Schließlich wird im Datensatz nur der Teil des Lagerbeckens berücksichtigt, der die höchste integrale Leistung aufweist und von den anderen Beckenbereichen baulich separiert ist. Entspre-

chend der ringförmigen Aufteilung eines Kerns wurde das Lagerbecken in vier Ringe unterteilt und die entsprechende Leistungsverteilung implementiert. Bei der Simulation sind Wasserdampfoxidation sowie Lufoxidation berücksichtigt, die Spaltproduktfreisetzung jedoch bislang nicht, da die lokalen Nuklidinventare nicht bekannt sind.

Im untersuchten Störfallszenario werden der Ausfall der Beckenkühlung während des Normalbetriebs unterstellt. Hierbei ist der Füllstand im Lagerbecken geringer als während des Brennelementtransports bei Revision und somit das Wasserinventar kleiner. Unter den genannten Bedingungen wird eine Freilegung der Brennelemente nach Ablauf mehrerer Tage berechnet, verbunden mit der Eskalation von Brennstabhüllrohrtemperaturen. Als Folge der hohen Temperaturen kommt es zum partiellen Schmelzen der Brennstäbe, so dass sich die Strukturen in den unteren Teil des Beckens verlagern. Parameterstudien mit niedrigen Wassertemperaturen zu Beginn der Simulation zeigten ein qualitativ ähnliches Verhalten. Die ATHLET-CD-Ergebnisse wurden den bulgarischen Experten während des Projektmeetings im Dezember 2013 in Berlin präsentiert /MIN 13i/. Auf Basis der in diesem Projektmeeting gewonnenen Erkenntnisse hat die GRS im nächsten Schritt den ATHLET-CD-Datensatz hinsichtlich der Geometrie sowie der Modellierung der Strömungspfade erweitert, so dass er flexibel für verschiedene Unfallszenarien angewendet werden kann.

In dem erweiterten Datensatz wird das Lagerbecken durch zwei Strömungspfade (POOL_1x/2x in Abb. 4.6) abgebildet. Der innere Strömungspfad (Bereich in dem Brennelemente eingebracht sind) und der äußere (Ringraum um die Brennelemente) Strömungspfad werden jeweils in drei Objekte unterteilt, so dass je ein Bereich unterhalb der Brennelementfüße, ein Bereich entlang der Brennelemente und ein Bereich oberhalb der Brennelemente berücksichtigt werden. Für jeden Bereich wurden die Objekte mit Querverbindungen verbunden, so dass eine Querströmung zwischen den Objekten simuliert wird, wenn es bspw. zu Blockaden kommt. Durch Abschalten der Querverbindungen im Bereich der Brennelemente können die Kanister um die Brennelemente abgebildet und somit der Austausch von Kühlmittel zwischen dem inneren und dem äußeren Strömungspfad verhindert werden. Die Nodalisierung entlang der Brennelemente ist in Abb. 4.6 dargestellt.

Mit dem erweiterten Datensatz wurde eine Variante mit blockierter Querströmung im Bereich der Brennelementkästen (Kanister) zwischen den inneren und äußeren Strömungspfaden gerechnet. Die Ergebnisse der Simulation zeigen ein ähnliches Verhalten wie in den vorher untersuchten Varianten. Diese neuen Ergebnisse wurden den

Fachkollegen von ENPRO auf dem Projektmeeting im März 2014 bei der GRS Garching vorgestellt und diskutiert /MIN 14i/.

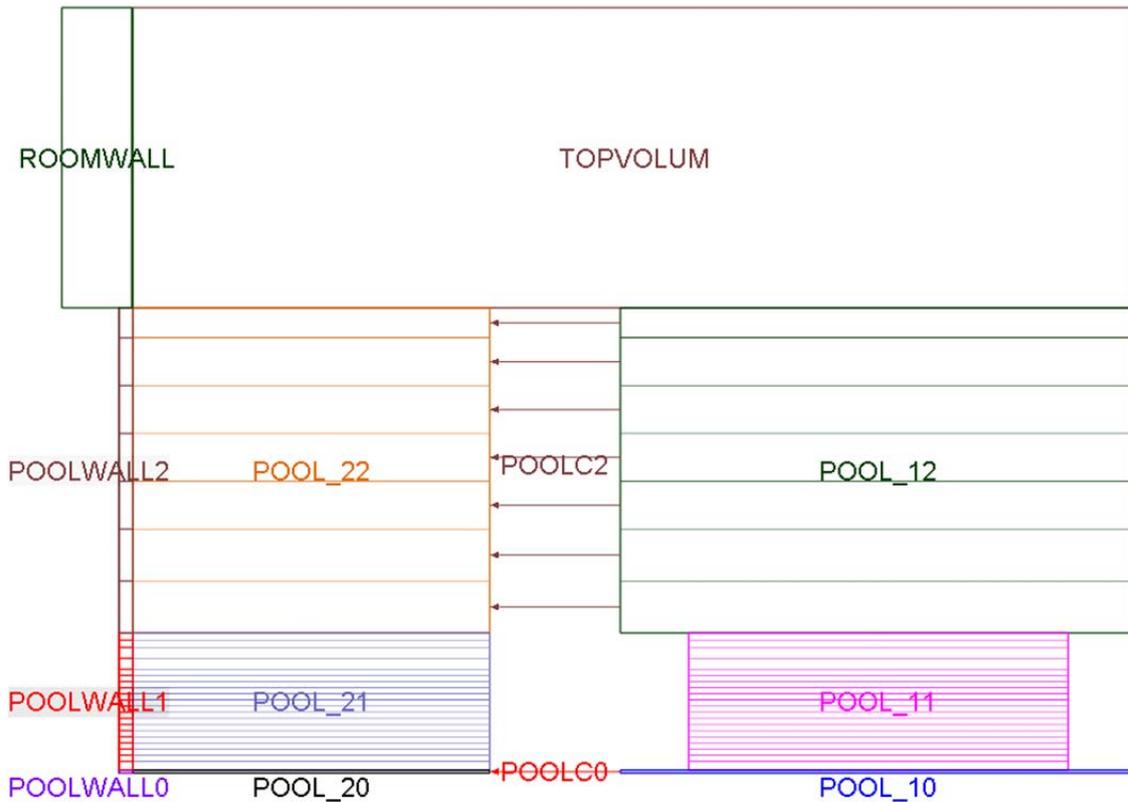


Abb. 4.6 ATHLET-CD, WWER-1000/W-320, Ausfall der Kühlung im BE-Lagerbecken, Nodalisierung des BE-Lagerbeckens

Eine weitere Variantenrechnung beinhaltete Untersuchungen zum Einfluss der Wärmeleitung durch die Kanister (Variante „Canister Wall“). Hierzu wurden Wärmeleitobjekte in den Datensatz implementiert, die mit den Strömungsobjekten entlang der Brennelemente verbunden sind. Auf diesem Weg wird der Queraustausch von Kühlmittel verhindert, einen Wärmetransport zwischen den Strömungspfaden aber ermöglicht.

Um die Ergebnisse der Variantenrechnung auch mit den ursprünglichen Szenarien vergleichen zu können, wurden diese Szenarien mit dem erweiterten Datensatz nochmals gerechnet. Die Analysen wurden bis zu einem Zeitpunkt durchgeführt, bei dem die Hüllrohrtemperaturen etwa 2000 °C erreichten und starke Kernzerstörungsprozesse begannen. Dazu wurden Rechnungen mit verschiedenen Randbedingungen wie geänderte Wassertemperaturen zu Beginn des Störfalls und Berücksichtigung der „Canister Wall“ untersucht. Die Ergebnisse der Rechnung „Canister Wall“ weisen im

Vergleich zu den anderen Varianten größere Unterschiede auf. So wird z. B. durch die fehlende Querströmung das Temperaturmaximum nicht für den oberen Brennstoffbereich berechnet, sondern für den mittleren; die Wasserstoffbildung beginnt in diesem Fall eher. Eine kurze Datensatzbeschreibung, die Analyseergebnisse und ihre Interpretation sind Bestandteile der Technischen Notiz /HOL 14/.

ENPRO hat den ATHLET-CD Datensatz ebenfalls durch das Wärmeleitobjekt zwischen den Strömungspfaden erweitert, sowie anlagenspezifische Randbedingungen angepasst, wobei hier der Ausfall der Beckenkühlung für ein Lagerbecken mit Brennelementen wesentlich höherer Leistung postuliert wurde. Auf Basis dieses Datensatzes wurden von ENPRO ein MELCOR-Datensatz erstellt, der weitestgehend die gleichen Nodalierungsmerkmale aufweist, und vergleichende Analysen durchgeführt. Die Ergebnisse beider Simulationen zeigen, dass ein zeitlich vergleichbarer Störfallablauf berechnet wird, aufgrund der Modellierung bzw. der verfügbaren Modelle aber teilweise Unterschiede in der Transiente zu verzeichnen sind, während in der stationären Phase keine großen Unterschiede auftreten. Die Temperatureskalation tritt in ATHLET-CD früher als in MELCOR ein, quantitativ wird jedoch ein vergleichbares Niveau berechnet. Eine kurze Datensatzbeschreibung, die Analyseergebnisse und ihre Interpretation sind in /RIJ 14/ dokumentiert.

4.5 Einschätzung von Störfallprozeduren (EOP) und Unfallprozeduren (SAMG)

In Zusammenarbeit mit den TSOs in Armenien und Bulgarien sollten für ausgewählte EOP und SAMG für WWER-440 bzw. WWER-1000 Analysen mit ATHLET-CD, COCOSYS und/oder ATLAS durchgeführt werden. Einerseits führen diese Untersuchungen zum Know-how-Gewinn bei der GRS über Anlagen mit WWER, andererseits dienen sie der Unterstützung der atomrechtlichen Behörden in den genannten Ländern bei der Prüfung und Einschätzung von Stör- und Unfallprozeduren.

Im Mittelpunkt der Arbeiten standen einerseits gemeinsame, vorbereitende Aktivitäten mit NRSC (Armenien) zur Einschätzung von EOP im KKW Armenien-2 (WWER-440/W-270) unter Anwendung des ATLAS-Analysesimulators, andererseits Diskussionen mit BNRA zu den überarbeiteten SAMG für das KKW Kosloduj-5&6 (WWER-1000/W-320).

4.5.1 Anwendung des ATLAS-Analysesimulators zur Einschätzung von EOP im KKW Armenien-2

Auf dem Projektmeeting mit NRSC im Oktober 2011 /MIN 11a/ wurde den Fachleuten von NRSC eine Zusammenfassung der im Vorläufervorhaben durchgeführten Untersuchungen mit dem ATLAS-Analysesimulator zu EOP in einem KKW mit WWER-40/W-230 präsentiert. Wesentliches Ergebnis der anschließenden Diskussion war, dass für das KKW Armenien-2 eine ausgewählte Störfallprozedur untersucht und eingeschätzt werden soll. Hierfür war der für W-230-Anlagen entwickelte ATLAS-Analysesimulator für Armenien-2 zu adaptieren. Eine Übersichtsliste der Daten, die für die Anpassung des Simulator-ATHLET-Datensatzes und der interaktiven ATLAS-Bilder für das KKW Armenien-2 zusammengestellt werden müssen, wurde von der GRS erarbeitet /STG 11/. Von NRSC wurde auf dieser Basis ein erstes Dokument /MAL 12/ mit notwendigen Daten zum KKW Armenien-2 erstellt. Diese Daten bildeten die Grundlage für die notwendigen Modifikationen des ATLAS-Analysesimulators für das KKW Armenien-2. Abb. 4.7 zeigt das Übersichtsbild des interaktiven Analysesimulators für das modernisierte KKW Kola-1. Neben der Anpassung der Verriegelungswerte der Regel- und Leittechnik für die im Bild dargestellten Komponenten war für das KKW Armenien-2 auch zu überprüfen, ob alle für die Analysen benötigten Systeme berücksichtigt sind und welcher Status der Modernisierung z. B. für das Hochdruck-Notkühlsystem zu berücksichtigen ist.

Nach einer detaillierten Prüfung der von NRSC zusammengestellten Daten auf Vollständigkeit und Konsistenz begannen die GRS-Experten mit der Anpassung des vorliegenden ATHLET-Datensatzes für das KKW Kola-1, der die Basis für den ATLAS-Analysesimulator des KKW Armenien-2 bildet. Es zeigte sich, dass erhebliche Abweichungen zwischen den Anlagen bestehen, was auf den deutlich unterschiedlichen Grad der durchgeführten Modernisierungsmaßnahmen in den Anlagen zurückzuführen ist /STG 12/.

Im Rahmen eines Projektmeetings mit NRSC im November 2012 /MIN 12b/ wurden der Status und die noch offenen technischen Fragen zur Anpassung des Simulators diskutiert. Zur Qualifizierung von NRSC für die Arbeiten zur Erstellung der ATHLET-Eingabedatensätze und der Interpretation der Rechenergebnisse wurde als ein erster Schritt für einen NRSC-Mitarbeiter im Rahmen des Projektmeetings in der GRS Berlin eine Kurzeinführung in den ATHLET-Code gegeben. Besonderes Augenmerk lag hier-

bei auf der spezifischen Anpassung und Validierung für Anlagen mit WWER-Reaktoren.

Im nächsten Schritt erstellte die GRS eine ablauffähige Version des Analysesimulators KKW Armenien-2. Sie ist in der Technischen Notiz /STG 13/ beschrieben. Dieser Bericht soll in Zukunft sowohl den Experten der GRS als auch den armenischen Spezialisten das Verständnis des Datensatzes maßgeblich erleichtern und gleichzeitig als Leitfaden bei der Handhabung dieser Simulatorversion über die grafische Anwenderschnittstelle dienen.

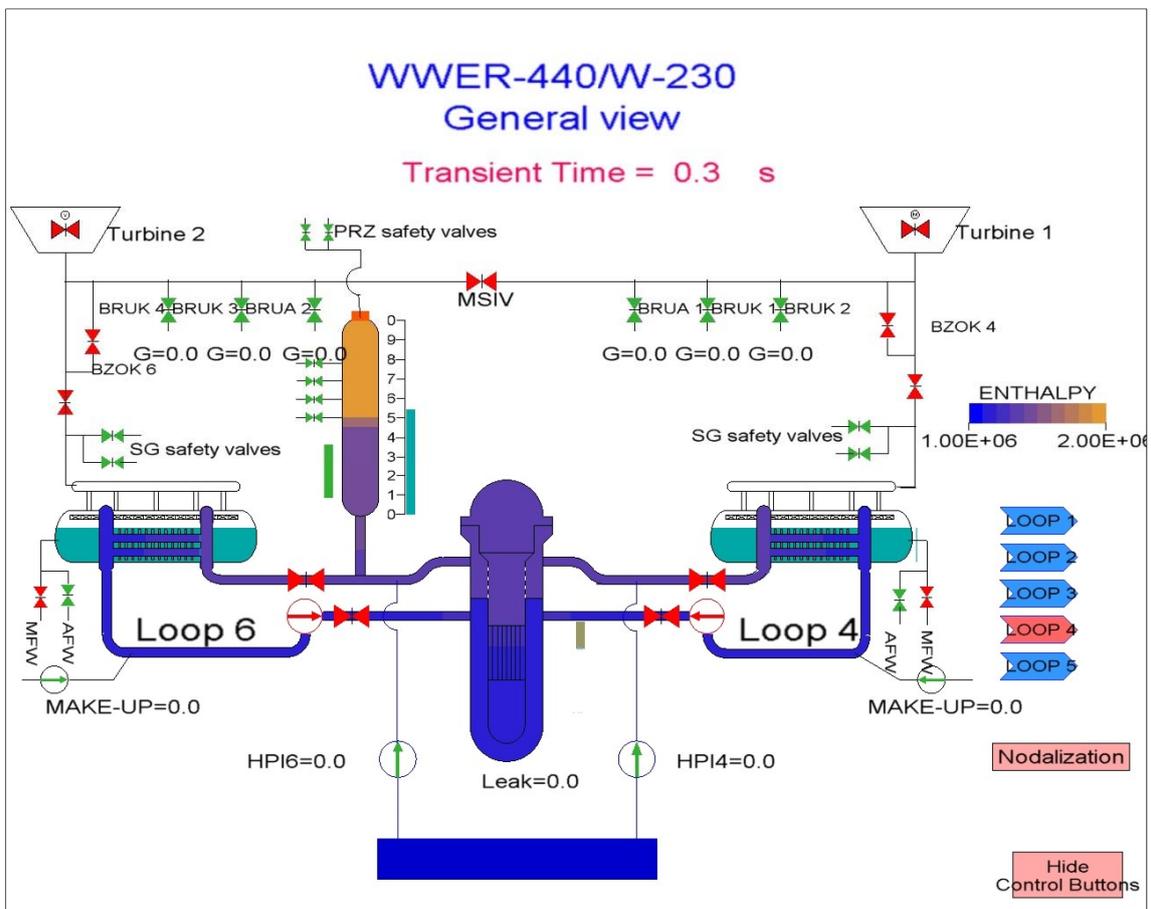
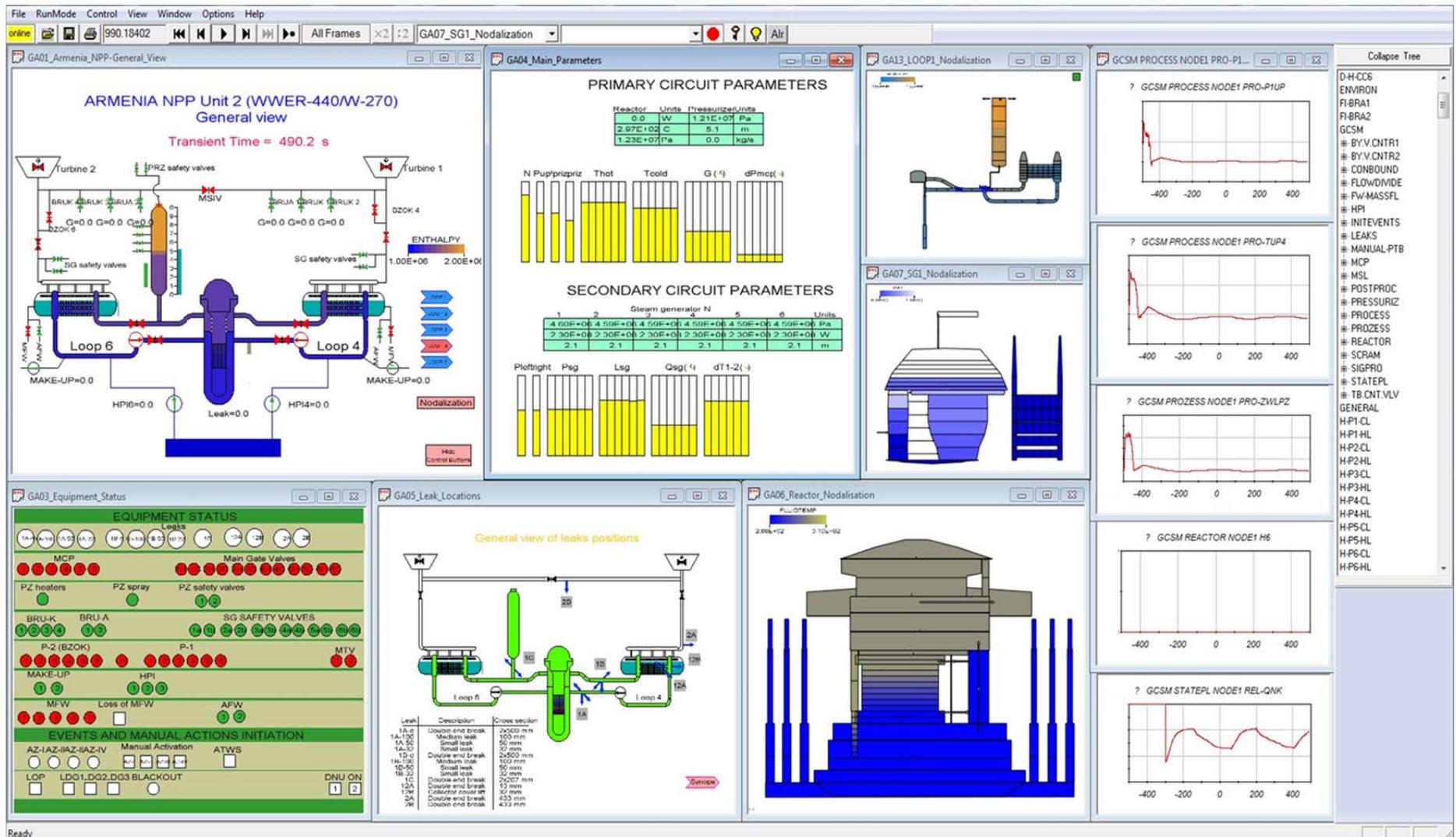


Abb. 4.7 ATHLET-Analysesimulator, Übersichtsbild für WWER-440W-230

Der gewünschte stationäre Anfangszustand der Anlage (Normalbetrieb), von dem aus in Zukunft der Simulator für die Untersuchung der EOPs gestartet werden soll, wurde eingestellt. Abb. 4.8 gibt ein Beispiel zu den Möglichkeiten, die die interaktive grafische Anwenderoberfläche des ATLAS-Analysesimulators für das KKW Armenien-2 bietet.

Im Dezember 2013 wurde die ablauffähige adaptierte Version des Analysesimulators KKW Armenien-2 mit dem eingestellten gewünschten stationären Anfangszustand der Anlage (Normalbetrieb) und die Dokumentation zur Anwendung dieser Simulatorversion von der GRS an das NRSC übergeben. Die armenischen Fachleute werden vor der Anwendung des Simulators den ATHLET-Datensatz auf Vollständigkeit und Korrektheit der simulierten technischen Systeme des KKW Armenien-2 prüfen und an die zu untersuchenden EOPs anpassen.



4.5.2 Screening von Informationen zu den überarbeiteten SAMG für das KKW Kosloduj-5&6

Im April 2013 erhielt die GRS über die bulgarische Behörde BNRA eine Antwortliste auf Kommentare von Riskaudit zu Handlungsempfehlungen bei Unfällen /TOP 13/. Diese Kommentare waren Ergebnis einer internationalen Bewertung des ersten Satzes von Handlungsempfehlungen für die Blöcke 5&6 des KKW Kosloduj, die 2005/2006 unter Mitwirkung von GRS-Experten im Rahmen des EU-Phare-Projektes „Severe Accident Management Guidelines (SAMG) Review and Assessment in Compliance with International Practice“ /SAM 06/ durchgeführt wurde.

Eine Bewertung der gegebenen Antworten ist durch die GRS erfolgt. Die Bewertungsergebnisse sind in einem Arbeitsmaterial /WFF 14a/ dokumentiert.

4.5.3 Untersuchung von Wasserstoffverteilungs- und -verbrennungsprozessen im Containment von WWER-440/W-213

Gemeinsame Arbeiten mit VUJE (Slowakei) zur Untersuchung von Unfällen mit schweren Kernschäden für KKW mit WWER-440/W-213 wurden erstmals auf dem Projektmeeting im Juni 2013 diskutiert /MIN 13/. Eine Übersicht zum Stand der Arbeiten auf diesem Gebiet gaben Experten von GRS und VUJE auf dem Meeting im August 2013 /MIN 13b/. Schließlich wurde vereinbart, Vergleichsrechnungen zu einem Unfallszenario mit den Codes COCOSYS und MELCOR durchzuführen. Im Februar 2014 wurden schließlich konkrete Schritte zur Durchführung der Vergleichsrechnungen festgelegt /MIN 14g/. Schwerpunkt der Rechnungen bilden Wasserstoffverteilungs- und -verbrennungsprozesse im Containment einer generischen Anlage des Typs WWER-440/W-213.

Von den slowakischen Experten wurden die Anfangs- und Randbedingungen (Massen- und Energiefreisetzungsraten aus dem Primärkreislauf inklusive Wasserstofffreisetzung) bei einem Unfallszenario KMV im heißen Strang der HKL mit Ausfall der aktiven Notkühlung und des Containment-Sprühsystems vorbereitet und der GRS übersandt. Des Weiteren legten die Fachkollegen von VUJE einen Vorschlag zu den zu vergleichenden Containment-Parametern vor.

Mit den von VUJE vorgelegten Anfangs- und Randbedingungen wurde zunächst von der GRS eine COCOSYS-Rechnung zum ausgewählten Unfallszenario ohne Berücksichtigung von Notfallmaßnahmen durchgeführt. Hierfür kam ein detailliertes COCOSYS-Modell mit feiner Unterteilung der Containmenträume (ca. 70 Zonen) einer generischen WWER-440/W-213-Anlage zum Einsatz. Diese Rechnung wurde für die In-Vessel Phase des ausgewählten Unfallszenarios durchgeführt und die Rechenergebnisse VUJE übermittelt. Die Datendiskussion, eine Kurzbeschreibung des COCOSYS-Eingabedatensatzes und die Ergebnisse der ersten Unfallanalyse mit diesen Daten sind in einem Arbeitsmaterial /WFF 14b/ dokumentiert.

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

5.1 Zielstellungen

In der Zusammenarbeit sollten ausgewählte INSC-Partnerländer beim Aufbau ihrer behördlichen und gutachterlichen Kapazitäten gestärkt werden und an den Erfahrungen der bisherigen wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit partizipieren. Die Zielstellung einer gleichberechtigten Kooperation auf diesem Gebiet und entsprechender Methodenentwicklung und -anwendung ist dabei mittelfristiger Natur. Darüber hinaus sollten im Vorhaben in Ergänzung zu den deutschen Aktivitäten im Rahmen des INSC die speziellen Erfahrungen der GRS aus der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden sowie deren TSOs in osteuropäischen Ländern genutzt werden, um in den INSC-Partnerländern vergleichbare Aktivitäten mit dem Ziel, langfristige weltweite nukleare Sicherheit zu erlangen, vorzubereiten und durchzuführen.

Die Arbeiten waren in die folgenden zwei Themen unterteilt:

- Zusammenarbeit mit INSC-Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3+ (↗ Kapitel 5.2);
- Zusammenarbeit beim Aufbau behördlicher und gutachterlicher Kapazitäten (↗ Kapitel 5.3).

5.2 Zusammenarbeit mit INSC-Partnerländern zu Stör- und Unfallanalysen für WWER-Anlagen der Generation 3+

Die Störfall- und Unfallanalysen zu KKW der Generation 3+ beziehen sich überwiegend auf neue Anlagen mit WWER-1200. Hier wird in die Typen W-392M und W-491 unterschieden. Anlagentechnisch wurden u. a. verschiedene Lösungen für die passiven Sicherheitssysteme umgesetzt.

Im Rahmen des Vorhabens war es geplant, in Belarus und Deutschland Workshops/ Meetings mit Wissenschaftlern der belarussischen Genehmigungsbehörde Gosatomnadsor und ihrer TSO JIPNR-Sosny zu den Codes ATHLET, COCOSYS, ASTEC und

DYN3D durchzuführen. Auf den Treffen sollten die im INSC-Projekt BE/RA/06 durchgeführten Code-Seminare durch Modelldiskussionen und Übungen mit den Codes unteretzt werden und, soweit bereits Daten vorliegen, erste Datensätze für die WWER-1200/W-491-Anlage in Ostrovets erstellt und Testrechnungen durchgeführt werden.

Somit stehen die geplanten Arbeiten in direktem Zusammenhang mit der Einführung der belarussischen Wissenschaftler in die genannten vier Codes im Rahmen des EU INSC-Projektes BE/RA/06 „Institutional and technical cooperation with GOSATOMNADZOR to develop its capabilities on the basis of transferred European safety principles and practices“. Die dort organisierte einwöchige Codeeinführung war lediglich ein erster Schritt bei der Erlangung der Fähigkeit der belarussischen Experten, die Codes für eigene unabhängige Sicherheitsbewertungen zu nutzen. Um einerseits die Effektivität beim Know-how-Transfer zu steigern und andererseits längerfristige Leerläufe im Lernprozess zu vermeiden, waren zur Überbrückung der Zeit bis zum INSC-Folgeprojekt BE/RA/07 die Workshops/Meetings im INT Ost/INSC-Vorhaben vorgesehen.¹ Für die GRS ergab sich hier die Gelegenheit, sich mit den Besonderheiten der neuen WWER-Anlagen vertraut zu machen.

Das erste Projektmeeting mit Gosatomnadzor Minsk und JIPNR-Sosny fand im Dezember 2011 in Minsk statt /MIN 11c/. Hier wurde das Vorhaben vorgestellt und die Inhalte der Kooperation wie Workshops und Codeanwendungen abgestimmt. Zu den vereinbarten Aktivitäten gehörten zunächst für die GRS die Erstellung von Trainingsaufgaben für die vier Codes und deren Übergabe an Gosatomnadzor und JIPNR-Sosny.

Während des Treffens im Mai 2012 /MIN 12c/ wurde neben Informationen zum Abschluss der Arbeiten im INSC-Vorhaben BE/RA/06 und zur Vorbereitung des neuen Vorhabens BE/RA/07 der Status zu Code-Installation, Einarbeitung und Nutzung der vier Codes festgestellt. Erste Ergebnisse der Trainingsaufgaben zu allen Codes wurden diskutiert. Die Diskussionen wurden per E-Mail fortgesetzt. Der Workshop im Dezember 2012 in Minsk /MIN 12e/ diente der Diskussion der von den belarussischen Experten vorgelegten Lösungen zu den Trainingsaufgaben und sowie der Fortsetzung der codespezifischen Trainings.

¹ Das INSC-Folgeprojekt BE/RA/07 war bis zum Abschluss des INT Ost/INSC-Vorhabens noch nicht angelaufen.

Schließlich wurde zum Abschluss des Vorhabens zwischen Projektleiter und Trainern vereinbart, im Rahmen eines Projektmeetings zwischen der GRS und HZDR die Aktivitäten zur Codeeinführung zu resümieren und konkrete Vorschläge zu den weiteren Aktivitäten abzustimmen.

Im Folgenden werden die Trainingsarbeiten zu den einzelnen Codes und die erreichten Ergebnisse kurz umrissen.

5.2.1 Training zum ATHLET-Code

Zu Beginn des Vorhabens arbeiteten die Experten der GRS die ATHLET-Trainingsaufgabe „Modellierung eines Fünf-Behälter-Rohrleitungsnetzwerk in einem ATHLET-Datensatz und Nachrechnung eines Ausströmversuches mit diesem Datensatz“ aus /STG 12a/. Es handelt sich um die Modellierung der WWER-spezifischen Versuchsanlage für den Primärkreislauf von EREC (Russland). Im Anschluss an das Meeting im Dezember 2012 in Minsk /MIN 12c/ begannen die JIPNR-Spezialisten mit der Lösung dieser komplexen Trainingsaufgabe. Schwerpunkt war die Erstellung eines ATHLET-Eingabedatensatzes für die Versuchsanlage. Hierbei hat die GRS umfangreiche Konsultationen über E-Mail gegeben, die aus GRS-Sicht dazu beitragen, den Datensatz zu komplettieren. Fragen zur ATHLET-Datensatzerstellung wurden eingehend beantwortet und Hinweise zu einzelnen Teilen des Datensatzes gegeben, die bereits von den belarussischen Experten erarbeitet worden waren. Die Ergebnisse dieser Bearbeitungsstufe sind von JIPNR-Sosny in zwei Dokumenten dargestellt worden /SEM 13/, /SEM 13a/.

Im April 2013 fand in der GRS Berlin eine Konsultation der Fachleute von JIPNR-Sosny zur Bearbeitung der ATHLET-Trainingsaufgabe statt /MIN 13a/. Im Ergebnis stellten die JIPNR-Experten eine erste vollständige Version des ATHLET-Eingabedatensatzes fertig und glichen ihn erfolgreich auf den in der Trainingsaufgabe geforderten Anfangszustand der Versuchsanlage ab. Einen Eindruck zum erstellten ATHLET-Datensatz der Versuchsanlage vermittelt das Nodalisierungsschema in Abb. 5.1.

Um in Zukunft in der Zusammenarbeit mit den belarussischen Fachkollegen im Rahmen von BMUB-Vorhaben und auch von INSC-Projekten Zugriff auf WWER-spezifische Experimente für Übungen zur ATHLET-Code-Validierung zu haben, wurde mit dem russischen Forschungsinstitut EREC ein Unterauftrag /CON 14/ unterzeichnet,

der die Vorstellung relevanter Versuche sowie die Übergabe ausgewählter Daten beinhaltete. Speziell hierzu fand im Mai 2014 in der GRS Berlin ein Treffen mit einem EREC-Mitarbeiter statt /MIN 14d/.

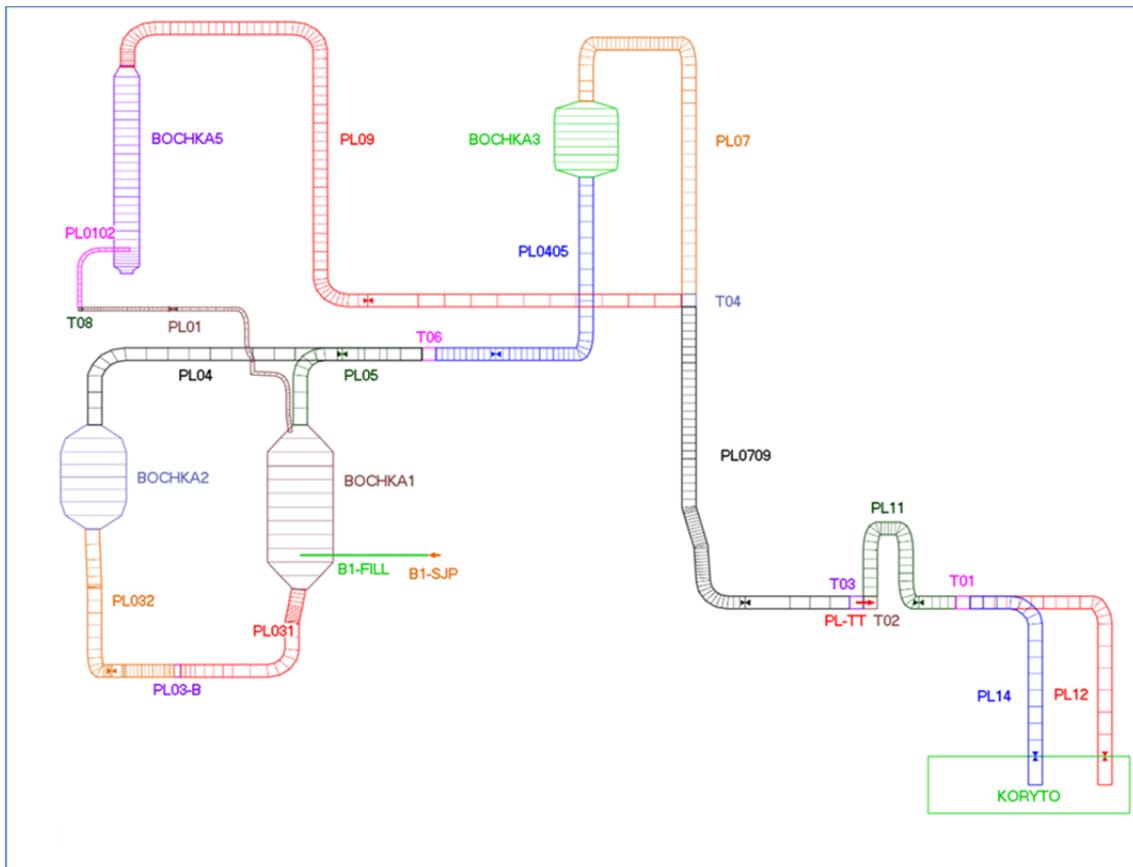


Abb. 5.1 ATHLET-Nodalisierungsschema zum Blowdown-System

5.2.2 Training zum COCOSYS-Code

Zu Beginn des Jahres 2012 haben die GRS-Experten Trainingsaufgaben für den COCOSYS-Code ausgearbeitet und an die Wissenschaftler von Gosatomnadzor und JIPNR-Sosny übersandt. Die Aufgaben bestanden zunächst in der Modifikation eines generischen WWER-1000-Datensatzes, der im Einführungskurs des INSC-Projektes BE/RA/06 Anwendung fand. Unter Nutzung des COCOSYS User Manuals und vorgegebener Randbedingungen sollten die belarussischen Spezialisten ein Containment Venting System sowie Ventilationsanlagen für die Zu- und Abluft implementieren. Zum weiteren Training der Programmhandhabung und der Auswertung/Interpretation der Rechenergebnisse war anschließend eine Parameterstudie unter Variation von An-

fangs- und Randbedingungen sowie der unterstellten Unfallszenarios (KMV Doppelendbruch der Kühlmittelleitung und mittleres Leck DN300) durchzuführen.

Während des Workshops bei JIPNR-Sosny im Mai 2012 /MIN 12c/ wurde gemeinsam mit den belarussischen Wissenschaftlern der Status der Code-Installation festgestellt sowie der Stand der Einarbeitung und Nutzung von COCOSYS diskutiert. COCOSYS konnte bis zum Beginn des Workshops nicht auf der Hardware von JIPNR und Gosatomnadzor installiert werden. Die Ursache wurde durch die GRS-Experten identifiziert und die Installation auf Laptops vorgenommen. Während des Trainings wurde ein einfacher Testfall mit einem 2-Zonenmodell (Abb. 5.1) erstellt, Rechnungen mit verschiedenen Randbedingungen durchgeführt und auftretende Phänomene diskutiert.

Simple input example – to be built by participants

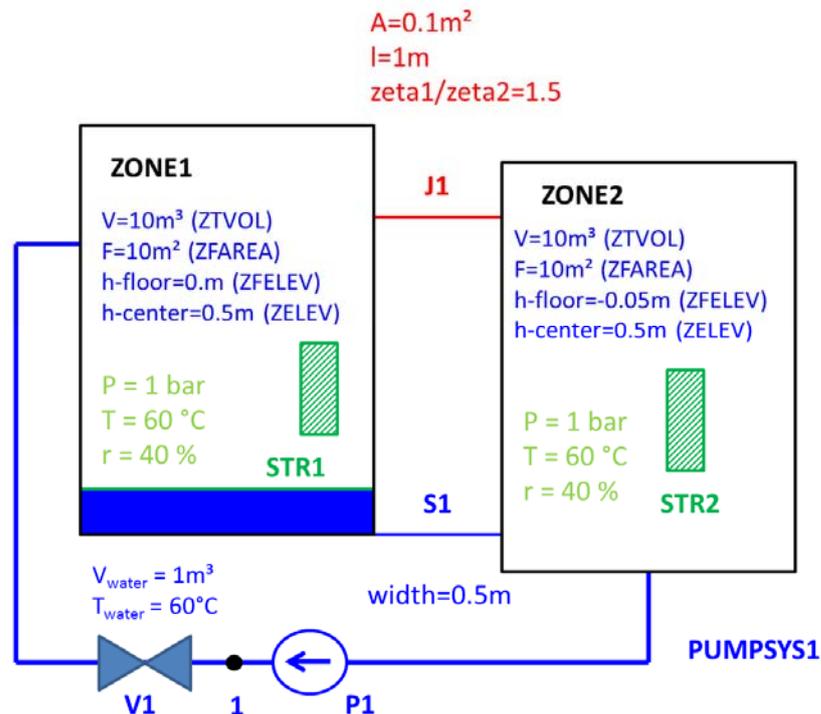


Abb. 5.1 COCOSYS, 2-Zonen Testbeispiel

Beim nächsten Meeting im Dezember 2012 /MIN 12e/ wurde mit den Experten von JIPNR-Sosny und Gosatomnadzor das COCOSYS-Trainings fortgesetzt. Auf Bitte der belarussischen Kollegen wurden zwei weitere einfache Testbeispiele gemeinsam erstellt und schrittweise um einzelne Modelle erweitert. Die Ergebnisse wurden mit den Tools COCPLOT und ATLAS graphisch dargestellt und interpretiert. Abschließend ha-

ben die JIPNR-Spezialisten einen Bericht zum Datensatz und zu den Ergebnissen der COCOSYS-Testrechnungen in Russisch verfasst.

Im Mai 2014 wurde auf einem GRS-HZDR Meeting /MIN 14c/ über das bisherige COCOSYS-Training Bilanz gezogen /ARN 14/. Im Fokus der Schlussfolgerungen stand das Ziel, dass die JIPNR-Experten nach Abschluss des Codetrainings eigene Analysen mit COCOSYS zum Störfallverhalten des neuen KKW Ostrovets durchführen und im Rahmen des Genehmigungsverfahrens vorgelegte Analysen bewerten können. Zum Erreichen dieses Zieles sind weitere Trainings unabdinglich.

5.2.3 Training zum DYN3D-Code

Der Reaktordynamikcode DYN3D-Code war im Vorfeld des Workshops im Mai 2012 in Minsk /MIN 12c/ auf Computern des JIPNR-Sosny erfolgreich installiert und seine Lauf-fähigkeit getestet worden. Durch die belarussischen Experten wurden unter Anleitung des Trainers vom Helmholtz-Zentrums Dresden-Rossendorf (HZDR) folgende Rech-nungen einschließlich der erforderlichen Modifikationen eines Basis-Datensatzes durchgeführt:

- Abbrandrechnung über einen Brennstoffzyklus für einen frischen Reaktorkern bis zum Erreichen des Zyklusendes;
- Auswurf eines Regelstabes bei heißer Nulllast am Zyklusbeginn.

Diese Rechnungen dienten der Vorbereitung auf die Trainingsaufgabe, die den belarussischen Experten gestellt wurde. Die Trainingsaufgabe bestand in der Analyse eines reaktivitätsinduzierten Störfalls mit Auswurf des effektivsten Regelstabes. Diese Aufgabe entspricht einer Störfallanalyse, wie sie in der deutschen Genehmigungspra-xis und nach Richtlinien der IAEO durchzuführen ist. Sie umfasste folgende Schritte, die durch die Experten des JIPNR selbstständig durchzuführen waren:

- Berechnung des Kernzustandes am Zyklusende aus einer Abbrandrechnung;
- Kritikalitätsrechnungen für verschiedene Kernzustände mit Ermittlung der kritischen Borkonzentration sowie Xenon- und Samariumkonzentration;
- Bestimmung des effektivsten Regelstabes für verschiedene Kernzustände (Zyklus-anfang, Zyklusende, jeweils heiße Nulllast und Nominalleistung) aus stationären Rechnungen mit eingetauchten Stäben und einem ausgeworfenem Stab;

- Transientenanalyse für den Auswurf des jeweils effektivsten Stabes für jeden Kernzustand.

Diese Trainingsaufgabe wurde von den Mitarbeitern des JIPNR weitgehend selbstständig gelöst. Ergänzende Rechnungen unter Anleitung des Trainers sind während des Meetings im April 2013 bei der GRS in Berlin /MIN 13a/ durchgeführt worden. Um die Fertigkeiten in der Handhabung des Codes weiter zu vertiefen, haben die Experten des HZDR die Trainingsaufgabe um die folgenden Schritte erweitert:

- Wiederholung der Rechenkette zum Regelstabauswurf mit modifizierten Randbedingungen am Kernaußenrand,
- Zusätzliche Analyse einer Unterkühlungstransiente bei heißer Nulllast am Ende eines Beladezyklus.

Die Analyse eines Frischdampfleck-Szenariums (Bruch des Frischdampfsammlers) für einen WWER-1000 Reaktor wurde demonstriert. Die Parameter wurden für diese Analyse so gewählt, dass nach erfolgter Reaktorschnellabschaltung nach Lecköffnung als Folge der Auskühlung des Primärkreislaufs eine Rekritikalität des Reaktors eintrat.

5.2.4 Training zum ASTEC-Code

Zu Beginn des Vorhabens haben Wissenschaftler des JIPNR-Sosny den ASTEC-Code (Abb. 5.2) auf ihren Arbeitsplatzrechnern installiert und einige Testbeispiele gerechnet. Diese Beispiele wurden unter Zuhilfenahme der Dokumentation und weiterer Präsentationen genutzt, um das Grundverständnis der Eingabe und Handhabung von ASTEC weiter zu schulen. Während des Projektmeetings bei JIPNR-Sosny im Mai 2012 /MIN 12c/ konnte die Bearbeitung der Testbeispiele unter Anleitung fortgeführt werden. Schließlich starteten die JIPNR-Experten einen ASTEC-Basisdatensatz für eine Kraftwerksanlage mit WWER-1000/W-320, implementierten kleinere Änderungen in den Datensatz und präsentierten die Ergebnisse dieser Rechnungen. Darüber hinaus wurde ASTEC von ihnen auf verschiedenen Rechnerplattformen und Betriebssystemen (Windows 7, Windows 8, UNIX, LINUX) installiert und getestet.

Auch in den ASTEC-Aktivitäten ist es das Ziel, die JIPNR-Experten durch das Codetraining zu befähigen, eigene Rechnungen mit ASTEC zur Unfallanalyse für das

KKW Ostrovets und damit verbundene Bewertungen durchzuführen. Zum Erreichen dieses Zieles machen sich weitere Trainings erforderlich.

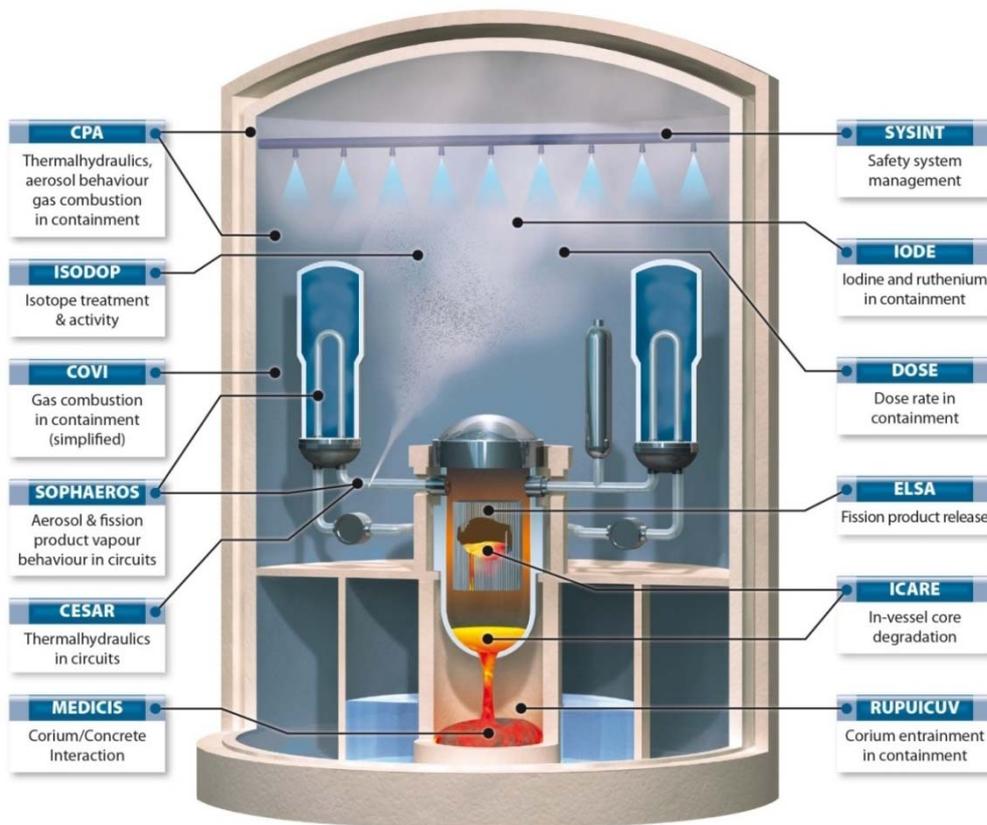


Abb. 5.2 ASTEC Module zur Simulation aller wesentlichen Phänomene bei Unfällen mit schwerem Kernschaden in Leichtwasser-Reaktoren

5.2.5 Gebäudekondensatoren in KKW mit WWER-1200

Ein Schwerpunkt bei der Containment-Simulation mit dem COCOSYS-Code zum neuen belarussischen KKW Ostrovets (WWER-1200, Generation 3+) ist die Modellierung von Gebäudekondensatoren, die als passives Sicherheitssystem fungieren. Gebäudekondensatoren ergänzen die traditionellen aktiven Sicherheitssysteme und sind für eine langzeitige Wärmeabfuhr aus der Containment-Atmosphäre bei auslegungsüberschreitenden Störfällen und Unfällen mit schweren Kernschäden vorgesehen. Die Wärmeabfuhr zur letzten Wärmesenke (Umgebung) erfolgt durch Verdampfen von Wasser aus dem sogenannten Notwärmeabfuhrbehälter, der sich außerhalb des Containments befindet.

Zunächst wurden Beschreibungen zu den Gebäudekondensatoren (GEKO) zusammengetragen, um einerseits Aufbau und Funktion zu verstehen und andererseits Daten

für die Modellierung in COCOSYS zu sammeln. Im COCOSYS-Code können Gebäudekondensatoren durch das GEKO-Modell simuliert werden. Dieses Modell berechnet den Wärmeübergang von der Containmentatmosphäre zum Kondensator, die Aufwärmung des Wassers im Kondensator und die sich dadurch einstellende Naturkonvektion. Damit kann das langzeitige Verhalten der Containmentatmosphäre durch Wärmeabfuhr über die Gebäudekondensatoren in die Umgebung prinzipiell berechnet werden.

Ziel der Arbeiten war die Anpassung des GEKO-Modells für WWER-1200 und die Durchführung von COCOSYS-Rechnungen zur Simulation der passiven Wärmeabfuhr aus dem Containment bei einem großen Kühlmittelverluststörfall. Da das gegenwärtig für WWER-1200-Anlagen zur Verfügung stehende Datenmaterial nicht zulässt, ein anlagenspezifisches Containment-Nodalisierungsschema zu erstellen, wurde ein existierendes Modell zu WWER-1000/W-320 entsprechend dem WWER-1200 Containmentvolumen hochskaliert und die Gebäudekondensatoren implementiert. Als Randbedingungen dienten Massen- und Energiefreisetzungsdaten aus dem Primärkreislauf, die einer vorliegenden ATHLET-Analyse für WWER-1000/W-320 entlehnt und um 20 % erhöht wurden.

In der ersten Rechnung wurde das GEKO-Modell bei einphasiger Strömung innerhalb der Kondensatorrohre getestet. Gegenstand der weiteren Austestung waren Rechnungen mit Sättigungsbedingungen im Notwärmeabfuhrbehälter. Schließlich wurde das GEKO-Modell komplettiert (Neustrukturierung der verwendeten Eingabedaten, Energiebilanz und Output) und in Pilotrechnungen für WWER-1200 angewendet. Die Ergebnisse der Rechnungen sowie die Schlussfolgerungen aus der Anwendung des GEKO-Modells sind in einer Technischen Notiz /BAK 14/ zusammengefasst. Aufbau und Funktionsweise des Gebäudekondensators sowie die Eingabedaten des GEKO-Modells sind ebenfalls Bestandteil des Berichtes.

5.3 Zusammenarbeit beim Aufbau behördlicher und gutachterlicher Kapazitäten

Mit dem Ziel, die Ausgangssituation beim Aufbau bzw. Ausbau behördlicher und gutachterlicher Kapazitäten in ausgewählten INSC-Partnerländern festzustellen, wurde ein Überblick zur Entwicklung der Kerntechnik in den Ländern erstellt, die beabsichtigen, Anlagen mit WWER zu installieren. Er basiert im Wesentlichen auf den Erfahrungen der GRS bei der fachlichen Begleitung und Mitarbeit im Rahmen der laufenden INSC-

Vorhaben sowie auf der Strategie der zukünftigen Zusammenarbeit der EU auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit für die Jahre 2014 – 2020. Zu den ersten Arbeiten gehörten hier die Sichtung von INSC-Entwurfsunterlagen (wie z. B. EU-Direktive zur Implementierung des neuen INSC-Zyklus, Strategie, Indikationsprogramm für die Jahre 2014 – 2017) sowie die Zusammenstellung und Auswertung von Ergebnissen abgeschlossener Projekte und Informationen aus laufenden INSC-Projekten. Die Recherche wurde kontinuierlich über die Laufzeit des Vorhabens fortgeführt. Die gesammelten Informationen mündeten schließlich in einer Technischen Notiz /DIF 14/. Schwerpunktländer des Arbeitspunktes waren Belarus und Vietnam.

5.3.1 Aufbau behördlicher und gutachterlicher Kapazitäten in Vietnam

Im Rahmen eines parallel laufenden BMUB-Vorhabens nahmen Vertreter der GRS erste Kontakte mit der vietnamesischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde VARANS auf. VARANS wird bei seiner Qualifizierung und der Schaffung eines Kernteams für die Störfallanalyse von der GRS unterstützt. Im Rahmen des Vorhabens wurden zunächst vorbereitende Arbeiten gemeinsam mit der slowakischen TSO VUJE durchgeführt. Im April 2012 fand dazu in Garching ein Treffen mit VUJE statt, auf dem die Inhalte der zukünftigen Zusammenarbeit mit VARANS abgestimmt wurden /COO 12a/. Erste konkrete Aktivitäten wurden dann auf dem Meeting mit VUJE im Mai 2012 diskutiert /MIN 12i/. Zu den Ergebnissen der Diskussionen gehörten die Tagesordnungen für die jeweils 5tägigen Trainings von VARANS-Mitarbeitern in der GRS Berlin und VUJE Trnava (Slowakei).

Das Training von fünf VARANS-Mitarbeitern bei der GRS fand vom 20. bis 24. August 2012 statt /MIN 12d/. Ziel des Trainings war es, die vietnamesischen Kollegen zunächst mit den Aufgabenfeldern vertraut zu machen, die sie als Genehmigungsorganisation in Zukunft zu bewältigen haben und für die bei der GRS Erfahrungen u. a. in der Bewertung von Anlagen mit WWER vorliegen. Auf der Tagesordnung standen nach dem Überblick zu Struktur und Arbeitsfeldern, der von beiden Organisationen gegeben wurde, Präsentationen über Erfahrungen der GRS in Genehmigungsverfahren zum Standort von KKW-Anlagen und in der Bewertung von Sicherheitsdokumentationen. Ein umfangreicher Übersichtsvortrag galt den bei der GRS verwendeten Rechenprogrammen für die Stör- und Unfallfallanalyse. Zu den GRS-Codes ATHLET und COCOSYS gab es detaillierte Informationen zu Programmstruktur und Modellen. Einige Anwendungsbeispiele zu beiden Codes für Anlagen mit WWER wurden erläutert

und die Durchführung von Rechnungen sowie die Ergebnisvisualisierung online demonstriert. Ausführlich diskutierten die Teilnehmer des Trainings die in einem weiteren Vortrag präsentierte Methodik zur systematischen Einführung der vietnamesischen Fachkollegen in ausgewählte Codes (am Beispiel von ATHLET, COCOSYS, DYN3D und ASTEC), um sie in die Lage zu versetzen, zukünftig eigene Rechnungen zur Bewertung von Stör- und Unfallanalysen durchführen zu können.

5.3.2 Aufbau behördlicher und gutachterlicher Kapazitäten in Belarus

Mit der belarussischen Aufsichtsbehörde Gosatomnadzor wurden Gespräche über die aktuelle Strategie zur Entwicklung ihrer Kapazitäten sowie deren Implementierung (Action Plan) geführt. Schwerpunkte dieser Gespräche waren unter anderem:

- Stand und Fortschritt bei der Personalentwicklung sowie bei der Verbesserung der Organisationsstruktur von Gosatomnadzor;
- Status und Fortschritt bei der strategischen Trainingsplanung zur Kompetenzentwicklung;
- Planung von Bewertungstätigkeiten im Rahmen der Erteilung der Baugenehmigung für das KKW Ostrovets;
- Strategische Ausrichtung der technischen Unterstützung von Gosatomnadzor durch seine TSOs, Zusammenarbeit mit JIPNR-Sosny.

Aus diesen Gesprächen konnten wesentliche Informationen zur aktuellen Entwicklung von Gosatomnadzor sowie für die weitere Zusammenarbeit mit dieser Behörde gewonnen werden.

Gosatomnadzor informierte außerdem über die im Rahmen der Erweiterung der Organisationsstruktur neu geschaffene Abteilung für Anlagensicherung. Im Hinblick auf den im Rahmen dieses Projektes geplanten Workshop zu Grundlagen der Aufsichtspflicht in Belangen des physischen Schutzes sind erste Informationsgespräche mit dem neu ernannten Abteilungsleiter bei Gosatomnadzor geführt worden. Der Workshop fand am 21. Mai 2014 in Minsk statt /MIN 14h/. Wesentlicher Inhalt war ein Informationsaustausch über das Regelwerk auf dem Gebiet des physischen Schutzes sowie über derzeitige regulatorische Aktivitäten auf diesem Gebiet sowohl in Belarus und als auch in Deutschland. Dabei wurden die Erfordernisse der Zusammenarbeit mit der Behörde

auf dem Gebiet des Physischen Schutzes herausgestellt sowie entsprechende Themen identifiziert. Die Experten von Gosatomnadzor drückten ihr Interesse an der Zusammenarbeit mit Deutschland auch auf diesem Gebiet aus.

Ein weiteres Arbeitstreffen zu Fragen des Physischen Schutzes fand am 22. Mai 2014 mit Vertretern des JIPNR Sosny statt /MIN 14f/. Dieses Treffen wurde auf Wunsch der belarussischen Seite durchgeführt, da JIPNR-Sosny die nukleare Aufsichtsbehörde Gosatomnadzor als TSO unterstützt. Der Informationsaustausch war auf die Rolle der TSO bei der Unterstützung der Aufsichtsbehörde in Belangen des physischen Schutzes fokussiert. Die Einbindung von JIPNR Sosny in aktuelle regulatorische Aktivitäten wurde diskutiert. Dabei wurden Themen für eine mögliche Zusammenarbeit zur Verbesserung der gutachterlichen Kapazitäten auf dem Gebiet des physischen Schutzes identifiziert.

5.3.3 Koordination der Zusammenarbeit zwischen RCF-Partnern

Im April 2014 fand in Brüssel das Koordinierungstreffen zwischen dem Regulatory Cooperation Forum (RCF) und der EC DEVCO statt /TEH 14/. Das von EC DEVCO und der IAEO gemeinsam organisierte zweite RCF-Kooperationstreffen ermöglichte den Informationsaustausch über den Status der RCF- und INSC-Aktivitäten und die Diskussion zukünftiger Aktionen. Das besuchte Treffen war eine gute Gelegenheit, zu eruieren, wie und mit welchen Ländern zukünftig auf dem Gebiet des behördlichen Kompetenzaufbaus und -ausbaus zusammengearbeitet werden könnte. Die gewonnenen Erkenntnisse aktualisieren und vervollständigen das Wissen der GRS zu den internationalen Kooperationsaktivitäten der Empfängerstaaten von RCF und INSC. Es zeigte sich, dass insbesondere für den GRS-Kompetenzausbau eine Zusammenarbeit mit Belarus und Polen nützlich ist. Beide Behörden haben klare Vorstellungen zu einer für beide Seiten effektiven Zusammenarbeit.

6 Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Entsorgung von radioaktiven Abfällen

6.1 Zielstellungen

Das gegenwärtig Niveau auf dem Gebiet der Stilllegung kerntechnischer Anlagen und insbesondere der Entsorgung abgebrannter Brennelementen und radioaktiver Abfälle sowie der Freigabe von Materialien, Gebäuden und Geländen ist in Armenien, Bulgarien, Litauen, Russland und der Ukraine z. T. sehr unterschiedlich. Im Vorhaben sollte die Situation für ausgewählte Themen zu den genannten Ländern analysiert werden.

Themen dieses Arbeitspaketes waren:

- Spezielle Aspekte der Stilllegung von Kernkraftwerken in ausgewählten Ländern Osteuropas (↗ Kapitel 6.2);
- Entsorgung radioaktiver Abfälle (↗ Kapitel 6.3);
- Freigabe von radioaktiven Stoffen, Gebäuden und Geländen (↗ Kapitel 0)
- Stilllegung kerntechnischer Anlagen und Entsorgung radioaktiver Abfälle in der Ukraine (↗ Kapitel 6.5);
- Stilllegung kerntechnischer Anlagen und Freigabe schwachradioaktiver Materialien in Bulgarien (↗ Kapitel 6.6).

6.2 Spezielle Aspekte der Stilllegung von Kernkraftwerken in ausgewählten Ländern Osteuropas

Der Vergleich der betrachteten Länder – Armenien, Bulgarien, Litauen, Russland und Ukraine – machte erneut deutlich, dass das erreichte Niveau auf dem Gebiet der Stilllegung der KKW sowie der Entsorgung von radioaktiven Abfällen zum Teil sehr unterschiedlich ist. Im Weiteren wird eine Zusammenfassung unterteilt nach Kraftwerken bzw. Regionen gegeben. Die Stilllegung von kerntechnischen Anlagen in der Ukraine ist Gegenstand des Kapitels 6.5. Einzelheiten zur Stilllegung der KKW in Armenien, Bulgarien, Litauen, der Russischen Föderation sowie der Ukraine sind in einer Technischen Notiz /IMI 13/ dokumentiert.

- **KKW Armenien**

Obwohl der Block 1 des Kernkraftwerks Armenien (Armenien-1) schon seit 1989 abgeschaltet ist, befindet sich der Stilllegungsplan noch bis heute in einem frühen Stadium der Umsetzung. Die Stilllegungsstrategie für das armenische KKW ist nicht abschließend bestätigt. Ein Vorschlag beinhaltet den sogenannten Sicheren Einschluss. Eingeschränkt werden die Optionen hierzu durch fehlende Möglichkeiten der entsprechenden Entsorgung radioaktiver Abfälle. Gegenwärtig liegt das Stilllegungsprogramm der armenischen Behörde ANRA zur Genehmigung vor. Dieses Programm wie auch die Richtlinie „Regulatory Requirements on Decommissioning Plan Format and Content“ sind Bestandteile des Genehmigungsverfahrens.

- **KKW Kosloduj (Bulgarien)**

Die Blöcke 1 und 2 wurden am 31. Dezember 2002 abgeschaltet. Die Abschaltung der Blöcke 3 und 4 erfolgte im Dezember 2006. Die gewählte Stilllegungsvariante für die Blöcke 1 – 4 ist der unmittelbare Rückbau nach der Abschaltung. Im März 2008 hat der Antragsteller Kozloduy Nuclear Power Plant den Stilllegungsplan für die Blöcke 1 und 2 bei der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde BNRA zur Genehmigung eingereicht. Der Stilllegungsplan für die Blöcke 3 und 4 wurde BNRA im Dezember 2010 vorgelegt. In Vorbereitung auf die Außerbetriebnahme – zuerst der Blöcke 1 und 2 – wurde durch den KKW-Betreiber eine Stilllegungsstrategie ausgearbeitet, die eine 35 Jahre anhaltende Phase des Sicheren Einschlusses beinhaltet. Gegenwärtig hat in Bulgarien keine kerntechnische Anlage eine gültige Genehmigung für die Stilllegung. Die Blöcke 1 – 4 des KKW Kosloduj befinden sich zurzeit in verschiedenen Stadien des Nachbetriebes bzw. der Vorbereitung der Stilllegung.

- **KKW Ignalina (Litauen)**

Block 1 des KKW Ignalina wurde am 31. Dezember 2004 endgültig abgeschaltet, Block 2 am 31. Dezember 2009. Die Vorbereitung der praktischen Stilllegung dieser graphitmoderierten Druckröhrenreaktoren (Typ RBMK) wird durch einen Internationalen Stilllegungsfond (IISDF) 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 Pro-

zess organisiert wird, bis der ursprüngliche Zustand des Kraftwerksgeländes erreicht ist. Für den Großteil des KKW Ignalina soll dieser Zustand im Jahr 2030 erreicht sein.

- **KKW in der Russischen Föderation**

In der Russischen Föderation (RF) sind mehr als 120 kerntechnische Anlagen abgeschaltet, jedoch noch nicht stillgelegt. Gegenwärtig befinden sich mehr als 50 kerntechnische Anlagen in verschiedenen Stadien der Stilllegung. Entsprechend russischem Regelwerk beginnt die Stilllegung nachdem die abgebrannten Brennelemente aus der Anlage entfernt sind. Voraussetzung ist die Genehmigung der nuklearen Aufsichtsbehörde Rostechnadzor. Zurzeit werden in der RF in einem übergeordneten Leitfaden die Anforderungen an die Gewährleistung der Sicherheit bei der Stilllegung von Kernkraftwerken festgelegt. Weiterhin werden die Anforderungen an die zu erstellenden Genehmigungsunterlagen definiert. Das derzeit in den Planungen der Betreiber favorisierte Stilllegungskonzept sieht eine Nachbetriebsphase von etwa vier Jahren nach der endgültigen Abschaltung der Kernkraftwerke vor. Anschließend sollen die Anlagen in einer ca. fünf Jahre dauernden Phase für einen sicheren Einschluss vorbereitet werden. Danach folgt ein sicherer Einschluss für 30 bis 50 Jahre mit anschließendem Rückbau der Kernkraftwerke.

6.3 Entsorgung radioaktiver Abfälle

6.3.1 Entsorgung großer Mengen radioaktiver Abfälle

Im Folgenden wird der gegenwärtige Stand der Entsorgung großer Mengen radioaktiver Abfälle im Zusammenhang mit der Stilllegung von kerntechnischen Anlagen in Armenien, Bulgarien, und Litauen skizziert. Die Entsorgung radioaktiver Abfälle in der Ukraine ist Gegenstand des Unterkapitels 6.5. Detailinformationen können der Technischen Notiz /IMI 13/ entnommen werden

- **Armenien**

Radioaktive Abfälle entstehen in Armenien hauptsächlich beim Betrieb des Kernkraftwerks Armenien, sowie in Einrichtungen von Industrie, Forschung und Medizin. Das durchschnittliche jährliche Aufkommen an unbehandelten radioaktiven KKW-Abfällen beträgt ca. 400 m³ und ca. 5 m³ aus den Bereichen Industrie, Forschung und Medizin.

Mit Stand Ende 2008 lagen insgesamt ca. 8.500 m³ flüssige und feste radioaktive Abfälle vor. Alle radioaktiven Abfälle werden am Standort des KKW Armenien zwischengelagert, entweder direkt im KKW oder in der angrenzenden Radon-Anlage. Derzeit gibt es in Armenien keine bestätigte Strategie zur Entsorgung der radioaktiven Abfälle. Seit Anfang 2010 liegt jedoch dafür ein Entwurf vor.

Im Kernkraftwerk Armenien wird ein „Programm zur Behandlung radioaktiver Abfälle“ ausgearbeitet, mit dem die bestehenden Probleme bei der Behandlung flüssiger und fester radioaktiver Abfälle, sowie deren sichere Zwischenlagerung oder auch Endlagerung gelöst werden sollen. Dieses Programm soll in das noch zu entwickelnde KKW-Stilllegungsprogramm integriert werden.

Es erfolgt keine Unterscheidung von Abfällen mit kurz- oder mit langlebigen Radionukliden und es gibt keine Kriterien für die Freigabe bzw. Wiederverwendung von existierenden radioaktiven Materialien. Die Kategorisierung entspricht noch der ehemals russischen und ist nicht IAEO-konform.

Bislang existiert in Armenien kein Endlager für radioaktive Abfälle. Erste Schritte, um dieses Problem anzugehen, sind im Rahmen des „Programms zur Behandlung radioaktiver Abfälle“, in dem auch die Thematik der Zwischen- und Endlagerung behandelt werden soll, vorgesehen.

- **Bulgarien**

Mit Stand Ende 2009 lagen in Bulgarien insgesamt ca. 8.500 m³ flüssige und feste radioaktive Abfälle vor. Das durchschnittliche jährliche Aufkommen an unbehandelten radioaktiven KKW-Abfällen beträgt ca. 1.300 m³. Radioaktive Abfälle werden an den Standorten des KKW Kosloduj und des Endlagers Novi Han zwischengelagert. Für alle abfallrelevanten Aktivitäten ist seit 2004 die nationale "Radioactive Waste Management Organisation" (SC RW) verantwortlich.

Mit Beschluss vom 9. November 1999 hat die bulgarische Regierung eine "Nationale Strategie über die Sicherheit beim Umgang mit abgebrannten Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen" bestätigt. Darin werden die Grundsätze für den Umgang mit abgebrannten Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen definiert und die Aufgaben für die nächsten Jahre bestimmt. Die „Strategy for Spent Fuel and Radioactive Waste Management“ wurde im Jahr 2005 aktualisiert und von der Regierung angenommen.

Die Einteilung des radioaktiven Abfalls erfolgt nach der nationalen Vorschrift "Regulation for Safety of Radioactive Waste Management" in drei endlagerungsorientierten Kategorien. Die weitere Einteilung radioaktiver Abfälle erfolgt nach dem physikalischen Zustand (flüssig oder fest) und nach deren Herkunft (Kernkraftwerke oder Anwendung von Radionukliden). Die Kategorisierung entspricht noch der ehemals russischen und ist nicht IAEO-konform.

Für die radioaktiven Abfälle des KKW Kosloduj existiert bislang kein Endlager. Mit der "Entscheidung Nr. 683" vom Juli 2005 wurde der Bau eines nationalen Endlagers für die Entsorgung von radioaktivem Abfall bis zum Jahr 2015 festgelegt. Es wird sich um ein oberflächennahes Endlager mit einer Kapazität von 50.000 m³ handeln.

- **Litauen**

Die größte Menge an radioaktiven Abfällen in Litauen bilden die Betriebsabfälle des KKW Ignalina. Zudem fallen institutionelle radioaktive Abfälle aus der Industrie, Forschung und medizinischen Einrichtungen an. Alle radioaktiven Abfälle werden auf dem Gelände des KKW Ignalina behandelt und zwischengelagert.

Die im Jahr 2008 überarbeitete Strategie zum Management radioaktiver Abfälle umfasst nicht nur die bisher beim Betrieb entstandenen Abfälle, sondern auch die bei der Stilllegung der beiden Blöcke zu erwartenden radioaktiven Abfälle. Darüber hinaus sind auch die institutionellen radioaktiven Abfälle aus Industrie, Forschung und Medizin und das bestehende oberflächennahe Endlager Maišiagala erfasst.

Feste Abfälle der Gruppen I und II werden nach Brennbarkeit und Oberflächendosisleistung sortiert, z. T. verpresst, in Plastiksäcke verpackt und in Lagerzellen eingelagert. Die ursprünglich für entsprechende Abfälle vorgesehene Verbrennung wurde wegen finanzieller Probleme bisher nicht realisiert. Metallische Abfälle werden in Behälter aus rostfreiem Stahl gefüllt und zum Lagergebäude transportiert. Feste Abfälle der Gruppe III bilden hauptsächlich Reaktorbauteile, die in einer Heißen Zelle zerschnitten und in Transportcontainern zum „Lagergebäude 157“ transportiert werden. Dort wurden die Abfälle bisher unverpackt in speziellen Sektionen gelagert. Im Ergebnis der Sicherheitsbewertungen sollen diese Abfälle aus dem Gebäude zurückgeholt und in Behältern zwischengelagert werden.

Radioaktive Abfälle aus den Bereichen Industrie, Forschung und Medizin werden auf dem Gelände des KKW Ignalina konditioniert, zwischenlagerfähig verpackt und dort so lange zwischengelagert, bis ein Endlager zur Verfügung steht. Kurzlebige, flüssige oder feste radioaktive Abfälle werden bis zum Abklingen unter die Freigabewerte zwischengelagert und dann wie gewöhnliche Abfälle beseitigt.

Für die Endlagerung sehr niedrig radioaktiver Abfälle sowie kurzlebiger niedrig- und mittelradioaktiver Abfälle, sowohl des KKW Ignalina, als auch aus den Bereichen Industrie, Forschung und Medizin, ist die Errichtung oberflächennaher Endlager vorgesehen. Neben der Erkundung potenzieller Standorte für ein geologisches Endlager im Land wird als alternative Option die Kooperation mit anderen Staaten für die eventuelle Errichtung und Nutzung eines gemeinsamen regionalen Endlagers gesehen (SAPIERR-Projekt). Ebenso ist, wenn noch kein geeignetes Endlager zur Verfügung steht, eine Verlängerung der Laufzeit der Zwischenlager auf 100 Jahre im Gespräch.

6.3.2 Entsorgung bestrahlter Brennelemente

Das Aufkommen und die qualitative Beschreibung abgebrannter Brennelemente sind für die meisten Anlagen der untersuchten Länder gut dokumentiert. Sie bedürfen einer gesonderten Behandlung und Lagerung. Die Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente im Zusammenhang mit der Stilllegung von kerntechnischen Anlagen muss bis zur Fertigstellung der im Bau befindlichen trockenen Zwischenlager an einigen Standorten in den Abklingbecken oder in den vorhandenen Nasslagern stattfinden.

Die weitere Entsorgungsstrategie für die Brennelemente sieht eine Wiederaufarbeitung oder Lagerung von 50 bzw. 100 Jahren vor.

Im Folgenden wird ein kurzer Überblick zum gegenwärtigen Stand in Bezug auf die Entsorgung bestrahlter Brennelemente in Armenien, Bulgarien, Litauen und der Russischen Föderation gegeben. Details dazu sind in der Technischen Notiz /IMI 13/ enthalten.

- **Armenien**

Bis 1989 erfolgte die Rücklieferung der abgebrannten Brennelemente aus Armenien in die Russische Föderation. Seit 1989 werden die Brennelemente in Armenien am KKW-Standort zwischengelagert. Im Jahr 2000 wurde ein Trockenlager für abgebrannte

Brennelemente fertig gestellt und in Betrieb genommen. Die Zwischenlagerung ist für 50 Jahre ausgelegt und derzeit bis 2020 genehmigt.

- **Bulgarien**

Die letzte Rücklieferung von abgebranntem Kernbrennstoff aus Bulgarien in die RF erfolgte im Jahr 1988, seitdem werden bestrahlte Brennelemente im KKW Kosloduj zwischengelagert. Das Zwischenlager ist 1989 in Form eines Nasslagers am KKW-Standort errichtet und mit der Einlagerung begonnen worden.

Im August 2002 wurde ein Regierungsabkommen zwischen der RF, der Ukraine und Bulgarien über den Rücktransport der abgebrannten Kernbrennstoffe aus dem KKW Kosloduj unterzeichnet. Seitdem werden abgebrannte Brennelemente zweimal jährlich über das Territorium der Ukraine in die RF transportiert.²

Im Rahmen der vorgesehenen Maßnahmen zur Stilllegung der Blöcke 1 und 2 des KKW Kosloduj ist ein Trockenlager für die Langzeitzwischenlagerung abgebrannter Brennelemente im Bau. Die Zwischenlagerung ist für mindestens 50 Jahre ausgelegt. Die erste Ausbaustufe ist seit 2012 fertiggestellt und kann bis zu 5.200 WWER-440-Brennelemente aufnehmen.

- **Litauen**

Die abgebrannten Brennelemente des KKW Ignalina werden in mehreren Lagerbecken an den Reaktoren (Nasslagerung) und in einem Trockenlager auf dem Kraftwerksge-
lände gelagert. Zum Ende des Jahres 2007 waren im Trockenlager 20 CASTOR-RBMK-Behälter sowie 74 Behälter vom Typ CONSTOR RBMK eingelagert. Zunächst werden die abgebrannten Brennelemente in den Nasslagerbecken gelagert, anschließend werden sie in einer Heißen Zelle geteilt, in Transportkörbe geladen und zurück in das Abklingbecken verbracht, wo sie fünf Jahre bis zur Überführung in Trockenlager-behälter vom Typ CONSTOR verbleiben.

Es ist geplant, alle Brennelemente der beiden Blöcke bis April 2016 aus den Nassla-
gern in die Trockenlager überführt zu haben. Insgesamt liegen aus dem Betrieb des

² Begründet durch die aktuelle Situation in der Ukraine werden zukünftig andere Möglichkeiten des Transportes (z. B. auf dem Seeweg) in Erwägung gezogen.

KKW Ignalina 18.084 abgebrannte Brennelemente vor. Um alle Brennelemente aufnehmen zu können, soll ein weiteres Trockenlager auf dem KKW-Gelände (1 km von den Reaktoren entfernt) errichtet werden.

- **Russische Föderation**

Abgebrannte Brennelemente werden in der Russischen Föderation nach entsprechender Lagerung im Abklingbecken zur Produktionsvereinigung Majak transportiert und wiederaufgearbeitet. Die Wiederaufarbeitung erfolgt ausschließlich in der Wiederaufarbeitungsanlage RT 1 von Majak (Tscheljabinsk). Es gibt jedoch Brennelemente, deren Endlagerung aus wirtschaftlichen Gründen oder begründet durch ihren Zustand vorgeesehen werden muss. Ein sicheres und tiefes geologisches Endlager für hochradioaktive Abfälle und Kernbrennstoffe existiert in der RF noch nicht. Die Praxis besteht gegenwärtig in der Zwischenlagerung dieser Abfälle bis ein Endlager zur Verfügung steht.

Die strategische Entwicklungsrichtung der Kernenergie in der RF besteht in der Annäherung an einen geschlossenen Kernbrennstoffzyklus mit dem Ziel, eine möglichst vollständige Ausnutzung des Natururans sowie der Spaltstoffe, eine Minimierung der beim Betrieb der kerntechnischen Anlagen und bei der Wiederaufarbeitung entstehender radioaktiver Abfälle zu erreichen und diese sowie die aus früheren Zeiten stammenden radioaktiven Altlasten einer späteren sicheren Endlagerung zuzuführen.

6.3.3 Entsorgung sehr schwach radioaktiver Abfälle

Die Arbeiten zur Erfassung des Sachstandes zur Entsorgung sehr schwach radioaktiver Abfälle („Very Low Level Waste“ oder VLLW³) und zur Freigabe von Materialien, Gebäuden und Geländen beinhalteten die Recherche zu Berichten aus EU-Projekten, zu Tagungsberichten über internationale Veranstaltungen sowie zu Veröffentlichungen der EU, Publikationen in Fachzeitschriften und im Internet. Zudem wurde mit den Fachleuten der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden bzw. deren TSO in Armenien, Bulgarien, Litauen und der RF Kontakt aufgenommen und Informationen zur Thematik abgefragt.

³ VLLW - Radioaktive Abfälle mit radiologischen Eigenschaften (Aktivitätsniveau), die über den Freigabegrenzwerten liegen, jedoch geringer sind als die Eigenschaften für niedrigaktive Abfälle (LLW). Als VLLW klassifizierte Materialien sind auf genehmigten oberflächigen Endlagern zu deponieren.

Die Entsorgung von sehr schwach radioaktiven Materialien, d. h. Materialien mit einer massenspezifischen Aktivität von weniger als 100 Bq/g, ist von besonderer Bedeutung, da diese Materialien volumen- und mengenmäßig den größten Teil der anfallenden radioaktiven Abfälle aus dem Betrieb von Kernkraftwerken ausmachen. Demgegenüber sind die darin enthaltenen künstlichen Gesamtaktivitäten, bzw. die spezifischen Aktivitäten sehr gering, so dass für die Entsorgung besondere Lösungen angewendet werden können.

Im Weiteren wird eine Zusammenfassung der durchgeführten Analyse unterteilt nach Kraftwerken oder Regionen (Ländern) in Bezug auf die Entsorgung sehr schwach radioaktiver Abfälle gegeben. Detailinformationen sind Bestandteil des Berichtes /IMI 13/.

- **Armenien**

Nach der derzeit gültigen Abfallklassifizierung gibt es in Armenien die Abfallkategorie VLLW nicht. Seit 2000 erfolgte die Klassifizierung fester radioaktiver Materialien gemäß russischem Reglement SPAS-99 und seit 2007 nach Strahlenschutzverordnung (RA NRB). Die Kriterien in SPAS-99 und RA NRB sind identisch.

- **Bulgarien**

Bulgarien hat im derzeit gültigen Regelwerk keine Abfallklasse VLLW. Allerdings liegt ein Entwurf einer geänderten Verordnung "Zum sicheren Umgang mit radioaktiven Abfällen" vor, in dem diese Kategorie im Paragraph 4, Absatz 6 (2) beschrieben wird. Zu konkreten Anwendungen oder Anlagen zur Lagerung von Abfällen dieser Kategorie in Bulgarien können gegenwärtig keine weiteren Aussagen gemacht werden.

- **Litauen**

Radioaktive Abfälle in der Republik Litauen sind entsprechend Entsorgungsziel und radiologischer Charakteristika klassifiziert. In Übereinstimmung mit der Vorschrift zum Umgang mit radioaktiven Abfällen aus nuklearen Anlagen vor deren Entsorgung in einem Endlager BSR-3.1.2-2010 ist die Abfallkategorie Very Low Level Waste (VLLW) eingeführt.

- **Russische Föderation**

In Bezug auf die Entsorgung von sehr schwach radioaktiven Materialien sind drei Dokumente von besonderer Bedeutung. Dies ist zum einen die (regionale) Vorschrift R 2.6.5.04 - 08 „Hygienische Normen zum Umgang mit Industrieabfällen im Föderativen Spezialbetrieb ‚Nördlicher Spezialbetrieb zum Umgang mit radioaktiven Abfällen‘“ aus dem Jahre 2008, die zunächst nur Gültigkeit für das Spezialunternehmen SevRAO hat. Diese Unterlage wurde mit maßgeblicher Unterstützung europäischer Experten (insbesondere Schweden) im bilateralen Rahmen erstellt. Somit finden sich hier auch die in der EU geltenden Anforderungen und Prinzipien wieder. Im Kapitel 5 der Vorschrift werden die Bedingungen für die Zuordnung von Materialien zur Kategorie der freigegebenen Materialien bzw. zur Kategorie der VLLW bezüglich ihrer radiologischen Eigenschaften beschrieben.

Liegen keine Informationen zum Nuklidgemisch im betroffenen Material vor, kann eine Zuordnung zur Kategorie VLLW mittels der gemessenen Dosisleistung erfolgen. Diese darf nicht mehr als 1 $\mu\text{Sv/h}$ in einem Abstand von 0,1 m vom Gegenstand oder einer Verpackung betragen. Die untere Schwelle wird wiederum mit der vorhandenen typischen Ortsdosisleistung definiert. Liegen Angaben zu den enthaltenen nuklidspezifischen Aktivitäten im Material vor, so sind als Kriterien massenspezifische und Gesamtaktivitäts-Freigabegrenzwerte zu verwenden, die in den Grundnormen des Strahlenschutzes aufgeführt sind (NRB-99). Die Freigabegrenzwerte liegen typischerweise für Beta-Strahler bei 0,3-100 kBq/kg und für Alpha-Strahler bei 0,3-10 kBq/kg. Radionuklide mit einem Anteil geringer als 300 Bq/kg können vernachlässigt werden.

Allgemeingültigen Charakter trägt die Vorschrift „Gewährleistung des Strahlenschutzes beim Umgang mit Industrieabfällen aus Kernkraftwerken, die künstliche Aktivität enthalten“ SP 2.6.6.2572-2010, die die oben aufgeführten Kriterien verbindlich für den Umgang mit diesen Materialien an den Kernkraftwerksstandorten macht.

Zum dritten gibt es das relativ neue Gesetz „Zum Umgang mit radioaktiven Abfällen“ No. 190-FL vom 11.07.2011. Dieses Gesetz ist entsorgungsorientiert, das heißt z. B. dass sich die Klassifizierung von radioaktiven Abfällen an möglichen Entsorgungswegen bzw. den Charakteristiken der dafür geschaffenen bzw. zu schaffenden Entsorgungseinrichtungen orientiert. Es enthält auch eine entsprechende Abfallklassifizierung für VLLW und die Anforderungen an ein Endlager für diese Materialien.

6.4 Freigabe von radioaktiven Stoffen, Gebäuden und Geländen

Im Folgenden wird der gegenwärtige Stand der Entsorgung großer Mengen radioaktiver Abfälle im Zusammenhang mit der Freigabe von radioaktiven Stoffen, Gebäuden und Geländen z. B. bei der Stilllegung von kerntechnischen Anlagen in Armenien, Bulgarien, Litauen und Russland kurz dargestellt. Detailinformationen sind in der Technischen Notiz /IMI 13/ aufgeführt.

- **Armenien**

Kriterien für die Freigabe bzw. Wiederverwendung von existierenden radioaktiven Materialien entsprechen noch den ehemals russischen Normen und sind nicht IAEO-konform.

Freigrenzen und Freigabegrenzwerte für radioaktive Materialien sind mit dem Dokument RA Government Decree No. 1219 vom 18. August 2006 in der „Inkraftsetzung der Strahlenschutznormen“ definiert und angenommen worden. Damit hat die Regierung der Republik Armenien die Strahlenschutzgrundnormen definiert. Das universelle Kriterium für Freigaben ist die Limitierung der individuellen effektiven Dosis mit 10 μ Sv pro Jahr und der Kollektivdosis mit 1 manSv pro Jahr. Es werden Gesamt- und spezifische Aktivitäten für alle relevanten Radionuklide aufgeführt (nach IAEA Basic Safety Standards).

Die armenischen Regeln sehen auch eine bedingungslose und eine eingeschränkte Freigabe von schwach kontaminierten Materialien vor, z. B. für die Verfüllung. Liegen die spezifischen Aktivitäten unterhalb 0,3 kBq/kg, können die Materialien bedingungslos freigegeben werden. Eine eingeschränkte Freigabe ist bei entsprechender behördlicher Entscheidung für die folgenden Aktivitätskonzentrationen möglich:

- a) Summenaktivität von β -Radionukliden zwischen 0,3 und 100 kBq/kg;
- b) Summenaktivität von α -Radionukliden zwischen 0,3 und 10 kBq/kg;
- c) Summenaktivität von Transuranen zwischen 0,3 und 1,0 kBq/kg.

Die gleiche Regel bestimmt, dass mit Aktivitätskonzentrationen von 100 kBq/kg, 10 kBq/kg und 1,0 kBq/kg für β -, α -Radionuklide und Transurane entsprechend die untere Grenze definiert ist, ab der die Materialien als radioaktive Abfälle zu betrachten sind.

- **Bulgarien**

In Bulgarien wurden die bedingungslose Freigabe von Materialien und die eingeschränkte Freigabe für Metalle zur Wiederverwertung mit der Definition von Freigabegrenzwerten in der Strahlenschutzgrundnorm mit individuellen spezifischen Werten pro Radionuklid eingeführt. Für die Freigabe von Materialien gibt es kein separates Genehmigungsverfahren, da jeweils eine Fallentscheidung durch die Behörde getroffen wird. Dies ist entsprechend der Direktive 96/29/EURATOM möglich. Die gesetzliche Grundlage für die Freigaben wird im Atomgesetz "Act on Safe Use of Nuclear Energy" in den Artikeln 15 (7) und 26 (3) gegeben.

Das wichtigste Dokument für die Freigaben sind die Strahlenschutzgrundnormen. Als Kriterien werden ebenfalls die Dosiskriterien der Individualdosis von 10 μSv pro Jahr und 1 mSv verwendet. Freigaben können bedingungslos oder eingeschränkt (Metalle zur Wiederverwertung) erfolgen. Der Nachweis einer Grenzwerteinhaltung ist messtechnisch zu erbringen. Die Messwerte müssen durch ein akkreditiertes Labor bestätigt werden.

Es gelten eine Reihe weiterer Freigaberegeln. Sie sind in der Technischen Notiz /IMI 13/ aufgelistet.

- **Litauen**

Entsprechend den gesetzlichen Vorschriften in Litauen werden Normen zu Ableitungen in die Umwelt, die Höhe der Freisetzung von radioaktiven Stoffen als auch die Freigabegrenzwerte, die Bedingungen zur Wiederverwendung und -verwertung und der Endlagerung von radioaktiven Abfällen durch das Umweltministerium festgelegt.

Die Richtlinie LAND 34-2000 "Radionuklidspezifische Freigabegrenzwerte, Bedingungen für die Wiederverwendung von Materialien und die Endlagerung von Abfällen" ("Clearance Levels of Radionuclides, Conditions of Reuse of Materials and Disposal of Waste") legt Kriterien fest, nach denen Materialien, Ausrüstungen, Einrichtungen, Gebäude und Abfälle, die kontaminiert sind oder Radionuklide enthalten, weiterverwendet oder entsorgt werden können. Die in dieser Richtlinie formulierten Anforderungen finden nur in nuklearen Anlagen Anwendung, die eine atomrechtliche oder strahlenschutztechnische Genehmigung benötigen.

In Bezug auf die Anwendung von Freigabeprozeduren in Litauen ist festgelegt, dass der Betreiber für das Material oder den Abfall, für welches eine Freigabe erlangt werden soll, den messtechnischen Nachweis erbringt, dass die Freigabegrenzwerte nicht überschritten werden. Die litauische Behörde VATESI und die Umweltschutzagentur (Environmental Protection Agency) prüfen und bestätigen die anzuwendende Methodik zur Freigabe.

Die Umweltschutzagentur und das Regionale Ressort für Umweltschutz (Regional Department of Environmental Protection) sind zuständig dafür, dass die Freigabegrenzwerte in dem freigegebenen Abfall bzw. Material nicht überschritten werden. Freigegebene Abfälle und Materialien müssen durch das Umweltschutzpersonal entweder durch Probenahmen und Messungen in Labors oder durch in-Situ Messungen geprüft werden. Das Regionale Ressort für Umweltschutz ist zuständig für die Erteilung einer Zustimmung zum Abtransport der Abfälle oder des Materials vom Gebiet der Nuklearanlage und für die Prüfung der entsprechenden Dokumentation und der Messungen, die vom Betreiber der Nuklearanlage selbst durchgeführt wurden.

Weitere Einzelheiten zur Verfahrensweise bei Freigaben enthält die Technische Notiz /IMI 13/.

- **Russische Föderation**

Nach Artikel 3 des Föderalen Gesetzes zur Nutzung der Atomenergie sind Objekte, die nukleares Material enthalten oder nutzen und radioaktive Substanzen in Mengen und mit Aktivitäten geringer als die Werte, die durch die föderalen Regeln und Richtlinien bestimmt sind, nicht Gegenstand der Anwendung dieses Gesetzes, und sind damit vom Geltungsbereich atomrechtlicher und strahlenschutztechnischer Regelungen auf dem Gebiet der Nutzung der Kernenergie befreit.

Die Verfahren und Kriterien für die Freistellung einer Tätigkeit (exemption of practice) vom atomrechtlichen Genehmigungsverfahren sind in den Normen des Strahlenschutzes NRB-99/2009 und in den Sanitären Regeln OSPORB 99/2010 gegeben.

Nicht reguliert werden müssen der Umgang mit Strahlenquellen (und einem entsprechenden Aktivitätsniveau), wenn unter allen Umständen bei deren Umgang:

- eine jährliche Individualdosis von 10 μ Sv nicht überschritten wird;

- eine jährliche Kollektivdosis von 1 manSv nicht überschritten wird, oder wenn bei Überschreitung dieser Kollektivdosis durch Abschätzung nach dem Optimierungsprinzip keine substantielle Reduzierung der Kollektivdosis erreicht werden kann;
- eine jährliche effektive Dosis der Haut von 50 mSv und der Augenlinse von 15 mSv nicht überschritten wird.

Entsprechend Kapitel 3.11.3 der Sanitären Regeln OSPORB-99 gültig bis zum 26.04.2010 war festgelegt, dass es keine Einschränkungen in der wirtschaftlichen Verwendung eines beliebigen festen Stoffes, eines Rohmaterials und von Gegenständen gibt, wenn deren spezifische Aktivität 0,3 kBq/kg nicht überschreitet. In Absprache mit den föderalen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden, zuständig für die sanitäre und epidemiologische Aufsicht, können für bestimmte Betastrahler höhere spezifische Werte für Rohmaterial, Materialien und Gegenstände für die uneingeschränkte Nutzung definiert werden.

In den Sanitären Regeln OSPORB-99/2010 wurden neue Kriterien für die Freigabe von Materialien aus dem genehmigungspflichtigen Umgang, gültig für alle festen, flüssigen und gasförmigen Materialien definiert. Nach Kapitel 3.11.3 der Sanitären Regeln sind nun die Freigabegrenzwerte anzuwenden, wie sind in Anhang 3 von OSPORB-99/2010 aufgeführt sind. Nach Anhang 4 dieser Regeln sind für die uneingeschränkte Freigabe von Metallen für eine Reihe von langlebigen Radionukliden höhere Freigabegrenzwerte definiert als nach Anhang 3.

In der Praxis erfolgt keine Freigabe entsprechend dieser Regelung von flüssigen und gasförmigen Materialien. Nach den gültigen Regeln und Richtlinien werden diese Materialien als radioaktive Abfälle nach den entsprechenden Verfahrensvorschriften behandelt.

6.5 Stilllegung kerntechnischer Anlagen und Entsorgung radioaktiver Abfälle in der Ukraine

In der Ukraine befindet sich bislang nur das KKW Tschernobyl in der Stilllegungsphase. Damit verbunden sind weitere Aktivitäten, wie die Umwandlung des zerstörten Blocks 4 des KKW Tschernobyl in ein sicheres ökologisches System und die Errichtung und Inbetriebnahme von Anlagen zur Zwischenlagerung von abgebrannten Kern-

brennstoff (ISF-2) und zur Zwischen- und Endlagerung von radioaktiven Quellen und Materialien.

Die im Bau bzw. in der Inbetriebnahme oder in der Planung befindlichen Anlagen zum Umgang mit radioaktiven Materialien im Vektor-Komplex in der 30-km-Zone um das KKW Tschernobyl haben für die Ukraine eine Schlüsselrolle in der Lösung von anstehenden Entsorgungsfragen. Darüber hinaus wurde die sicherheitstechnische Bewertung des Weiterbetriebs und der Erweiterung des einzigen existierenden Endlagers für radioaktive Abfälle auf dem Territorium der Ukraine, der Buryakovka-Anlage, im Rahmen dieses Arbeitspunktes begleitet.

Somit lagen die Schwerpunkte der Arbeiten bei der Sicherheitsbewertung von Endlagern, der Analyse und Bewertung von vorhandenen Unterlagen und Projekten zum Umgang mit radioaktiven Abfällen aus dem Betrieb von Kernkraftwerken und die Fragestellungen zur Freigabe von Materialien, Gebäuden und Bodenflächen aus der Überwachungspflicht.

Zur Anlage Buryakovka wurde eine kurze Stellungnahme verfasst, die die angewendete Methodik bei der Sicherheitsbewertung darstellt. Diese war Gegenstand von Diskussionen mit Fachkollegen und erfolgte ergänzend zur Bewertung des Sicherheitsberichtes zur existierenden Ausbaustufe des Endlagers Buryakovka im Rahmen des EU-Projektes UK/TS/39.

Die Analyse der vorliegenden Richtlinien zum Management radioaktiver Abfälle aus Kernkraftwerken einschließlich Lagerung/Endlagerung und der diesbezüglich durchgeführten und geplanten Arbeiten in der Ukraine zeigt nach wie vor die Aktualität der Aufgabenstellung. Der Umgang mit radioaktiven Abfällen in den ukrainischen KKW war in der Vergangenheit im Wesentlichen nur auf eine sichere Zwischenlagerung dieser Abfälle in den verschiedenen dafür vorgesehenen Lagerstätten am Kraftwerksstandort ausgerichtet. In den letzten Jahren wird nun verstärkt auf folgende Schwerpunkte orientiert:

- Abfallvermeidung und -minimierung,
- Trennung nach Arten (aktivitätsmäßig) und hinsichtlich der Weiterverarbeitung dieser Abfälle,
- Schaffung von Verarbeitungseinrichtungen u. a. zur Volumenreduktion und

- Schaffung der Voraussetzungen zur endlagergerechten Vorbereitung der Abfälle (Konditionierung, Verpackung) für eine spätere Endlagerung in den Anlagen des Vektor Komplexes in der 30-km-Zone in Tschernobyl.

Im Rahmen des Arbeitspaketes wurden Informationen zu allen o. g. Punkten gesammelt. Die Beschreibung der an den KKW-Standorten durchgeführten Maßnahmen und der gegenwärtigen Situation in Bezug auf den Umgang mit radioaktiven Abfällen erfolgt auf der Basis von Informationen der Betreiberorganisation NAEK bzw. aus abgeschlossenen und laufenden EU-Projekten (UK/TS/37 und UK/TS/38).

Im Vorhaben fanden mehrere Besprechungen mit Vertretern von SSTC und SNRIU zur Diskussion von speziellen Fachthemen und zur jeweiligen Planung der Aktivitäten statt. Zu allen Treffen wurden Notizen (Minutes) verfasst.

- **Richtlinien für den Umgang mit radioaktiven Abfällen aus Kernkraftwerken**

Dem Umgang mit radioaktiven Abfällen an den KKW-Standorten in der Ukraine bzw. deren Minimierung wurde in der Vergangenheit nicht immer die nötige Aufmerksamkeit entgegengebracht, obwohl schon seit längerem Programme zur Abfallminimierung eingeführt wurden. Die typischen Kernkraftwerksprojekte enthielten keine ausreichenden Abfallverarbeitungs- bzw. Konditionierungsanlagen. Darüber hinaus waren auch die Lagerkapazitäten zunächst nur für eine begrenzte Betriebsdauer ausgelegt.

Alle Maßnahmen auf dem Gebiet des Umgangs mit radioaktiven Materialien waren im Absatz 2 des „Nationalen ökologischen Zielprogramms zum Umgang mit radioaktiven Abfällen“ (bis zum 01.10.2012) definiert und sollten im Rahmen des „Programms zum Umgang mit radioaktiven Abfällen von NAEK „Energoatom“ in der Phase des Betriebes PM-D.0.03.174-10 und des Programmes zur Minimierung von radioaktiven Abfällen aller KKW Standorte (RAO OP AES)“ umgesetzt werden.

Da das Programm in dieser Form nicht realisiert werden konnte, wurden Änderungen im Gesetz „Nationales ökologisches Zielprogramm zum Umgang mit radioaktiven Abfällen“ vom 17.09.2008 № 516-VI vorgenommen und ein „Komplexprogramm zum Umgang mit radioaktiven Abfällen im Spezialunternehmen GP NAEK „Energoatom“ für den Zeitraum 2012 – 2016 (PM-D.0.18.174-12) ausgearbeitet und eingeführt, das mit dem Erlass von NAEK „Energoatom“ vom 01.10.2012 № 838-p wirksam wurde.

Der Umgang mit radioaktiven Abfällen in den ukrainischen KKW ist immer noch wesentlich geprägt von der Ausrichtung auf die Zwischenlagerung dieser Abfälle in den verschiedenen dafür vorgesehenen Lagerstätten am Kraftwerksstandort. Eine Übergabe an einen nationalen Betreiber von Lagereinrichtungen bzw. an ein Endlager (z. B. an den Vektor-Komplex in der 30-km-Zone in Tschernobyl) ist noch nicht möglich.

Detaillierte Informationen zu Annahmekriterien der geplanten Endlager für Kernkraftwerksabfälle, z. B. im Vektor-Komplex, und zu Verfahrensabläufen und Kriterien konnten leider nicht aus dem laufenden EU-Vorhaben UK/TS/39 gewonnen werden, da diese Aufgabe nicht mehr innerhalb dieses Vorhabens bearbeitet wird. Sie wurde durch die sicherheitstechnische Analyse des einzigen in Betrieb befindlichen Endlagers in der Ukraine – „Buryakovka“ – ersetzt.

Es kann davon ausgegangen werden, dass ein Großteil der als schwach radioaktiv klassifizierten Abfälle und Materialien aus dem genehmigungspflichtigen Umgangsbereich entlassen wird, wenn der Nachweis der Einhaltung entsprechender Kriterien erbracht wurde.

- **Regelung zur Freigabe von Gebäuden und Geländen in der Ukraine**

Gegenstand dieser Arbeiten war die Bewertung eines Entwurfs zur Regelung der Freigabe von Gebäuden und Geländen aus dem genehmigungs- und überwachungspflichtigen Umgang. Die Ergebnisse dieser Bewertung sind im Arbeitsmaterial /KUC 12/ dokumentiert.

- **Council Directive (EU-Ratsdirektive) zum Umgang mit radioaktiven Materialien und Kernbrennstoffen**

Die „Council Directive“ 2011/70 (EU-Ratsdirektive) zum Umgang mit radioaktiven Materialien und Kernbrennstoffen wurde auf dem Abschlussmeeting zum Task 3 (Assistance to SNRCU in adaptation of the existing regulatory documents to the new EC directive on managing high-level ionizing radiation sources) des regulatorischen EU-Projektes UK/RA/07 vorgestellt. Auf diesem Treffen wurden jedoch zunächst nur die Thematik und der Hintergrund dargestellt.

Diese neue Ratsdirektive war schließlich Gegenstand einer Besprechung in Kiew am 15./16. Mai 2013. Da für SNRIU im Moment jedoch noch keine offiziellen Vorgaben sei-

tens der Regierung und/oder des Parlaments, bzw. durch Anträge eines Antragstellers diesbezüglich vorliegen, wurde vereinbart, dieses Thema zu einem späteren Zeitpunkt weiter zu bearbeiten. Es wurde jedoch weiteres Material gesammelt, das in Diskussionen und Präsentationen genutzt werden kann. Hierbei werden auch Aktivitäten auf der Industrieseite im Rahmen von INSC-Projekten berücksichtigt z. B. die Weiterentwicklung der „Strategic Road Map“ für den Sektor radioaktive Abfälle in der Ukraine.

Bezüglich der Ratsdirektive wurde nach Dokumenten recherchiert und relevante analysiert. Hierzu zählen die Dokumente der „National Programmes (NAPRO)“, einer Untergruppe des European Nuclear Energy Forum (ENEF). U. a. ist von Bedeutung, welche Aufgaben den Regulatoren entsprechend der „Guidelines for the establishment and notification of National Programs“ zukommen, aber auch, in welcher Weise und in welchem Umfang die Anforderungen zum gegenwärtigen Zeitpunkt bereits erfüllt sind. Zur Verdeutlichung wurde ein Matrix-System entwickelt, das weiter zu vervollständigen ist.

Diese Informationen zur Ukraine wurden in eine Technische Notiz über die Implementierung der EU-Ratsdirektive 2011/70 in ausgewählten Ländern mit eingefügt /IMI 13a/.

Die Arbeiten auf diesem Gebiet werden von ukrainischer Seite als sehr wichtig eingeschätzt, da sie auch für andere Teilgebiete im Bereich des Umgangs mit Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen von großer Bedeutung sind.

6.6 Spezifische Fragestellungen zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen und zur Freigabe schwachradioaktiver Materialien in Bulgarien

Auf Anregung von Vertretern der bulgarischen Ingenieurgesellschaft ENPRO wurde die Zusammenarbeit zur Stilllegung und Entsorgung Anfang 2013 begonnen. Im weiteren Verlauf nahmen neben ENPRO auch die Spezielle Einrichtung zum Umgang mit radioaktiven Abfällen SERAW und die bulgarischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde BNRA an der Kooperation teil.

Auf einem ersten Projekttreffen in Sofia am 6. März 2013 /MIN 13f/ fand mit Experten von ENPRO ein Austausch zu Fragen der Stilllegung von nuklearen Anlagen statt. Auf diesem Treffen wurde die Zusammenarbeit der GRS mit ENPRO auf diesem Gebiet vereinbart. Zunächst wurden vorgeschlagene Themen analysiert. Festgelegt wurde, dass ein Seminar mit folgenden Themenschwerpunkten organisiert werden soll:

- radiologische IST-Stand-Analyse für die Blöcke 1-4 des KKW Kosloduj,
- Dosisabschätzung bei Demontgearbeiten,
- Anwendung von Rechencodes zur Aktivierungsberechnung und
- Umgang mit sehr schwach radioaktiven Materialien und deren Freigabe, z. B. auf der Basis von Messungen mit einer Freimessanlage. Um die Arbeiten besser koordinieren zu können, wurden Kontakte mit dem Betreiber der stillgelegten Anlagen in Kosloduj, SERAW, aufgenommen.

Die Arbeiten für BNRA im Rahmen eines EBRD-Projektes wurden in die Kooperation einbezogen z. B. die Erstellung einer Richtlinie zum Thema Freigaben von Materialien aus dem genehmigungstechnischen Umgangsbereich.

Für das Seminar zur radiologischen Charakterisierung erarbeitete die deutsche Ingenieurgesellschaft DSR ein Konzept aus /DSR 13/. Es fand am 19./20. November 2013 in Sofia statt /MIN 13c/. Teilnehmer waren Experten von ENPRO, SERAW und zwei weiteren bulgarischen Fachorganisationen.

Auf der Besprechung mit BNRA am 21. November 2013 wurden Themen der zukünftigen Zusammenarbeit besprochen, die von gemeinsamem Interesse sind und in Ergänzung zu Arbeiten im Rahmen des laufenden EBWE-Projektes zur Unterstützung von BNRA durchgeführt werden können. Dies sind z. B. die Bewertung der WENRA-Referenzlevel für die Stilllegung kerntechnischer Anlagen und Endlager für radioaktive Abfälle, die Analyse moderner Abfallverarbeitungstechnologien und Arbeiten zur Einschätzung von Altlasten. Da diese Arbeiten von allgemeingültigem Charakter sind, können deren Ergebnisse und Erfahrungen auch für ähnliche Projekte in anderen Ländern (z. B. Ukraine) verwendet werden.

Das letzte Treffen fand im April 2014 in Sofia statt /MIN 14e/. Hier wurden der Stand der Arbeiten von ENPRO zur Stilllegung des KKW Kosloduj und konkrete Vorschläge zur bilateralen Zusammenarbeit im Rahmen eines möglichen Folgevorhabens besprochen.

7 Bewertung neuer Reaktorkonzepte und ihrer evolutionären Sicherheitsauslegung; Gremien auf regulatorischer Ebene

7.1 Zielstellung

In diesem Arbeitspaket sollten Neubau- und Technologieentwicklungen von Reaktoranlagen in Europa verfolgt und ausgewertet werden.

7.2 Genehmigungsverfahren für kernenergetische Anlagen mit neuen Reaktoren in Großbritannien

Die Arbeiten konzentrierten sich auf die Zusammenfassung und Bewertung von Informationen zum überarbeiteten Genehmigungsverfahren für kernenergetische Anlagen mit neuen Reaktoren in Großbritannien (hier: Generic Design Assessment, GDA).

In Großbritannien können die Antragsteller neuer Reaktoren von einem überarbeiteten Genehmigungsverfahren der atomrechtlichen Genehmigungsbehörde Office for Nuclear Regulation (ONR) Gebrauch machen. Zur Minimierung regulatorischer Unsicherheiten besteht das neue Verfahren aus einem zweistufigen Prozess, bei dem die behördliche generische Begutachtung des Anlagendesigns (GDA) abgekoppelt wird vom Genehmigungsverfahren für einen konkreten Standort. Bei Abschluss des GDA kann die ONR eine Auslegungszertifizierung (Design Acceptance Confirmation, DAC) erteilen, die bei nachfolgenden Standortverfahren herangezogen werden kann.

Die Zusammenfassung der Informationen zum GDA sowie eine Kurzbewertung des Verfahrens durch die GRS liegen in Form einer Technischen Notiz /WAM 14/ vor. Der Bericht ist in erster Linie Ergebnis einer umfangreichen Literaturrecherche. Zudem konnten im Austausch mit Experten des ONR ausgewählte Aspekte vertieft betrachtet werden. Der Austausch erfolgte dabei u. a. im Rahmen der Working Group on the Regulation of New Reactors (WGRNR, OECD/NEA), in der die ONR-Vertreter von der Einführung und den ersten Erfahrungen mit dem GDA-Prozess berichteten.

Das GDA-Verfahren beinhaltet die Prüfung der Antragsunterlagen vor dem Hintergrund der Safety Assessment Principles (SAPs) sowie dem zentralen ALARP-Prinzip (*As Low As Reasonable Practicable*). Der Review erfolgt in 4 Schritten mit zunehmender Detailtiefe. Nach einer Vorbereitungsphase werden zunächst die *claims* und damit eine

übergeordnete und konzeptionelle Argumentationsebene geprüft. Nach Analyse der *arguments* werden in einem vierten Prozess-Schritt die *evidences* begutachtet. Dieser letzte Schritt beinhaltet den Review detaillierter Analyseergebnisse.

Die SAPs sind zielorientierte Anforderungen, von denen die meisten nicht rechtlich bindend sind. Sie dienen der Behörde als Leitfaden und Orientierung bei der Prüfung der Antragsunterlagen. Die SAPs werden mit Hilfe der Technical Assessment Guides (TAGs) näher erläutert und interpretiert. Am Beispiel der PSA konnte gezeigt werden, dass dennoch ein hohes Maß an Ermessens- und Interpretationsspielraum verbleibt. Dies steht im Kontrast zu vorschreibenden und detaillierteren Regelwerken, wie z. B. in den USA. Das ALARP-Prinzip beinhaltet, dass Risiko- und Gefährdungspotenziale so gering wie praktischerweise sinnvoll gehalten werden müssen. Das ALARP-Prinzip ist umgesetzt, wenn der Antragsteller nachweisen kann, dass ein weiterer Sicherheitsgewinn nur noch mit einem unangemessenen Ressourcenaufwand erzielt werden kann.

Das GDA-Verfahren stellt keinen rechtlichen Genehmigungsschritt dar. Insbesondere kann die DAC als Absichtserklärung verstanden werden, mit der das ONR dokumentiert, dass es im weiteren Genehmigungsverlauf und insbesondere bei der standort-spezifischen Begutachtung auf eine erneute Prüfung der Sicherheitsauslegung verzichtet. Die Laufzeit der DAC beträgt 10 Jahre, sofern die während des GDA-Prozesses zugrunde gelegten Annahmen nicht durch neue Erkenntnisse angezweifelt werden. Den verfügbaren Unterlagen konnte nicht entnommen werden, wie in einem solchen Fall tatsächlich verfahren wird. Entgegen dem alten Genehmigungsverfahren können Einwände der Bevölkerung nicht mehr zu einem Stillstand des Verfahrens führen (keine notwendige Konsensbildung mehr). Allerdings werden im GDA-Verfahren weiterhin alle Dokumente mit nicht-vertraulichen Informationen zur Kommentierung veröffentlicht. Dies gilt auch für die Positionen und Begutachtungsergebnisse der Behörde in jedem der vier Verfahrensschritte.

Das mehrstufige GDA-Verfahren mit zunehmend spezifischeren Argumentationsebenen ist aus Sicht der GRS-Experten konzeptionell schlüssig. Das Verfahren erlaubt sowohl dem Behördenmitarbeiter als auch dem Antragsteller, die Nachweisführung schrittweise zu entwickeln bzw. zu begutachten. Zudem kann das schrittweise Verfahren dazu beitragen, dass konzeptionelle Widersprüche zwischen den behördlichen Anforderungen und der vorgeschlagenen Reaktorauslegung frühzeitig identifiziert und ausgeräumt werden können. Der ab dem ersten Verfahrensschritt notwendige und regelmäßige Austausch zwischen Behörde und Antragsteller ist ein Zeichen dafür, dass

die Kommunikation der Beteiligten als zentraler Erfolgsfaktor anerkannt wird. Vor diesem Hintergrund wird verständlich, warum Behördenmitarbeiter und Antragsteller nach jedem Treffen ein Protokoll erstellen, in dem nicht nur die gemeinsamen Ergebnisse festgehalten, sondern auch die Kommunikationsweise von beiden Seiten beschrieben und bewertet werden. Die Verwendung von zielorientierten und übergeordneten Anforderungen und Leitlinien anstelle technischer Auslegungsregeln erlaubt es, den fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik zu berücksichtigen, ohne dabei die Anforderungen in kurzen Abständen erneut anpassen zu müssen.

Als nachteilig wird angeführt, dass die auf Grundlage der Begutachtungsergebnisse erfolgten regulatorischen Entscheidungsprozesse von außen kaum nachvollziehbar sind. Dies ist eine Folge des zielorientierten Regelwerkes mit übergeordneten Anforderungen und Leitlinien. Der Verzicht auf technische Auslegungsregeln führt dazu, dass nicht unmittelbar nachgeprüft werden kann, ob z. B. zentrale WENRA-Anforderungen (praktischer Ausschluss großer und früher Freisetzen) im Verfahren verfolgt und umgesetzt wurden. Hierzu ist eine umfangreiche Recherche der während des GDA-Verfahrens veröffentlichten Protokolle und Stellungnahmen erforderlich. Das zielorientierte Regelwerk erfordert eine hohe Kompetenz des Antragstellers, der den großen Ermessensspielraum bei Methodik, Umfang und Tiefe der Nachweisführung entsprechend verantwortungsvoll nutzt. In diesem Zusammenhang wird auch von der Notwendigkeit eines *internal regulator* auf Seiten des Antragstellers gesprochen. Die Behörde zieht sich möglichst darauf zurück, das Verfahren lediglich zu beaufsichtigen und greift nur dann ein, falls sich, trotz des *internal regulator* des Antragstellers, eine Abweichung zum Regelwerk abzeichnet. Damit macht die Behörde sehr deutlich, dass die Verantwortung für das Verfahren und insbesondere für den Ausgang des Verfahrens allein beim Antragsteller liegt.

Neben der neuen Konzeption des Genehmigungsverfahrens liegt eine weitere Besonderheit darin, dass bei den in Großbritannien avisierten Neubauvorhaben sehr unterschiedliche neue Reaktorkonzepte zum Einsatz kommen sollen. Dazu gehören bislang EPR, AP1000 und ABWR. Diese neuen Konzepte werden nun im GDA-Verfahren auf Grundlage eines einheitlichen Bewertungsmaßstabes geprüft. Ab 2015 könnte zudem ein GDA-Verfahren für den russischen Reaktortyp WWER-TOI eingeleitet werden.

8 Zusammenfassung

Das BMUB/BfS-Vorhaben 3611I01512 mit dem Kurztitel INT Ost/INSC bildete für die GRS den Rahmen für die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit TSO und atomrechtlichen Behörden auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit von KKW sowie zur Einschätzung nuklearer Risiken in Osteuropa und anderen Regionen. Im vorliegenden Abschlussbericht werden die während der Laufzeit des Vorhabens vom 6. September 2011 bis 30. Juni 2014 erreichten Ergebnisse beschrieben. Das Vorhaben umfasste die folgenden technischen Themen:

- Erfassung des Bearbeitungsstandes von Modernisierungsprogrammen, Begleitung und Einschätzung ausgewählter Modernisierungsprogramme;
- 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+ und beim Aufbau behördlicher und gutachterlicher Kapazitäten;
- Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Entsorgung von radioaktiven Abfällen;
- Bewertung neuer Reaktorkonzepte und ihrer evolutionären Sicherheitsauslegung; Gremien auf regulatorischer Ebene.

Wie schon in den Vorläufervorhaben INT 9161 und 3608I01512 (INT Ost) standen auch bei diesem Vorhaben Themen zur nuklearen Sicherheit im Mittelpunkt, die in direkter Zusammenarbeit mit osteuropäischen Expertenorganisationen untersucht wurden.

Das Vorhaben stärkte in hohem Maße das Know-how der GRS zu Kraftwerksanlagen mit WWER und damit verbundenen Verfahrensfragen und Regelwerken in den Betreiberländern und war bedeutsamer Teil der nationalen und internationalen wissenschaftlichen Arbeiten auf diesem Gebiet. Es wurden grundsätzliche wissenschaftliche Fragen zur nuklearen Sicherheit in Osteuropa und anderen Regionen untersucht und von den involvierten Partnerorganisationen die hierfür notwendigen vertraulichen zu behandelnden Informationen bereitgestellt.

Eine Schlüsselrolle in den Untersuchungen spielten in Auswertung der Reaktorkatastrophe von Fukushima Untersuchungen und Einschätzungen zum Anlagenverhalten bei Unfällen mit schweren Kernschäden.

Die Arbeitsergebnisse des Vorhabens sind in insgesamt 45 Berichten, Technischen Notizen bzw. Arbeitsmaterialien dokumentiert, darunter 24 GRS-V-Berichte. Im Weiteren werden die Ergebnisse zu den einzelnen Themen (Arbeitspaketen) zusammengefasst dargestellt.

- **Vorhabensmanagement und bilaterale Arbeitsplanung**

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

Im Vorhaben wurden mit den folgenden Partnern gemeinsame Untersuchungen abgestimmt und durchgeführt: BNRA, ENPRO (beide Bulgarien), EREC (Russland), SSTC NRS ARB, SSTC NRS, SNRIU (Ukraine), NRSC, ANRA (Armenien), UJD, VUJE (Slowakei), Gosatomnadzor und JIPNR-Sosny (Belarus), VARANS, VINATOM (Vietnam) und HZDR, DSR (Deutschland). Die Arbeiten erfolgten entsprechend Arbeitsplänen, die im Ergebnis der Abstimmungen mit den Partnern konkretisiert und aktualisiert wurden. Die GRS hat insgesamt 6 Unteraufträge mit 5 Partnerorganisationen aus 4 Ländern vergeben.

Erstmalig waren mit Gosatomnadzor, JIPNR-Sosny, VARANS und VINATOM Organisationen aus Belarus bzw. Vietnam in der Reihe der INT-Vorhaben beteiligt.

- **Erfassung des Bearbeitungsstandes von Modernisierungsprogrammen; Begleitung und Einschätzung ausgewählter Modernisierungsprogramme**

Der Bearbeitungsstand von Modernisierungsprogrammen wurde sowohl für Anlagen mit WWER-440 als auch mit WWER-1000 erfasst. Die Recherche für WWER-440 war auf Blöcke des Typs W-230 (W-179) und des moderneren Typs W-213 ausgerichtet.

Ausgehend von den Ergebnissen der Recherche wurde für ausgewählte Anlagen des Typs WWER-440/W-213 der Stand der Schwachstellenbeseitigung verglichen. Dieser Vergleich ist die Fortsetzung der Arbeiten in den Vorläufervorhaben zu Sicherheitsdefiziten, die von der IAEO Mitte der 90er Jahre identifiziert worden waren. Es zeigte sich, dass für alle untersuchten Anlagen noch offene Defizite der Kategorie III bestehen. In der höchsten Kategorie IV wurden für diesen Anlagentyp keine Schwachstellen festgestellt. Der aktualisierte Kenntnisstand zu den einzelnen Anlagen erlaubt es, einen wertvollen Quervergleich über das allgemeine Sicherheitsniveau an den unterschiedlichen Standorten, sowie Schlussfolgerungen über Bereiche mit punktuellen Sicherheitsdefiziten zu ziehen.

Einen weiteren Schwerpunkt im Arbeitspaket bildete die Einschätzung von Teilen des Modernisierungsprogramms für das KKW Armenien. Auf diesem Gebiet hat die GRS gemeinsam mit der armenischen Behörde ANRA aktuelle Fragen behandelt, die sich aus dem Modernisierungsprogramm ergaben. Eine herausragende Rolle spielten hierbei Untersuchungen zur Erweiterung des Leckstörfall-Spektrums im Hinblick auf die Filterkapazität des passiven Sumpfeinlaufsystems. In diesem Zusammenhang wurde eine Abschätzung der im Verlauf des Störfalls zum Sumpf gespülten Menge an Wärmeisolationmaterial durchgeführt.

Darüber hinaus erfolgten Durchsicht und Auswertung einer Analyse zur Modernisierung des Notkühlsystems im KKW Armenien-2 unter Berücksichtigung des erweiterten Leckstörfallspektrums. Hier gewonnen Erkenntnisse kamen in Rechnungen zur Einschätzung der Modernisierungsmaßnahmen mit den GRS-Codes ATHLET und COCOSYS zur Anwendung – ein Beispiel für die beabsichtigte Verzahnung zwischen den Arbeitspaketen innerhalb des Vorhabens. Sie ist zielführend und bewirkte eine qualitative Verbesserung der in den Einschätzungen getroffenen Aussagen durch anlagenspezifische Analysen unter Nutzung moderner Rechenprogramme.

Die Bewertung von Ergebnissen aus Untersuchungen zum EU-Stresstest für das KKW Armenien-2 vervollständigt die Arbeiten zu WWER-440-Anlagen. Im Einzelnen sind die derzeitigen technischen und administrativen Möglichkeiten zur Verhinderung bzw. Minderung von Unfällen mit schweren Kernschäden betrachtet und kommentiert worden.

Zu den Aufgaben im Arbeitspaket zählte die Erfassung des Bearbeitungsstandes von Modernisierungsprogrammen und Begleitung und Einschätzung ausgewählter Moder-

nisierungsprogramme für KKW mit WWER-1000/W-320. Die überwiegend auf die Bewertung neuer Informationen ausgerichteten Arbeiten betrafen die Gebiete:

- E- und Leittechnik;
- Unfallprozeduren (SAMG);
- Analysen zu PSA-1 und -2.

Die Arbeiten auf dem Gebiet E- und Leittechnik konnten erfolgreich abgeschlossen werden. Offene Fragen wurden mit dem Betreiber und der Behörde BNRA geklärt.

Zu den SAMG und zu den Probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) fanden im Arbeitspaket umfangreiche Diskussionen mit Experten der Partnerorganisationen statt. Konkrete Fragen gab es in der Vergangenheit zum Stand der PSA-2 und zu den geänderten SAMG für das KKW Kosloduj-5&6. Sie wurden von bulgarischer Seite beantwortet, in Meetings präsentiert und in Video- bzw. Telefonkonferenzen vorerst abschließend diskutiert. Insgesamt wird festgestellt, dass ein großer Teil der gegebenen Bemerkungen in den überarbeiteten PSA und SAMG für das KKW Kosloduj Berücksichtigung fand.

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

Das Arbeitspaket zu den Stör- und Unfallanalysen war das umfangreichste des Vorhabens. 7 ausländische Partnerorganisationen nahmen an der Bearbeitung teil. Dazu zählten NRSC, ANRA (beide Armenien), UJD (Slowakei), ENPRO (Bulgarien), SSTC NRS ARB (Ukraine) und LEI (Litauen), d. h. Organisationen, mit denen die GRS bereits über viele Jahre auf dem Gebiet der Störfallanalyse zusammenarbeitet. Neu hinzugekommen sind die Experten von VUJE (Slowakei). Mit ihnen wurden gemeinsame Untersuchungen zur Wasserstoffverteilung im Störfalllokalisierungssystem von Anlagen mit WWER-440/W-213 bei Unfällen mit schwerem Kernschaden begonnen.

Die Arbeiten zu Stör- und Unfallanalysen in KKW mit WWER-Reaktoren umfassten

- die Anwendung der gekoppelten GRS-Codes ATHLET und COCOSYS;
- die Untersuchung von Wasserstoffverteilungs- und -verbrennungsprozessen im Containment;

- Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen zu COCOSYS-Ergebnissen mit dem GRS-Programm SUSAS;
- die Adaption des COMB/FRONT-Modells in COCOSYS und seine Anwendung in Störfallanalysen;
- die Adaption und Pilotanwendung des MEDICIS-Modells in COCOSYS;
- die Erstanwendung des LAVA-Programms inklusive 3D-Ergebnisvisualisierung;
- die Bewertung der Filterkapazität von Sumpfeinlaufsystemen;
- Analysen mit ATHLET-CD zum Kühlaufschlag im Brennelement-Lagerbecken und
- das Screening von Informationen zu SAMG.

Die Kopplung von ATHLET und COCOSYS für Anlagen mit WWER-440/W-213 ist wesentlich vorangeschritten. Die ATHLET- und COCOSYS-Datensätze für das KKW Kola-3 wurden aktualisiert, modifiziert und gekoppelt. Eine erste Version des gekoppelten Programmsystems ATHLET 3.0A – COCOSYS V2.4v3 mit WWER-440/W-213 spezifischen Leittechnikreglern liegt vor. Ihre Ablauffähigkeit wurde in einer Testrechnung am Beispiel eines Kühlmittelverluststörfalles demonstriert.

In Zusammenarbeit mit dem NRSC (Armenien) sind Stör- und Unfallanalysen zur Wasserstoffproblematik im KKW Armenien-2 mit dem COCOSYS-Code durchgeführt worden. Im Datensatz fanden die im KKW umgesetzten Modernisierungsmaßnahmen Berücksichtigung. Die damit durchgeführten Rechnungen zu einem postulierten Unfall, KMV mit Ausfall der Notkühlung, beinhalteten sowohl den Druck- und Temperaturentlastung im Störfalllokalisierungssystem als auch die Untersuchung der Aerosol- und Spaltproduktverteilung inkl. Jodverhalten. Den abschließenden Schritt dieser Untersuchungen stellte eine COCOSYS-Variantenanalyse des Unfallszenarios unter Anwendung der Modelle zur Simulation von Wasserstoffzündung und Flammenausbreitung (COMB/FRONT) und von Beton-Schmelze-Wechselwirkungen (MEDICIS) mit feiner Nodalisation des Störfalllokalisierungssystems dar.

Die GRS hat mit dem SUSAS-Tool mehrere Studien zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse von COCOSYS-Ergebnissen eines postulierten Störfalles für das KKW Armenien-2 durchgeführt. Resultate und Schlussfolgerungen aus den Studien geben wertvolle Hinweise auf Randbedingungen und Modellparameter, die wesentlichen Ein-

fluss auf die untersuchten Kriterien wie z. B. Maximaldruck im Raumsystem und Masse des in die Umgebung ausgetragenen Kühlmittels haben.

Gemeinsam mit den Fachkollegen von UJD (Slowakei) hat die GRS mit dem COMB/FRONT-Modell in COCOSYS Untersuchungen zur Wasserstoffverbrennung und zur Flammenausbreitung für eine generische WWER-440/W-213-Anlage durchgeführt. Nach Implementierung wesentlicher Modellverbesserungen und Adaption von COMB/FRONT für WWER-440 sind umfangreiche Analysen mit COCOSYS zu einem Kühlmittelverluststörfall mit Ausfall aller aktiven Sicherheitssysteme erfolgt. Der Schwerpunkt der Unfalluntersuchung lag auf der Analyse der Wasserstoffverteilung und -verbrennung während der in-vessel Phase. Es zeigt sich, dass mit dem verbesserten Modell die Wasserstoffverbrennung realistischer simuliert wird, d. h. die Brenndauer bedeutend kürzer ist. Die Ergebnisse tragen zum tieferen Verständnis von Prozessen im Containment von WWER-440/W-213 bei.

In der Zusammenarbeit mit ENPRO (Bulgarien) wurde das MEDICIS-Modell in COCOSYS erstmalig in einer Unfallanalyse für KKW mit WWER-1000 angewendet. Mit MEDICIS werden die wichtigsten physikalischen und chemischen Phänomene während der Beton-Schmelze-Wechselwirkung bei Unfällen mit Versagen des Reaktor-druckbehälters und Freisetzen der Schmelze in die Reaktorgrube berechnet. Nach gemeinsamer Erfassung der Daten für das MEDICIS-Modell führten die Experten Variantenrechnungen mit unterschiedlichen Anfangskonfigurationen der Kernschmelze in der Reaktorgrube durch. Ein wichtiges Resultat der Rechnungen ist, dass unter Annahme des Übergangs von homogener zu geschichteter Schmelzekonfiguration eine wesentlich stärkere axiale Betonerosion berechnet wird als bei durchgehend homogener Schmelze.

Pilotanalysen für WWER-Anlagen mit LAVA waren ein weiteres Thema der Zusammenarbeit zwischen der GRS und ENPRO. LAVA ist ein Rechenprogramm zur Simulation des Ausbreitungsverhaltens und der Kühlung der Kernschmelze im Containment nach Unfällen mit schwerem Kernschaden und Versagen des Reaktor-druckbehälters. Die Arbeiten begannen mit der Zusammenstellung WWER-1000-spezifischer Daten für LAVA. Anschließend führten die Experten der GRS mit dem entwickelten Datensatz LAVA-Variantenrechnungen durch. Geändert wurden hierbei der Volumenstrom und Einströmtemperaturen der Schmelze. Plausible Zusammenhänge zwischen der Wahl der Randbedingungen und der Schmelzeausbreitung konnten aufgezeigt werden. Sie

sind für die Prozessberechnung in der Langzeitphase von Unfällen mit Versagen des Reaktordruckbehälters von großem Wert.

Die im Vorläufervorhaben begonnenen Unfalluntersuchungen mit COCOSYS für ukrainische KKW mit WWER-1000/W-320 wurden fortgesetzt. Im Fokus stand u. a. der Einfluss der Nodalisierung des Containments speziell für die Wasserstoffproblematik. Zur Untersuchung des notwendigen Nodalisierungsgrades des Containment-Kuppelbereiches wurde eine Vergleichsanalyse mit feiner und grober Nodalisierung bei einem Unfall mit totalem Spannungsausfall durchgeführt. Im Ergebnis zeigten sich lediglich zu Beginn der in-vessel Phase deutliche Unterschiede in der lokalen Wasserstoffkonzentration, was darauf zurückzuführen ist, dass die Raumanordnung im Containment von WWER-1000 Anlagen eine gute Durchmischung der Atmosphäre bei Stör- und Unfällen begünstigt.

Erstmalig wurde im Rahmen des Vorhabens mit COCOSYS eine komplexe Unfallanalyse für eine WWER-1000 Anlage unter Anwendung des MEDICIS-Modells zur Simulation der Beton-Schmelze-Wechselwirkung nach RDB-Versagen und des Modells für Wasserstoff-Rekombinatoren durchgeführt. Es zeigte sich, dass insbesondere die Dampfproduktion aus dem Kontakt der Schmelze mit Wasser in den Räumen um die Reaktorgrube eine entscheidende Rolle beim langzeitigen Druckaufbau im Containment spielt. Weitere Schwerpunkte der Arbeit waren die Modellierung der russischen Wasserstoffrekombinatoren RVK und die Ergebnisvisualisierung mit ATLAS. Beide Punkte sind in den Diskussionen, die zu Unfallabläufen auf bilateraler wie auch auf internationaler Ebene gegenwärtig geführt werden, von großer Bedeutung.

Zusätzlich zu diesen Arbeiten wurden Fachkollegen des SSTC NRS in das Programm GRS-MIX eingeführt. Dieses Programm dient der Berechnung lokaler Temperaturverteilungen im Ringraum des Reaktordruckbehälters unter Berücksichtigung lokaler thermischer Mischungsvorgänge bei der Einspeisung von Notkühlwasser. Im Nachgang zum Training wurden von SSTC NRS Rechnungen zu einer WWER-1000-Anlage angefertigt, deren Ergebnis-Plausibilität von der GRS überprüft wurde.

Eine im Zusammenhang mit der Katastrophe von Fukushima in das Vorhaben aufgenommene Aktivität beinhaltete Analysen mit dem GRS-Programm ATHLET-CD zum Verhalten des Brennelementlagerbeckens einer WWER-1000 Anlage bei Ausfall der Beckenkühlung. Die Analysen wurden gemeinsam mit ENPRO (Bulgarien) durchgeführt. Die ENPRO-Experten stellten die notwendigen Anlagendaten bereit. Die GRS

übernahm die Datensatzerstellung und führte die ersten Analysen durch. Es folgten Variantenrechnungen unter Änderung der Strömungspfade. Die Rechenergebnisse zeigen bei relativ geringer Leistung der gelagerten Brennelemente eine Freilegung der Brennelemente, gefolgt von einer Eskalation der Brennelementhüllrohrtemperaturen und der damit einhergehenden Wasserstoffherzeugung. Es handelt sich bei diesen Rechnungen um Pilotanalysen mit ATHLET-CD für WWER-Anlagen.

Die armenische Aufsichts- und Genehmigungsbehörde ANRA und die GRS haben gemeinsam an der Bewertung der Filterkapazität des sicherheitsertüchtigten Sumpfeinlaufs im KKW Armenien gearbeitet. Die durchgeführten Untersuchungen erfolgten parallel zur Abschätzung des freigesetzten Isolationsmaterials beim postulierten neuen Auslegungstörfall Abriss einer Druckhalteranschlussleitung und konzentrierten sich auf die Berechnung des Druckverlustes über das mit Isolationsmaterial verstopfte Sieb am Sumpfeinlauf. Hierbei kam das Modell zur Sumpfsiebverstopfung durch Isolationsmaterial erstmalig für WWER-Anlagen zur Anwendung. Unter den dokumentierten Bedingungen ist die Filterkapazität auch bei erweitertem Leckstörfall-Spektrum ausreichend. Die Untersuchungen stehen in direktem Zusammenhang mit den Arbeiten zur Bewertung des modernisierten Sumpfeinlaufes im KKW Armenien und zeugen von der Umsetzung der komplexen Betrachtungsweise innerhalb des Vorhabens.

Zur Einschätzung ausgewählter Störfallprozeduren für das KKW Armenien-2 wurden vorbereitend umfangreiche Arbeiten zur Modifikation des ATLAS-Analysesimulators für WWER-440/W-230 durchgeführt. Die hierfür notwendigen Daten sind in der Kooperation mit NRSC zusammengestellt worden. Im Ergebnis legte die GRS eine ablauffähige Version des Analysesimulators KKW Armenien-2 vor, die in Zukunft von armenischer als auch von deutscher Seite z. B. zur Bewertung von Störfallprozeduren verwendet werden soll.

In Fortführung der Arbeiten zur Einschätzung von Handlungsempfehlungen bei Unfällen (SAMG) für das KKW Kosloduj-5&6, die im Rahmen eines EU-Vorhabens 2005/2006 erfolgten, führten Experten der GRS ein Screening von Informationen zu den überarbeiteten Handlungsempfehlungen durch.

Im Vorfeld zu Untersuchungen von Handlungsempfehlungen bei Unfällen in Anlagen mit WWER-440/W-213 sind mit VUJE (Slowakei) Vergleichsrechnungen mit COCOSYS und MELCOR zu Wasserstoffverteilungs- und verbrennungsprozessen bei einem postulierten Unfall im Containment von WWER-440/W-213 begonnen worden.

Nach dem Abgleich der Eingabedaten für beide Codes wurden erste Rechnungen durchgeführt.

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

Die im INSC-Vorhaben BE/RA/06 der Europäischen Union begonnene Einarbeitung belarussischer Wissenschaftler in die Rechenprogramme ATHLET, COCOSYS, ASTEC und DYN3D wurde im Vorhaben fortgesetzt. Die Arbeiten im INT Ost/INSC hatten Brückenfunktion zum in Diskussion befindlichen INSC-Anschlussvorhaben BE/RA/07. Sie konzentrierten sich auf codespezifische Trainingsaufgaben.

Ergänzend wurde bei der GRS in Vorbereitung der COCOSYS-Analysen zum KKW Ostrovets das neu in den Code implementierte Gebäudekondensatormodell getestet.

Im August 2012 fand für die Qualifizierung der vietnamesischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde VARANS in der GRS Berlin ein Training von VARANS-Mitarbeitern statt. Ziel des Trainings war es einerseits, die vietnamesischen Kollegen zunächst mit den Aufgabenfeldern vertraut zu machen, die sie als Genehmigungsorganisation in Zukunft zu bewältigen haben und für die bei der GRS Erfahrungen vorliegen. Andererseits war es Ziel der GRS, ein Bild über den Entwicklungsstand von VARANS vermittelt zu bekommen.

Auf Grundlage der im Vorläuferprojekt durchgeführten Recherchen wurden die Arbeiten zur Erfassung des aktuellen Entwicklungsstandes der Kerntechnik in Ländern, die beabsichtigen, Anlagen mit WWER zu installieren, kontinuierlich fortgesetzt. Wesentliche Informationen zum Entwicklungsstand der ausgewählten nuklearen Aufsichtsbehörden konnten aus den laufenden INSC-Vorhaben gewonnen werden. Schwerpunktländer waren hierbei Belarus und Vietnam.

- **Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Entsorgung von radioaktiven Abfällen**

Die Schaffung von Voraussetzungen für eine sichere Stilllegung und Demontage von Kernkraftwerken als auch der sichere Umgang mit radioaktiven Materialien ist ein nicht

abtrennbarer Bestandteil des sicheren Betriebs einer kerntechnischen Anlage. Im Vorhaben wurden einzelne sicherheitstechnisch wichtige Aspekte der Stilllegung kerntechnischer Anlagen und der Entsorgung radioaktiver Abfälle in Armenien, Bulgarien, Litauen, Russland und in der Ukraine analysiert und der gegenwärtigen Sachstand auf diesem Gebiet erfasst.

Im Mittelpunkt der Recherchen sowie der mit den ausländischen Experten geführten Diskussionen 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.

- **Bewertung neuer Reaktorkonzepte und ihrer evolutionären Sicherheitsauslegung; Gremien auf regulatorischer Ebene**

Die gewonnenen Erkenntnisse und dargelegten Informationen über das überarbeitete Genehmigungsverfahren in Großbritannien zeigen eindrucklich, dass bei Genehmigungsverfahren neuer Reaktorkonzepte nicht nur hinsichtlich der evolutionären oder innovativen Sicherheitstechnik neue Fragestellungen aufgeworfen werden, sondern, dass diese Verfahren in manchen Ländern auch verfahrenstechnisch und inhaltlich deutlich gegenüber den Genehmigungsverfahren für die in Betrieb befindlichen Anlagen verändert wurden. Das Genehmigungsverfahren in Großbritannien spiegelt zentrale und sicherheitstechnisch bedeutsame Themen und Entwicklungen im Bereich der neuen Reaktoren wider.

Diese konzeptionellen Entwicklungen können maßgeblichen Einfluss auf das in den neuen Anlagen realisierte Sicherheitsniveau haben. Um ein schlüssiges Bild über die internationalen Bauvorhaben zu gewinnen und diese bewerten zu können, sind daher neben den vertieften Kenntnissen über neue Reaktorkonzepte und -technologien auch detaillierte Einblicke in veränderte regulatorische Ansätze notwendig. Auf diese Weise kann die GRS gewährleisten, dass Empfehlungen und Bewertungen vor dem Hintergrund der Kenntnis der internationalen Praxis ausgearbeitet und ausgesprochen werden können.

- **Fazit**

Nach Einschätzung aller beteiligten Organisationen leistete das Vorhaben einen wesentlichen Beitrag zur Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit in Europa und über die Grenzen Europas hinaus. Es war fachlich mit den technischen Arbeitspaketen breit angelegt und gab mit seiner Struktur die Möglichkeit der Verzahnung verschiedener Fachgebiete und damit zur komplexen Betrachtung ausgewählter Problemkreise.

Der Know-how-Gewinn aus dem Arbeitsprozess selbst und schließlich aus den Ergebnissen der fünf Arbeitspakete wird sowohl bei der GRS als auch auf Seiten der Partnerinstitutionen als hoch eingestuft. Dies gilt insbesondere für die umfangreichen Stör- und Unfallanalysen zur Bewertung von Sicherheitsertüchtigungsmaßnahmen in Anlagen mit WWER. Hier wurde in der Kooperation an vielen Stellen Neuland beschritten. Als Beispiele dafür stehen:

- Untersuchungen zur Flammenausbreitung bei Wasserstoffbränden in Containments von KKW mit WWER bei Unfällen;
- Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen zu Ergebnissen aus Störfalluntersuchungen mit dem COCOSYS-Code;
- Unfallanalysen unter Berücksichtigung der Beton-Schmelze-Wechselwirkungen in der Reaktorgrube nach Versagen des Reaktordruckbehälters.

Durch die im Vorhaben gewonnenen Erkenntnisse konnte die GRS ihr Instrumentarium komplettieren und weiter daran arbeiten, in der Lage zu sein, für alle in Betrieb befindlichen KKW mit WWER unabhängige Analysen auf qualitativ hohem Niveau durchführen zu können.

Literaturverzeichnis

Der überwiegende Teil der nachfolgend aufgelisteten Berichte (Technische Notizen) ist Ergebnis der Zusammenarbeit mit den Partnerorganisationen. Diese Berichte enthalten vertraulich zu behandelnde Anlagendaten, die zur Weitergabe an Dritte das Einverständnis der Partner voraussetzen.

- /ARN 12/ Arndt, S.: Response of the WWER-1000 dome nodalisation to hydrogen concentration (SBO scenario in NPP Zaporoshje-5), Working Material GRS-M-3611I01512-1/2012, GRS Berlin, June 2012
- /ARN 12a/ Arndt, S., P. Kelm, H. Wolff: Screening of ANPP sump strainer's documentation with respect to extended DBA 2F DN200, Technical Note GRS-V-3611I01512-4/2012, GRS Berlin, December 2012
- /ARN 13/ Arndt, S., I. Bakalov: Implementation of a model for Russian RVK hydrogen recombiners into COCOSYS and model verification, Technical Note GRS-V-3611I01512-4/2013, GRS Berlin, July 2013
- /ARN 13a/ Arndt, S.: Review of ANRA answers to the GRS report on ANPP sump strainer's screening, Working Material GRS-M-3611I01512-1/2013, GRS Berlin, June 2013
- /ARN 14/ Arndt, S.: Präsentation: "Summary on COCOSYS training performed in BE/RA/06 and INT Ost/INSC for JIPNR Sosny and GAN Minsk", Projektmeeting im INT Ost/INSC, AP 4.1, GRS Berlin, 27. Mai 2014
- /BAK 11/ Bakalov, I., H. Wolff, S. Arndt, M. Kloos: Application of SUSA for an uncertainty and sensitivity analysis of COCOSYS results for WWER-440/213 containments (Revision 1), Technical Note GRS-V-3611I01512-1/2011, GRS Berlin, December 2011
- /BAK 12/ Bakalov, I., S. Arndt: Study on the effect of COCOSYS/Front model application on the thermal-hydraulic response of a generic WWER-440/213 containment, Technical Note GRS-V-3611I01512-2/2011, GRS Berlin, September 2012

- /BAK 12a/ Bakalov, I.: Study on MCCI processes with MEDICIS module for a WWER-1000/320 containment (reference plant Kozloduy-5/6); Technical Note GRS-V-3611I01512-1/2012; GRS Berlin, June 2012
- /BAK 13/ Bakalov, I.: Application of COMB/FRONT models in COCOSYS for a generic WWER-440/213 containment, Presentation at the Seminar on GRS code development, validation and application, GRS Garching, March 12-14, 2013
- /BAK 13a/ Bakalov, I.: Criteria for evolution of corium pool configuration in MEDICIS, Presentation at the Technical Meeting with ENPRO, GRS Garching, March 2013
- /BAK 13b/ Bakalov, I.: Evaluation of the effective Heat Transfer Coefficients in oxide melt by GRS, Technical Meeting with ENPRO, Presentation at the Meeting with ENPRO, GRS Garching, March 2013
- /BAK 13c/ Bakalov, I., Wolff H., Arndt S.: Study on corium spreading processes with the LAVA code for a WWER-1000/320 containment (reference plant Kozloduy-5/6), Technical Note GRS-V-3611I01512-10/2013, GRS Berlin, December 2013
- /BAK 14/ Bakalov, I., Arndt S., Wolff H.: First GEKO model application for the thermal-hydraulic response of a generic WWER-1200 containment to LOCA, Technical Note GRS-V-3611I01512-1/2013, GRS Berlin, April 2014
- /BNS 11/ Benison, S.: CCSUP measures, in regulatory review of which the GRS participation in calculating assessment could be discussed with SNRIU/SSTC (List of measures), GRS Berlin, November 2011
- /CON 12/ „COCOSYS studies on the ALS response to DBA and BDBA“, Contract 3611I01512 - 845514/03 - UA-3130 between Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH and Nuclear and Radiation Safety Centre (NRSC) of Armenian Nuclear Regulatory Authority, August 2012

- /CON 12a/ „Training von Wissenschaftlern aus Belarus zum Reaktordynamikprogramm DYN3D“, Vertrag 3611I01512 - 845514/04 - UA-3091 zwischen der GRS und dem Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR), Mai 2012
- /CON 12b/ „Erweitertes Training für die Handhabung des Reaktordynamikcodes DYN3D für Experten der belarussischen Atomaufsichtsbehörde“, Vertrag 3611I01512 – 845514/04 - UA-3132 zwischen der GRS und dem Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR), Dezember 2012
- /CON 12c/ "Investigation of hydrogen reduction concept for Ukrainian NPP with WWER-1000", Contract 3611I01512 - 845514/03 - UA-3131 between Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH and State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety, Analytical Research Bureau for Nuclear Safety (SSTC NRS ARB), September 2012
- /CON 13/ "Mitwirkung am Workshop "On radiological characterization and Clearance of material from regulatory control"; ENPRO Office Sofia, 19/20 November 2013", Vertrag 3611I01512 - 845514/05 - UA-3241 zwischen der GRS und der DSR Ingenieurgesellschaft mbH, November 2013
- /CON 14/ „Outline on EREC PSB experiments“, Contract 3611I01512 - 845514/04 - UA-3244 between Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH and Electrogorsk Research and Engineering Center for NPP Safety (EREC), March 2014
- /COO 12a/ Cooperation Agreements in the Field of Nuclear Safety Research with VARANS and VUJE Trilateral Meeting on Cooperation in Nuclear Safety Research, Meeting Agenda, April 12/13, 2012, GRS, Garching
- /CSS 11/ CCSUP/Concise Complex Safety Upgrading Programme, NPP Report NSR UP-PMG-S-DOC-001-02, 2011, rev. 0
- /DIF 14/ Dierschow, F.: Überblick zur Entwicklung der Kerntechnik in ausgewählten INSC-Partnerländern mit Bezug zu russischer Reaktortechnologie und zu Erfordernissen beim Aufbau behördlicher und gutachterlicher Kapazitäten, Technische Notiz GRS-V-3611I01512-1/2014, GRS Berlin, Juni 2014

- /DSR 13/ Konzept für ein Seminar zum Thema Aktivierungsrechnungen und Beprobung von RDB / RDB-Einbauten / BioSchild eines DWR für Vorbereitung und Durchführung des Rückbaus (am Beispiel KKS), DSR Berlin, Stand 25.06.2013
- /GRS 11/ Wolff, H.: Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit TSO und atomrechtlichen Behörden zur nuklearen Sicherheit von KKW sowie zur Einschätzung nuklearer Risiken in Osteuropa und anderen Regionen (Vorhaben 3608I01512 - INT Ost), Abschlussbericht, GRS-A-3603, Juni 2011
- /HJP 11a/ Wolff, H.: Arbeitsprogramm 3611I01512 für das 2. Halbjahr 2011, GRS, Stand: 14.11.2011
- /HJP 11/ Wolff, H.: Arbeitsprogramm 3611I01512 für das 2. Halbjahr 2011 (Entwurf), GRS, Stand: 29.09.2011
- /HJP 14/ Wolff, H.: Arbeitsprogramm 3611I01512 für das Jahr 2014, GRS, Stand: 20.03.2014
- /HOL 13/ Hollands, T.: Arbeiten zum Brennelementlagerbecken, Übersichtsvortrag auf dem GRS internen ATHLET-CD Diskussion am 24. Januar 2013, GRS Berlin
- /HOL 14/ Hollands, T.: Results of ATHLET-CD investigations for an accident scenario resulting from SFP cooling failure, Technical Note GRS-V-3611I01512-9/2013, GRS Garching, June 2014
- /HOV 13/ Investigation of ANPP accident localization system response to a severe accident scenario, part 1, Report, Contract 3611I01512 - 845514/03 UA – 3130, Tasks B1-B3: RT-GRS-01/12–B1-B3-001, NRSC, Yerevan, December 2013
- /HOV 14/ Investigation of ANPP accident localization system response to a severe accident scenario, Report, Contract 3611I01512 - 845514/03 UA – 3130, Tasks C1-C3: RT-GRS-01/12–C1-C3-001, rev. 3, NRSC, Yerevan, February 2014

- /HOV 14a/ Investigation of ANPP accident localization system response to a severe accident scenario, part 2, Report, Contract 3611I01512 - 845514/03 UA – 3130, Tasks B1-B3: RT-GRS-01/12–B1-B3-001, NRSC, Yerevan, February 2014
- /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 96/ Safety Issues and their Ranking for WWER-440 Model 213, Nuclear Power Plants, IAEA-EBP-WWER-03, April 1996
- /IMI 13/ Imielski, P., G. Pretsch, L. Küchler: Radioactive Waste Management and Decommissioning of Nuclear Power Plants in Eastern Europe, Technical Note GRS-V-I0801512-3/2013, GRS Berlin, June 2013
- /IMI 13a/ Imielski, P., L. Küchler: 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
- /KEL 11/ Kelm, P., H. Teske: Technical Report on Nuclear Safety Improvement in Ukraine, Draft submitted for consideration by ENSREG WG 1, Technical Note GRS-V-3611R01503-02/2011, GRS Berlin, December 2011
- /KEL 14/ Kelm, P., S. Benison: Assessment of the resolution degree of the safety issues for WWER-440/W-213, Technical Note GRS-V-I0801512-2/2013, GRS, Berlin, Mai 2014
- /KKR 12/ Krmoian, K.: Kurzbericht zur Unterstützungstätigkeit der GRS bei der Weiterentwicklung des QM-Systems der armenischen TSO, GRS/NRSC-Meeting 19.-23.11.2012 in Jerewan, Armenien, Technische Notiz GRS-V-3611I01512-5/2012, GRS, Berlin, Dezember 2012

- /KLS 08/ Kloos, M.: SUSAs, Software for Uncertainty and Sensitivity analyses, Version 3.6, User's Guide and Tutorial, GRS-P-5, GRS, October 2008
- /KUC 12/ Küchler, L.: Draft regulation on clearance of NPP sites, Working Material GRS-M-3611I01512-4/2012, GRS Berlin, October 2012
- /LOE 13/ Löffler, H.: Notes of the Videoconference on PSA Level 2 for the Kozloduy-5/6 NPP, Videoconference on March 25, 2013 between BNRA (Sofia), RiskEngineering (Sofia) and GRS (Berlin & Cologne), March 25, 2013
- /MAL 12/ ATHLET Input Information for WWER-440-rev2, Working Material, June 2012
- /MAL 13/ Improvement of the COCOSYS input deck for ANPP-2 with the configuration after plant modernization and calculation of a DBA scenario, Contract 3611I01512 - 845514/03 - UA- 3130, Tasks A1-A3: RT-GRS-01/12-A-001, rev. 3, NRSC, Yerevan, March 6, 2013
- /MIN 11/ Protokoll zum Treffen zwischen GRS, SNRIU und SSTC zur bilateralen Zusammenarbeit im Rahmen der BMU-Vorhaben in den Jahren 2011/2012 (in Russisch), 7. November 2011, EUROSAFE Forum, Paris
- /MIN 11a/ Minutes of the Project Meeting on Tasks 2 and 3 of the Project Program, October 11, 2011, GRS Berlin
- /MIN 11b/ Minutes of the Project Meeting on Task 3 of the Project Program, November 30, 2011, GRS Berlin
- /MIN 11c/ Minutes of the Project Meeting on Task 4 of the Project Program, December 22, 2011, Gosatomnadzor Minsk
- /MIN 12/ Minutes of the Cooperation Meeting GRS - ANRA, NRSC, June 7, 2012, ANRA, NRSC, Yerevan
- /MIN 12a/ Minutes of the Training of SSTC NRS experts in applying the GRS-MIX tool, October 16, 2012, GRS, Garching

- /MIN 12b/ Minutes of the Project Meeting on Tasks 2 and 3 of the Project Program, November 9, 2012, GRS Berlin
- /MIN 12c/ Minutes of the Project Meeting on Task 4 of the Project Program, May 24, 2012, JIPNR, Sosny
- /MIN 12d/ Minutes of the Training Course for VARANS, August 24, 2012, GRS, Berlin
- /MIN 12e/ Minutes of the Project Meeting on Task 4 of the Project Program, December 12, 2012, JIPNR, Sosny
- /MIN 12f/ Minutes of the Project Meeting on Task 3 of the Project Program, December 7, 2012, GRS Berlin
- /MIN 12g/ Minutes of the Project Meeting on Task 3 of the Project Program, March 21, 2012, ENPRO, Sofia
- /MIN 12h/ Minutes of the Cooperation Meeting GRS - SSTC NRS, March 1, 2012, SSTC NRS, Kiev
- /MIN 12i/ Minutes of the VUJE-GRS meeting, May 4, 2012, GRS, Garching
- /MIN 13/ Minutes of the Project Meeting on Tasks 2 and 3 of the Project Program, June 19, 2013, GRS Garching
- /MIN 13a/ Minutes of the Project Meeting on Task 4 of the Project Program, April 4, 2013, GRS, Berlin
- /MIN 13b/ Minutes of the Project Meeting on WPs 2, 3 and 4 of the Project Program, August 28, 2013, VUJE Trnava
- /MIN 13c/ Minutes of the Workshop on radiological characterization and Clearance of material from regulatory control (Task 5 of the Project Program), November 19/20, 2013, ENPRO Office, Sofia
- /MIN 13d/ Minutes of the Project Meeting on Task 8 of LV2 and Task 3 of INT Ost/INSC, March 11, 2013, GRS Garching

- /MIN 13e/ Minutes of the Cooperation Meeting GRS – BNRA with participation of RiskEngineering and KNPP experts, February 27, 2013, BNRA, Sofia
- /MIN 13f/ Minutes of the Cooperation Meeting on Task 5 of the Project Program, March 6, 2013, ENPRO Office, Sofia
- /MIN 13g/ Minutes of the Cooperation Meeting GRS - SSTC NRS ARB, November 13, 2013, Riskaudit office, Kiev
- /MIN 13h/ Minutes of the Project Meeting on Task 3 of the Project Program, December 3, 2013, GRS Berlin
- /MIN 13i/ Minutes of the Project Meeting on Task 3 of INT Ost/INSC, December 11, 2013, GRS Berlin
- /MIN 14/ Minutes of the Project Meeting on Task 3 of the Project Program, March 13, 2014, GRS Garching
- /MIN 14a/ Minutes of the Project Meeting on Work Package 3 of the Project Program, January 22, 2014, GRS Berlin
- /MIN 14b/ Minutes of the Cooperation Meeting GRS - SSTC NRS ARB, January 16, 2014, GRS Berlin
- /MIN 14c/ Minutes zum Projektmeeting im AP 4.1 des Projektprogramms, 27. Mai 2014, GRS, Berlin
- /MIN 14d/ Minutes of the Cooperation Meeting GRS – EREC, May 22, 2014, GRS Berlin
- /MIN 14e/ Minutes of the Meeting on Task 5 of the Project Program, May 23, 2013, JSO Office, Kiev
- /MIN 14f/ Minutes of the Project Workshop on WP 4.2 of the Project Program, May 22, 2014, JIPNR Sosny Minsk
- /MIN 14g/ Minutes of the Project Meeting on WP 3 of the Project Program, February 19, 2014, GRS Berlin

- /MIN 14h/ Minutes of the Project Workshop on WP 4 of the Project Program, May 21, 2014, Gosatomnadzor, Minsk
- /MIN 14i/ Minutes of the Project Meeting on Task 3 of INT Ost/INSC, March 10, 2014, GRS Garching
- /PIL 13/ Piljugin, E, P. Kelm: Assessment of the resolution degree of remaining safety issues at Kozloduy NPP Units 5/6, developed by GRS and SEC NRS, Report concerning selected Electrical and I&C safety issues, Technical Note GRS-V-3611I01512-5/2013, GRS Berlin, June 2013
- /PUS 11/ Beyond Design Basis Accident Analyses for NPP with WWER-1000, Performance of COCOSYS calculations with special focus on hydrogen distribution - Task A.3 report, SSTC NRS ARB, Kiev, June 2011
- /PUS 13/ Investigation of hydrogen reduction concept for Ukrainian NPP with WWER-1000, Contract No. 3611I01512 845514/03 UA – 3131, Technical Note on Task A - Modification of a WWER-1000 COCOSYS input deck for its application in accident analyses for a selected BDBA scenario, ARB SSTC, Kiev, August 2013
- /PUS 14/ Investigation of hydrogen reduction concept for Ukrainian NPP with WWER-1000, Contract No. 3611I01512 845514/03 UA – 3131, Technical Note on Task B - Performance of COCOSYS calculations with special focus on reduction of hydrogen concentration and hydrogen distribution, SSTC NRS ARB, March 2014
- /PUS 14a/ Investigation of hydrogen reduction concept for Ukrainian NPP with WWER-1000, Contract No. 3611I01512 845514/03 UA – 3131, Technical Report on Task C – Investigation of ex-vessel phase for SBO scenario with MEDICIS, SSTC NRS ARB, June 2014
- /REP 11/ Extension of new (Ver6) COCOSYS input deck for Kola-3 NPP with data necessary for aerosol and fission products simulation, Technical Report on Task A.5 of the subcontract I0801512-845513/03-UA-2851 between SEC NRS and GRS, SEC NRS, Moscow, March 2011

- /RIJ 13/ Study on MCCI processes for Kozloduy NPP Units 5 and 6, Comparison of COCOSYS/MEDICIS and MELCOR 2.1 results, Technical Report DTR-ENPR-1307, ENPRO, Sofia, November 2013
- /RIJ 14/ Loss of cooling of the WWER-1000 SFP – comparison ATHLET-CD – MELCOR, Technical Note DTR-ENPR-1405, ENPRO, Sofia, June 2014
- /RIS 06/ RISKAUDIT Report N° 883, Final Report of the Phare Project 2004/016-815.01.01, Severe Accident Management Guidelines (SAMG) review and assessment in compliance with international requirements, December 2006
- /RIS 09/ RISKAUDIT Report N° 1269, Technical Report Task 11, Project N° U3.IA/03-3 (UK/TS/32), Assessment of the modernisation program for operating Ukrainian NPPs (Stage 2) “Svodnaya programma”, follow up UK/TS/23 project, May 2009
- /RNP 09/ Report on Performed Evaluation of the RNPP Safety level compared to internationally recognized Safety Standards and Nuclear Safety Requirements, RNPP 2009, (NPP Self-Assessment Report)
- /SAM 06/ AVN, GRS, IRSN, ITER Consult/UPI, VEIKI, INRNE, EI, Beneficiary BNRA Task 1.2a, 1.3a (KNPP 5&6) Report - Review and assessment of SAMG for KNPP and of the performed severe accidents analyses; prepared in the frame of the PHARE Project 2004/016-815.01.01: Severe Accident Management Guidelines (SAMGs) Review and Assessment in Compliance with International Requirements, August 2006
- /SEM 13/ Nodalization scheme and its characteristics for the system of four pressure vessels for simulation of blowdown, Report No. 1, JIPNR-Sosny, NASB, Minsk 2013
- /SEM 13a/ Geometrical characteristics of the system of four pressure vessels for simulation of blowdown, Report No. 2, JIPNR-Sosny, NASB, Minsk 2013
- /STG 11/ Steinborn, J.: ATHLET Input Specification for WWER-440 ANPP Working Material, GRS Berlin, November 2011

- /STG 12/ Steinborn, J.: Anpassung des ATLAS Analysesimulators KKW Kola-1/2 (WWER 440/W-230) zur Nutzung für die Anlage KKW Armenien-2 (WWER 440/W-270); Statusbericht 2012, Arbeitsmaterial GRS-M-3611I01512-2/2012, GRS Berlin, Dezember 2012
- /STG 12a/ Steinborn, J.: Five Vessels High-Pressure System for Blowdown Simulation, - Training Task for Use of Thermal-Hydraulic Code ATHLET -, Working Material GRS-WM-3611I081512-1/2012, GRS Berlin, January 2012
- /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
- /STG 14/ Steinborn, J.: Support to UJD on ATHLET application for WWER-440/213 plants, Working Material GRS-M-3611I01512-2/2014, GRS Berlin, February 2014
- /STG 14a/ Steinborn, J.: Modernisation of Kola-3/4 NPP (WWER-440/W-213) ATHLET and COCOSYS Input Decks for Use in Coupled Analyses, Technical Note GRS-V-3611I01512-2/2014, GRS Berlin, June 2014
- /TEH 14/ Teske, H.: Dienstreisebericht zum „RCF Collaboration Meeting with EC“ vom 7.-10. April 2014 in Brüssel, GRS Berlin, 25. April 2014
- /TOP 13/ KNPP answers to the findings, presented in RISKAUDIT Report No 878 (sent by email via BNRA), Sofia, April 8, 2013
- /VUJ 12/ 1st Bilateral VUJE – GRS meeting, Programme, Trnava, August 16/17, 2012
- /WAM 14/ Walter, M., J. Oldenburg: Generic Design Assessment: Das überarbeitete Verfahren zur Genehmigung von Sicherheitsauslegungen neuer Reaktoren in Großbritannien, Technische Notiz GRS-V-3611I01512-11/2013, GRS Köln, Februar 2014

- /WFF 12/ Wolff, H. et al.: 1. Sachstandsbericht zum Vorhaben 3611I01512, Technische Notiz GRS-V-3611I01512-3/2012, GRS Berlin, Juli 2012
- /WFF 12a/ Wolff, H.: SUSAs study for WWER-440/270 LOCA analysis with COCOSYS (variant NDBA_3, April / May 2012), Presentation at the INT Ost/INSC & LV2 Projects Meeting with ANRA and NRSC, June 5-7, 2012, Yerevan
- /WFF 12b/ Wolff, H., S. Arndt, I. Bakalov, M. Kloos: Uncertainty and sensitivity analysis with SUSAs for COCOSYS results to WWER-440/270; Technical Note GRS-V-3611I01512-2/2012, GRS Berlin, October 2012
- /WFF 13/ Wolff, H.: 2. Sachstandsbericht zum Vorhaben 3611I01512, Technische Notiz GRS-V-3611I01512-8/2013, GRS Berlin, August 2013
- /WFF 13a/ Wolff, H., M. Sonnenkalb: Notes to the telephone conference on MELCOR calculations for the PSA level 2 for the Kozloduy-5/6 NPP, Telephone conference between BNRA (Sofia), RiskEngineering (Sofia) and GRS (Berlin & Cologne), April 5, 2013
- /WFF 13b/ Wolff, H.: Uncertainty & sensitivity study with SUSAs for a COCOSYS accident analysis to NPP with WWER-440/270, Präsentation auf dem INT Ost/INSC Projektmeeting mit VUJE, GRS Garching, 19. Juni 2013
- /WFF 13c/ Wolff, H., P. Kelm: Riskaudit comments and questions on chapter 6 of "Stress Test Report for Armenian NPP", Metsamor 2012, GRS Berlin, June 11, 2013
- /WFF 13d/ Wolff, H.: Uncertainty & sensitivity study with SUSAs for a COCOSYS accident analysis to NPP with WWER-440/270, Presentation at ENSTTI tutoring, GRS Berlin, November 2013
- /WFF 14/ Wolff, H.: Detaillierte Zusammenfassung der Arbeitsergebnisse über die Gesamtlauzeit des Vorhabens 3611I01512, Technische Notiz GRS-V-3611I01512-3/2014, VS - NfD, GRS Berlin, Juni 2014

- /WFF 14a/ Wolff, H., P. Kelm, I. Bakalov: Assessment of KNPP answers from utility side on RISKAUDIT findings to SAMG for Kozloduy-5/6 NPP, Working material GRS-M-3611I01512-1/2014, GRS Berlin, March 2014
- /WFF 14b/ Wolff, H., I. Bakalov, S. Arndt: COCOSYS - MELCOR comparison calculation on hydrogen distribution in a generic WWER-440 Bubble Condenser Containment, GRS Berlin, June 2014
- /ZKH 07/ Zabka, H., H. Melchior: Zusammenstellung des Standes der Maßnahmen zur Beseitigung von Sicherheitsdefiziten in ausgewählten WWER-Anlagen, Technische Notiz GRS-V-INT 9161-1/2007, GRS Berlin, April 2007

Abbildungsverzeichnis

Abb. 3.1	Vollständig gelöste Sicherheitsdefizite in KKW mit WWER-440/213	15
Abb. 3.2	Auszug aus dem Vortrag über die Ergebnisse des EU-Vorhabens Phare 2004/016-815.01.01	18
Abb. 4.1	ATHLET, WWER-440/W-213, stationäre Temperaturverteilung im detaillierten Dampferzeugermodell	23
Abb. 4.2	COCOSYS, KKW mit WWER-440/W-213, Nodalisierung des hermetischen Raumsystems (links) und des Nasskondensators (rechts)	25
Abb. 4.3	COCOSYS, KKW Armenien-2, Unfallanalyse, 41-Zonen-Nodalisierung	28
Abb. 4.4	LAVA, Schmelzoberfläche 80 s nach RDB-Versagen.....	37
Abb. 4.5	COCOSYS, ATLAS, WWER-1000/W-320, SBO, Wasserstoffkonzentration unter der Containmentkuppel	40
Abb. 4.6	ATHLET-CD, WWER-1000/W-320, Ausfall der Kühlung im BE-Lagerbecken, Nodalisierung des BE-Lagerbeckens	47
Abb. 4.7	ATHLET-Analysesimulator, Übersichtsbild für WWER-440/W-230.....	50
Abb. 4.8	ATHLET AS, interaktive grafische Anwenderoberfläche des Analysesimulators für das KKW Armenien-2	52
Abb. 5.1	ATHLET-Nodalisierungsschema zum Blowdown-System.....	58
Abb. 5.2	ASTEC Module zur Simulation aller wesentlichen Phänomene bei Unfällen mit schwerem Kernschaden in Leichtwasser-Reaktoren	62

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Unteraufträge mit in- und ausländischen Institutionen	7
Tab. 2.2	Abschließender Stand der Arbeitsbeziehungen zu den Kooperationspartnern.....	8

Abkürzungsverzeichnis

AIM	Modell in COCOSYS zur Berechnung des Jodverhaltens während eines Unfalls (engl.: Advanced Iodine Module)
ALARP	As Low As Reasonable Practicable
ANRA	Armenische Behörde für nukleare Sicherheit (Armenian Nuclear Regulatory Authority)
AP	Arbeitspaket
ASTEC	Accident Source Term Evaluation Code, Integralcode zur Störfallanalyse
ATHLET	GRS-Rechenprogramm zur Störfallanalyse
ATLAS	ATHLET-Analyse-Simulator
BDBA	Beyond Design Basis Accident (auslegungsüberschreitender Störfall)
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BMU / BMUB	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (seit Ende 2013: BMUB)
BNRA	Bulgarische Behörde für nukleare Sicherheit (Bulgarian Nuclear Regulatory Authority)
CCSUP	Complex Consolidated Safety Upgrade Program
CNS	Convention on Nuclear Safety
CMP	Comprehensive Modernisation Programme
COCOSYS	GRS-Rechenprogramm zur Störfallanalyse von Containments (Containment Code System)
DBA	Design Basis Accident (Auslegungsstörfall)
DE	Dampferzeuger
DH	Druckhalter
DN	Nominaler Durchmesser
EBRD	European Bank for Reconstruction and Development
ENPRO	ENPRO Consult Ltd. (bulgarische Firma, TSO)
ENSTTI	European Nuclear Safety Training und Tutoring Institute
EOP	Emergency Operating Procedure
GDA	Generic Design Assessment
GEKO	Gebäudekondensator
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
HD	Hochdruck
HKL	Hauptkühlmittelleitung
HLW	hoch radioaktive Abfälle (engl.: High Level Waste)
HZDR	Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf
IAEA	International Atomic Energy Agency

IAEO	Internationale Atom-Energie Organisation
ILW	mittel radioaktive Abfälle (engl.: Intermediate Level Waste)
INSC	Instrument of Nuclear Safety Cooperation
JIPNR	WTZ der belarussischen Behörde für nukleare Sicherheit (Joint Institute for Power and Nuclear Research)
JSO	Joint Support Office
KKW	Kernkraftwerk
KMV	Kühlmittelverluststörfall
LOCA	Loss of Coolant Accident (gleichbedeutend mit KMV)
LLW	schwach radioaktive Abfälle (engl.: Low Level Waste)
MCCI	Molten Cor Concrete Interaction
MEDICIS	Modell in COCOSYS zur Berechnung der Beton-Schmelze-Wechselreaktionen (engl.: Model of Erosion due to Interaction of Corium with Basemat Substrate)
MELCOR	US-amerikanisches Rechenprogramm für die Unfallanalyse
MoU	Memorandum of Understanding
NPSH	Net Positive Suction Head
NRSC	WTZ der armenischen Behörde für nukleare Sicherheit
ONR	Genehmigungsbehörde von Großbritannien (Office for Nuclear Regulation)
PKL	Primärkreislauf
PSA	Probabilistic Safety Analysis - Probabilistische Sicherheitsanalyse
RCF	Regulatory Cooperation Forum
RDB	Reaktordruckbehälter
SAMG	Handlungsempfehlungen bei Unfällen mit schweren Kernschäden oder Unfallprozeduren (engl.: Severe Accident Management Guidelines)
SAP	Safety Assessment Principles
SBO	Station Blackout
SEC NRS	WTZ der russischen Behörde Rostechndsor (Science and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety)
SIP	Shelter Implementation Plan
SLS	Störfalllokalisierungssystem
SNRIU	Ukrainischen Behörde für nukleare Sicherheit
SSTC NRS	WTZ der ukrainischen Behörde für nukleare Sicherheit (State Scientific and Technical Centre for Nuclear and Radiation Safety)
SUSA	GRS-Rechenprogramm zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse
TSO	Technical Safety Organisation
UA	Unterauftrag
UJD	Slowakische Behörde für nukleare Sicherheit (Úradu Jadrového Dozoru Slovenskej Republiky)

VARANS	Vietnam Agency for Radiation and Nuclear Safety
VLLW	Very Low Level Waste
WTZ	Wissenschaftlich-Technisches Zentrum (der Behörden)
WWER oder VVER	Russischer Druckwasser-Reaktortyp (Wasser-Wasser-Energieraktor)

**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH**

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