

**Wissenschaftlich-
technische Unter-
suchungen zur
nuklearen Sicherheit
von Kernkraftwerken
in (Ost-)Europa
und angrenzenden
Regionen sowie
Einschätzungen
nuklearer Risiken)**

- Reaktorbaulinien

Abschlussbericht

Wissenschaftlich-technische
Untersuchungen zur
nuklearen Sicherheit von
Kernkraftwerken in
(Ost-)Europa und angrenzen-
den Regionen sowie
Einschätzungen nuklearer
Risiken

- Reaktorbaulinien

Abschlussbericht

W. Richter

Oktober 2011

Auftrags-Nr.: 864100

Anmerkung:

Das diesem Bericht zu Grunde liegende FE-Vorhaben 3608R01504 wurde im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit 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.

Autoren

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH:

S. Arndt, L. Bahr, I. Bakalov, J. Forner, G. Gänßmantel, A. Kerner, N. Reinke,
W. Richter, B. Schneider, J. Sievers, J. Steinborn

TÜV Süd Industrie Service:

T. Lötsch

ISTEC:

G. Schnürer

Redaktion:

W. Richter, B. Tosch

Projektleitung:

W. Richter

Kurzfassung

Das BMU-Vorhaben 3608R01504 mit einer vertraglich vereinbarte Laufzeit vom 01.01.2008 bis 31.03.2011 war auf die Durchführung von wissenschaftlich-technischen Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken in (Ost-)Europa und angrenzenden Regionen sowie auf die Einschätzung damit verbundener nuklearer Risiken mit dem Bezug zu speziellen Reaktorbaulinien ausgerichtet. Im vorliegenden Abschlussbericht werden die im Vorhaben erstellten Ergebnisse zu den Arbeitspaketen „Aktualisierung und Weiterentwicklung der GRS-Baulinienhandbücher“, „Verfolgung neuer Reaktorkonzepte mit dem Schwerpunkt nukleare Sicherheit“, „Auswertung der Betriebserfahrung“, „Sicherheitstechnisch relevante Erkenntnisse für den Einsatz von digitaler Sicherheitsleittechnik“, „Generische Untersuchungen zu Einzelaspekten der nuklearen Sicherheit für neue WWER-Konzepte“, „Störfallanalysen für WWER-1000“, „Verifizierung und Validierung von Reaktorphysikcodes und Datenbibliotheken für WWER-1000“, „Sicherheitstechnische Untersuchungen für das KKW Metsamor (W-270)“, „Störfallanalysen für WWER-440“, „Sicherheitstechnische Einschätzungen ausgewählter Probleme bei RBMK- und CANDU-Reaktoren“ und „Untersuchungen zu Störfällen in RBMK-Anlagen“ beschrieben. Vorangestellt wird eine Zusammenfassung der Arbeiten zum Vorhabensmanagement und zur bilateralen Arbeitsplanung.

Abstract

The BMU/BfS-Project 3608R0150 was running in compliance with the contracted time schedule from 01.01.2008 to 31.03.2011 and aimed at carrying out scientific and technical investigation of nuclear safety of nuclear power plants in Eastern Europe and neighbor countries as well as at evaluation of nuclear risks related to specific reactor types. This final report describes the results of work under tasks „Updating and further development of GRS guides of reactor designs”, „Monitoring of new reactor designs in view of nuclear safety”, „Appraisal of operating experience”, „Safety relevant conclusions for employment of digital safety I&C”, „Generic study of specific issues of nuclear safety for new VVER-designs”, „Accident analyses for VVER-1000”, „Verification and validation of neutron physics codes and data bases for VVER-1000”, „Safety analyses for NPP Metsamor (V-270)”, „Accident analyses for VVER-440”, „Safety assessment of specific issues of RBMK and CANDU reactors” and „Investigations of accidents in RBMK facilities”. The results are preceded by a summary of 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	1
1.2	Arbeitsprogramm	2
2	Projektmanagement (AP 1)	3
2.1	Aufgabenstellung	3
2.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	4
3	Aktualisierung und Weiterentwicklung der GRS- Baulinienhandbücher (AP 2)	9
3.1	Zielstellung	9
3.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	10
3.2.1	Aktualisierung und Weiterentwicklung der Baulinienhandbücher für WWER-1000 und WWER-440	11
3.2.2	Aktualisierung und Weiterentwicklung des RBMK-Baulinienhandbuchs ...	13
4	Verfolgung neuer Reaktorkonzepte mit dem Schwerpunkt nukleare Sicherheit (AP 3)	19
4.1	Zielstellung	19
4.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	19
4.2.1	Teilnahme an internationalen Konferenzen und Workshops zu neuen Reaktoren	20
4.2.2	Teilnahme an den IAEA IPSART Missionen zur PSA für die Anlage Belene NPP	27
4.2.3	Technische Beschreibung des russischen Reaktorkonzepts AES-92.....	29
4.2.4	Beschreibung der russischen KKW-Baulinie WWER-1200 (AES-2006) ...	31
4.2.5	Generische Trends in der Entwicklung und Herstellung der Leittechnik für WWER-Reaktoranlagen	33
5	Auswertung der Betriebserfahrung (AP 4).....	37
5.1	Zielstellung	37
5.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	38

5.2.1	Verfolgung der gemeldeten Ereignisse in Kernkraftwerken mit WWER-, RBMK- oder CANDU-Reaktoren.....	38
5.2.2	Aufbereitung der Informationen aus den Ereignisanalysen für WWER-1000-Anlagen für relevante Generic Safety Issues	40
5.2.3	Fortführung des Erfahrungsaustauschs mit der russischen Behörde Rostechnadzor, SEC NRS und Rosenergoatom zur Auswertung der Betriebserfahrungen	41
5.2.4	Auswertung der Betriebserfahrung in RBMK-Reaktoren mit Schwerpunkt auf die meldepflichtigen Ereignisse	43
5.2.5	„Working Group on Regulatory Aspects of Organizational, Management and Safety Culture Related Issues of NPPs“ des WWER Cooperation Forums	46
6	Sicherheitstechnisch relevante Erkenntnisse für den Einsatz von digitaler Sicherheitsleittechnik (AP 5).....	49
6.1	Zielstellung	49
6.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	49
6.2.1	Sicherheitsspezifische Bewertungen zum Einsatz elektro- und leittechnischer Einrichtungen in Betreiberländern mit WWER-Reaktoren.....	49
6.2.2	Auswertung von Betriebserfahrungen mit leittechnischen Einrichtungen in WWER-Reaktoren in Ungarn, der Slowakei und Tschechien	52
7	Generische Untersuchungen zu Einzelaspekten der nuklearen Sicherheit für neue WWER-Konzepte (AP 6).....	55
7.1	Zielstellung	55
7.2	Hintergrund der Arbeiten und Anpassung des Arbeitsprogramms.....	57
7.3	Vorbereitende Arbeiten	60
7.4	Analysen für auslegungsüberschreitende Leckereignisse mit ATHLET und COCOSYS.....	61
7.4.1	Entwicklung und Verifikation des ATHLET-Datensatzes für das KKW Belene gemeinsam mit OKB Gidropress.....	61
7.4.2	Entwicklung und Verifikation des COCOSYS-Datensatzes für das KKW Belene gemeinsam mit Atomenergoprojekt Moskau	64

7.4.3	Analysen für das auslegungsüberschreitende Ereignis „Leck DN80 mit Ausfall aller Wechselspannungsquellen über 24 Stunden“ mit ATHLET und ATHLET/COCOSYS	67
7.4.4	Analysen zum „Doppelendbruch im kalten Strang mit Ausfall aller Wechselspannungsquellen über 24 Stunden“ mit ATHLET und ATHLET/COCOSYS	71
7.4.5	Zusammenfassung und Ausblick zu den ATHLET und COCOSYS-Analysen für Belene.....	76
7.5	Strukturmechanische Analysen zum Doppelcontainment des KKW Belene	77
7.5.1	Aufbau des Containments.....	77
7.5.2	Materialdaten.....	78
7.5.3	Strukturmechanische Analyse des inneren Containments	79
7.5.4	Strukturmechanische Analyse des äußeren Containments	84
7.5.5	Zusammenfassung und Ausblick	90
7.6	Analyse der Relevanz der IAEA-Issues für WWER-1000/W-320 für das KKW Belene	92
7.7	Adaption von Simulationsmodellen an das zukünftige KKW Belene und Analyse eines Frischdampfleitungsbruchs mit dem gekoppelten Programmsystem ATHLET/COCOSYS	93
8	Störfallanalysen für WWER-1000 (AP 7).....	97
8.1	Zielstellung	97
8.2	Analysen des Kreislaufverhaltens bei einem „station blackout“ (SBO) für eine WWER-1000/W-320-Anlage	98
8.2.1	Zielsetzung und Aufgaben	98
8.2.2	Störfallsequenz SBO	100
8.2.3	Eingabedatensatz.....	102
8.2.4	Rechnung mit ASTEC V2.01.....	103
8.2.5	Rechnung mit ASTEC V2.01 und Vergleich mit ATHLET.....	108
8.2.6	Zusammenfassung und Ausblick	109
8.3	Störfallanalysen mit ATHLET-CD und COCOSYS zur Wasserstoffverteilung im Containment eines WWER-1000.....	111

8.4	Realisierung der Kopplung von ATHLET-CD und COCOSYS für KKW mit WWER-1000/W-320 und Testrechnung	114
8.5	Simulation des Ereignisses im KKW Rowno-3 mit offengebliebenen Druckhalter-Sicherheitsventil bei einer Funktionsprobe mit ATHLET	114
9	Verifizierung und Validierung von Reaktorphysikcodes und Datenbibliotheken für WWER-1000 (AP 8)	119
9.1	Zielstellung	119
9.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	121
10	Sicherheitstechnische Untersuchungen für das KKW Metsamor (W-270) (AP 9)	131
10.1	Zielstellung	131
10.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	133
11	Störfallanalysen für WWER-440 (AP 10).....	139
11.1	Zielstellung	139
11.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	141
11.2.1	Analyse von Störfallprozeduren mit dem Analysesimulator für WWER-440/W-213	141
11.2.2	Modelladaption und Pilotanalysen zu Containmentparametern in Anlagen mit WWER-440	144
11.2.3	Durchführung einer Unsicherheitsanalyse für ein mit COCOSYS berechnetes Störfallszenarium.....	145
12	Sicherheitstechnische Einschätzungen ausgewählter Probleme bei RBMK- und CANDU-Reaktoren (AP 11).....	147
12.1	Zielstellung	147
12.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	150
12.2.1	Verfolgung der Maßnahmen zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit der RBMK-Anlagen in Litauen.....	150
12.2.2	Umsetzung der RBMK-Modernisierungsprogramme in Russland	150
12.2.3	Generische Auswertung von PSA-Ergebnissen für CANDU und RBMK	164
12.2.4	Mitarbeit in internationalen Gremien zur nuklearen Sicherheit in Litauen.....	165

13	Untersuchungen zu Störfällen in RBMK-Anlagen (AP 12)	169
13.1	Zielstellung	169
13.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	171
13.3	Ermittlung reaktorphysikalischer Parameter für aktuelle Kernbeladungen und für die Durchführung von Analysen	176
13.3.1	Berechnung typischer Reaktivitätskenngrößen für aktuelle Kernbeladungen mit QUABOX-CUBBOX	176
13.3.2	Entwicklung eines gekoppelten QUABOX-CUBBOX/ATHLET-Modells für RBMK-1000	178
13.3.3	Nachrechnung der Void-Reaktivitätsmessungen in der RBMK-1000- Anlage Kursk-1	180
13.4	Untersuchungen zu Störfällen in RBMK-Anlagen mit ATHLET	184
13.4.1	Übersicht über bisherige Störfallanalysen für RBMK-Anlagen	184
13.4.2	Kurzdarstellung der Ergebnisse der ATHLET-Analysen im Vorhaben 3608R01504	192
13.5	Modelladaption und Pilotanalysen zu Parametern in Störfalllokalisierungssystemen von KKW mit RBMK-1000	199
13.5.1	Modellierung des Verhaltens von Jodverbindungen im SLS	199
13.5.2	Adaption von COCOSYS an RBMK	202
13.5.3	Pilotanalysen mit COCOSYS zu einem auslegungsüberschreitenden Störfall bei feiner Nodalisierung des SLS	206
13.5.4	Arbeiten zur Unterstützung der Zertifizierung von COCOSYS für RBMK-Anlagen in Russland	211
14	Verzeichnisse	217
14.1	Literaturverzeichnis	217
14.2	Abbildungen	241
14.3	Tabellen	245
14.4	Abkürzungen	247
Anhang:	Ergebnisdokumentation	

1 Einleitung

1.1 Aufgabenstellung, Zielstellung des Vorhabens

Gegenstand des Vorhabens 3608R01504 war die Erarbeitung von Beiträgen zur sicherheitstechnischen Bewertung von KKW mit Reaktoren spezieller Baulinien (Druckwasserreaktoren kleiner und großer Leistung, Kanalreaktoren) im Rahmen von eigenen Untersuchungen und der Beteiligung an internationalen Aktivitäten zur nuklearen Sicherheit in (Ost-)Europa und angrenzenden Regionen. Mit dieser Ausrichtung sollten die gemäß der BMU-Strategie notwendigen Aufgaben für Kernkraftwerke der betreffenden Baulinien baulinienspezifisch und länderübergreifend organisiert sowie das Fachwissen und die Untersuchungsergebnisse bedarfsgerecht bereitgestellt werden. Grundlage bildeten die Arbeitsergebnisse aus den Vorgängervorhaben SR 2511 /RIW 09a/, SR 2512 /BTA 08/ und SR 2513 /WJP 08/. Dazu wurden die Untersuchungen zur Sicherheit und zu den Risiken des Betriebes dieser Reaktoren fortgeführt. Neue Erkenntnisse zu diesen KKW und Änderungen auf Grund von Modernisierungsprogrammen wurden berücksichtigt. Die Aufgaben bestanden in der Erfassung und Aufbereitung von Informationen und fachlichen Erkenntnissen sowie in der Durchführung von eigenen vertiefenden Analysen, die für eine Bewertung des aktuellen Sachstands zu diesen KKW in den betreffenden Ländern nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlich sind.

Wie es sich in der Vergangenheit bewährt hatte, wurden mit ausgewählten Organisationen effektive Zusammenarbeitsvereinbarungen unter Beachtung der Vergaberichtlinien für Unteraufträge (insbesondere ABFE-BMU) abgeschlossen. Diese Vereinbarungen waren auf die Lösung nuklearer Sicherheitsfragen und die Umsetzung sicherheitsverbessernder Maßnahmen in Betrieb befindlicher KKW ausgerichtet.

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

1.2 Arbeitsprogramm

Das Arbeitsprogramm des Vorhabens basiert auf den in der Anlage A zum Vertrag /AG2866/ mit dem Auftraggeber festgelegten Arbeitspaketen:

- Arbeitspaket 1:** Projektmanagement
- Arbeitspaket 2:** Aktualisierung und Weiterentwicklung der GRS-Baulinienhandbücher
- Arbeitspaket 3:** Verfolgung neuer Reaktorkonzepte mit dem Schwerpunkt nukleare Sicherheit
- Arbeitspaket 4:** Auswertung der Betriebserfahrung
- Arbeitspaket 5:** Sicherheitstechnisch relevante Erkenntnisse für den Einsatz von digitaler Sicherheitsleittechnik
- Arbeitspaket 6:** Generische Untersuchungen zu Einzelaspekten der nuklearen Sicherheit für neue WWER-Konzepte
- Arbeitspaket 7:** Störfallanalysen für WWER-1000
- Arbeitspaket 8:** Verifizierung und Validierung von Reaktorphysikcodes und Datenbibliotheken für WWER-1000
- Arbeitspaket 9:** Sicherheitstechnische Untersuchungen für das KKW Metsamor (W-270)
- Arbeitspaket 10:** Störfallanalysen für WWER-440
- Arbeitspaket 11:** Sicherheitstechnische Einschätzungen ausgewählter Probleme bei RBMK- und CANDU-Reaktoren
- Arbeitspaket 12:** Untersuchungen zu Störfällen in RBMK-Anlagen

Im Berichtszeitraum erfolgte die Bearbeitung der Einzelaufgaben in Übereinstimmung mit den Jahresplänen 2008, 2009 und 2010 die jeweils mit dem Auftraggeber abgestimmt wurden.

In den folgenden Kapiteln werden die zu den Arbeitspunkten 1 bis 12 durchgeführten Arbeiten und deren Ergebnisse dargestellt.

2 Projektmanagement (AP 1)

2.1 Aufgabenstellung

Zur Projektsteuerung der fachlich übergeordneten Aufgaben gehörten:

- Umsetzung und Controlling der Arbeitspakete des Vorhabens,
- Fortschreibung des Arbeitsprogramms entsprechend des Projektfortschritts,
- Konzipierung und gemeinsame Abstimmung der Arbeiten für einzelne Baulinien und Länder und deren Fortschreibung entsprechend des erzielten Projektfortschritts,
- Berücksichtigung der Zusammenhänge mit bzw. der Abgrenzungen zu anderen laufenden und in Planung befindlichen Vorhaben,
- Ausarbeitung von Leistungsbeschreibungen für die Vergabe und Abwicklung von Unteraufträgen an externe Sachverständige oder Sachverständigenorganisationen,
- Koordinierung und Bündelung der Arbeitsergebnisse der GRS und ihrer Unterauftragnehmer,
- Bewertung von Zwischenergebnissen und Ableitung von Folgerungen,
- Abstimmung der Aktivitäten und Diskussionen der Ergebnisse mit ausländischen Experten und anderen Projektbeteiligten,
- Einbringung von Ergebnissen des Auftragnehmers aus hierfür relevanten Vorhaben anderer Auftraggeber,
- Darstellung der Arbeitsergebnisse in Fachdiskussionen mit Experten und Behörden,
- Dokumentation der im Projekt erzielten wesentlichen Ergebnisse sowie Bereitstellung in entsprechenden Portalen und Netzwerken,
- Qualitätssicherung und Weiterentwicklung von Arbeitsprogrammen, einschließlich Anpassung an veränderte Rahmenbedingungen.

Bei der Realisierung dieser Aufgaben wurde die vorhandene Informations-, Planungs- und Controllingstruktur der GRS genutzt:

- Planung und Controlling des terminlichen Ablaufs und der Abwicklung von Verträgen und Unteraufträgen,
- Organisation von Fachgesprächen und Seminaren sowie Bündelung der Ergebnisse. Insbesondere wurden die aus Fachgesprächen und bilateralen Arbeitstreffen verfügbaren Informationen - zum Teil von BMU/BfS - erfasst und ausgewertet.

2.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

Im Rahmen des Projektmanagements wurden im Vorhabenszeitraum kontinuierlich Aktivitäten zu Planung, Koordinierung, Organisation sowie zum Controlling und zur Dokumentation der Ergebnisse des Vorhabens durchgeführt. Für die Abstimmung der Aufgaben mit den Fachabteilungen der GRS und mit potentiellen ausländischen Partnern wurden zahlreiche Abstimmungsgespräche durchgeführt und entsprechende Festlegungen getroffen. Zu Jahresbeginn wurden jeweils präzisierte Jahresarbeitsprogramme erstellt und mit den beteiligten Fachabteilungen bzw. Experten sowie dem Auftraggeber abgestimmt. Im Januar 2009 wurde ein internes Projektgespräch mit dem Bereich Reaktorsicherheitsforschung der GRS durchgeführt, um die einzelnen Arbeitsaufgaben in diesem Fachbereich besser zu koordinieren.

Die fachliche Umsetzung der einzelnen Aufgaben wurde kontinuierlich verfolgt und koordiniert. Die in den einzelnen Arbeitspaketen erzielten Ergebnisse wurden bewertet und dokumentiert. Quartalsweise wurde der Auftraggeber in Form der Zwischenberichte über den Stand der Erfüllung des Vorhabens informiert.

Der erreichte Arbeitsstand und die erzielten Zwischenergebnisse wurden dem Auftraggeber im Rahmen der regelmäßig stattfindenden Besprechungen von BMU/BfS/GRS (Jour Fixe Ost) vorgestellt. Über wichtige Zwischenergebnisse bzw. interessante Informationen aus Konferenzen und Arbeitstreffen wurde in diesem Rahmen aktuell informiert. Bei Bedarf wurden im Vorhaben gewonnene Ergebnisse zur Beantwortung von ad-hoc-Anfragen des Auftraggebers genutzt.

Einen weiteren Schwerpunkt der Arbeiten zum Projektmanagement bildete die Planung und Mitwirkung an der Vorbereitung der Arbeitstreffen mit osteuropäischen Fachleuten, die Teilnahme an wichtigen Arbeitstreffen und Mitwirkung bei der Bewertung des Arbeitsstands sowie bei der Festlegung der nächsten Arbeitsschritte. Dies trifft auch auf

die Durchführung von Abstimmungsgesprächen zur Erstellung der Leistungsbeschreibungen für die Unteraufträge mit osteuropäischen Partnern zu.

Ein Schwerpunkt der Planungstätigkeiten zu Beginn des Vorhabens lag in der Vorbereitung und Abstimmung der Zusammenarbeit mit OKB Gidropress und Atomenergoprojekt Moskau (AEP) zur Vorbereitung der vertieften Untersuchungen zu Einzelaspekten der nuklearen Sicherheit für das WWER-Konzept im KKW Belene (Bulgarien). Hier wurden die erforderlichen Vereinbarungen zur Erstellung von Anlagenmodellen für die GRS-Rechenprogramme ATHLET und COCOSYS vorbereitet und abgeschlossen. Darüber hinaus wurden die fachlichen Kontakte mit Atomenergoprojekt auf dem Gebiet der Containment-Strukturanalyse hergestellt. Am 03.06.2008 wurde in Moskau ein Gespräch zwischen der GRS und Atomenergoprojekt Moskau auf der Ebene der Geschäftsführungen durchgeführt. Das Ziel dieses Treffens war es, die erforderliche Unterstützung seitens des Managements von Atomenergoprojekt für die auf Fachebene vorbereiteten Vorschläge zur geplanten fachlichen Zusammenarbeit zu erreichen.

Mit den Expertenorganisationen der russischen und ukrainischen Behörden – SEC NRS und SSTC NRS – wurden jeweils bilaterale Zusammenarbeitsprogramme für den Zeitraum bis 2010 vorbereitet und abgestimmt. Dazu wurden im Juni 2008 und Februar 2009 in Moskau sowie im Juni 2009 in Kiew entsprechende Arbeitstreffen durchgeführt.

Im Rahmen des Vorhabens wurden neun Unteraufträge vorbereitet und abgeschlossen. Der erreichte Bearbeitungsstand wurde periodisch bei den Auftragnehmern abgefragt, notwendige Abstimmungen zur Einbindung in das Vorhaben werden durchgeführt. Bei Notwendigkeit wurden die Verträge gemeinsam mit den Partnern an veränderte Anforderungen bzw. Bedingungen angepasst. Die in den Unteraufträgen erzielten Ergebnisse wurden ausgewertet und dokumentiert.

Folgende Unteraufträge wurden vergeben und erfolgreich realisiert:

- TÜV Industrie Service GmbH, Energie und Technologie zum AP 8,
- Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH zum AP 5,
- Dipl.- Ing. Jochen Peter Weber zu den AP 2, 4, 11 und 12 (zwei Aufträge),
- Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS, Russland) zu den AP 4, 11 und 12,

- ENPRO Consult Ltd (Bulgarien) zum AP 6,
- State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety, (SSTC NRS, Ukraine) zum AP 7,
- Dr. Christoph Müller zum AP 3.

Der Unterauftrag UA-2648 an das Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS, Russland) zu den AP 7 und 10 wurde durch den Auftragnehmer nicht im vollen, ursprünglich vereinbarten Umfang erfüllt. Deshalb mussten der Vertragsumfang und die finanziellen Vereinbarungen an die bis zum Projektende erbrachten Teilleistungen angepasst werden. Weitere Informationen dazu werden in den Abschnitten 8.3 und 11.2.1 dieses Berichts gegeben.

Während der Laufzeit des Vorhabens traten mehrfach Verzögerungen bei der Bearbeitung der vereinbarten Jahres-Arbeitsprogramme auf. Ursachen hierfür waren sowohl Rückstände in externen Projekten, deren Ergebnisse im vorliegenden Vorhaben zu bewerten waren, als auch temporäre Kapazitätsengpässe in den Fachabteilungen der GRS und bei osteuropäischen Partnern. Beispiele dafür waren die verspätete Übergabe des vorläufigen Sicherheitsberichts für das KKW Belene, der die wichtigste Grundlage für die vertieften Sicherheitsanalysen im AP 6 bildete, oder die erheblichen Verspätungen bei der Übergabe von Ergebnissen aus den von der US-DOE finanzierten Projekten für sicherheitstechnische Untersuchungen für das KKW Metsamor, die von der GRS im AP 9 zu bewerten waren.

Die GRS war bemüht, das Vorhaben im Änderungsdienst zum Vorhaben mit dem Auftraggeber entsprechend den veränderten Bedingungen anzupassen. So wurde am 08.08.2008 /REV 01/ von der GRS zunächst ein Antrag auf kostenneutrale Mittelverlagerung in das Folgejahr gestellt, welcher vom Auftraggeber bestätigt wurde. Eine Analyse der Ursachen für die nicht ausreichende Erfüllung des Vorhabens zur Jahresmitte 2009 zeigte, dass infolge der oben genannten Gründe, der hohen Auslastung der GRS und der daraus resultierenden Kapazitätsengpässe die ursprünglich für das Jahr 2009 geplanten Arbeiten im Vorhaben nicht in vollem Umfang realisiert werden können. In Abstimmung mit dem Auftraggeber wurde deshalb mit dem Änderungsdienst zum Vorhaben, Revision 3, eine Abstockung des Vorhabens um 200.000 Euro bei gleichzeitiger Anpassung des Arbeitsprogramms und Reduzierung der vereinbarten Leistungen im AP 2 sowie in den AP 9 bis 12 vereinbart /REV 03/. Da die in den Vorjahren eingetretenen Bearbeitungsrückstände bis Mitte 2010 nicht vollständig aufgeholt werden konn-

ten wurde auf Vorschlag des Auftraggebers die kostenneutrale Verlängerung des Vorhabens bis zum 31.03.2011 beantragt und genehmigt /REV 04a/. Dabei wurde erneut eine Anpassung des Arbeitsprogramms des Vorhabens an veränderte Bearbeitungsschwerpunkte vorgenommen.

Darüber hinaus wurde das Arbeitsprogramm des Vorhabens mehrfach an aktuelle Anforderungen und veränderte Themenschwerpunkte angepasst. Beispiele hierfür sind die zusätzlichen, umfangreichen Arbeiten zur Sicherheitsbewertung des geplanten Einsatzes von Brennelementen der Fa. Westinghouse in ukrainischen WWER-1000-Reaktoren, die aufgrund einer Bitte der Vorsitzenden der ukrainischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde an das BMU zusätzlich in das Arbeitsprogramm des Vorhabens in den AP 8 und den zugehörigen Unterauftrag an den TÜV Industrie Service GmbH aufgenommen wurden, die wesentliche Erweiterung des Umfangs der vertieften Sicherheitsanalysen für das KKW Belene und die Mitarbeit eines GRS-Vertreters in einer Arbeitsgruppe des WWER Cooperation Forums zur regulatorischen Aufsicht für Managementsysteme. Alle Anpassungen des Arbeitsprogramms wurden mit dem Auftraggeber im Rahmen der Jour Fixe Ost abgestimmt und im Änderungsdienst zum Vorhaben vertraglich vereinbart.

3 Aktualisierung und Weiterentwicklung der GRS-Baulinienhandbücher (AP 2)

3.1 Zielstellung

Mit den GRS-Baulinienhandbüchern für die die russischen Reaktorbaulinien WWER-1000, WWER-440 und RBMK, die beginnend seit 1999 über mehrere BMU-Vorhaben entwickelt, erweitert und aktualisiert wurden, steht den Sachverständigen der GRS sowie den Verantwortlichen aus BfS und BMU eine umfassende Informationsbasis zu diesen Reaktorbaulinien zur Verfügung. Die Baulinienhandbücher enthalten, neben einer ausführlichen generischen Anlagen- und Systembeschreibung für die verschiedenen Reaktortypen und einer Vielzahl von standortspezifischen Informationen, eine systematische Zusammenstellung der Kenntnisse und Erfahrungen zu allen wichtigen Sicherheitsfragen für WWER bzw. RBMK-Anlagen. Sie enthalten neben kurz gefassten, zusammenfassenden Textteilen eine umfangreiche Sammlung von Referenzliteratur mit weiterführenden Informationen, auf die über entsprechende Verweise zu einem großen Teil direkt zugegriffen werden kann.

Die Arbeiten zu den Handbüchern für WWER-1000, WWER-440 und RBMK wurden im vorliegenden Vorhaben fortgeschrieben. Dazu sollte das sicherheitstechnische Detailwissen im Handbuch für die verschiedenen Anlagentypen geprüft, aktualisiert und erweitert werden. Neue Erkenntnisse bzw. Entwicklungen – z. B. Modernisierungsmaßnahmen in den Anlagen in den Beitrittsländern, in Russland und in der Ukraine – waren einzuarbeiten. Die spezifischen Themen sollten aus relevanten Gebieten ausgewählt werden, u. a. Anlagenbeschreibungen, Sicherheitsnachweise und Sicherheitsdokumentation, sicherheitstechnische Schwachstellen, Modernisierungsprogramme, systemtechnische Analysen, Störfall- und Unfallanalysen, etc.

Zusätzlich war vorgesehen, das Baulinienhandbuch für den RBMK mit einem Bereich für den u. a. in Rumänien betriebenen Reaktortyp CANDU zu erweitern bzw. ein eigenes Handbuch für diese Baulinie zu entwickeln. Diese Arbeiten sollten durch entsprechende Kooperation und in Arbeitsteilung mit den zuständigen Institutionen in Rumänien und Kanada erfolgen.

Wesentliche Arbeitsschritte bei der Weiterentwicklung der GRS-Handbücher sollten sein:

- im Jahr 2008 die Erfassung, handbuchgerechte Aufarbeitung und Einbindung der fachlichen Ergebnisse zu WWER-440, WWER-1000- sowie RBMK-Anlagen, die in verschiedenen Vorhaben der GRS erzielt worden sind (INT 9161, SR 2511 – 2513, RS 1172, RS 1174, RF/TS/46 und andere);
- in den Jahren 2009 und 2010 die periodische Aufarbeitung und Einbindung wesentlicher Ergebnisse aus den AP 3 bis AP 12 dieses Vorhabens, aus dem Vorhaben INT 9161 und aus weiteren geplanten Vorhaben (z. B. RS 1172 und RS 1174);
- die Erarbeitung eines Konzeptes für ein international nutzbares Handbuch mit Ros-technadzor oder anderen Behörden bzw. TSO und beispielhafte Umsetzung;
- die Vervollständigung und Aktualisierung der Informationen zu den generischen Schwachstellen und zu den Modernisierungsmaßnahmen auf der Basis der im Vorhaben INT 9161 für ausgewählte KKW zu ermittelten anlagenspezifischen Schwachstellen und der realisierten bzw. geplanten Maßnahmen zu deren Beseitigung;
- die Ergänzung der Informationen zum Stand der durchgeführten sicherheitstechnischen Nachrüstmaßnahmen für die Standorte, dazu handbuchgerechte Aufbereitung der Sachverhalte aus den Vorhaben INT 9161 sowie aus anderen Projekten und Quellen;
- die weitere Verbesserung der Darstellung der Informationen und der Nutzerfreundlichkeit des Handbuchs (Verfassen einleitender Artikel, zusammenfassender Darstellungen des Inhalts einzelner Bereiche, weitere Verbesserung der Zuordnung anlagenspezifischer Informationen zu den einzelnen Standorten u. ä.);
- die routinemäßige Aktualisierung spezieller Inhalte im Handbuch (Länderberichte, Kurzberichte, Strukturierte Anlagenbeschreibung, Projektübersicht, Berichtsübersichten usw.).

Die Ergebnisse der Arbeiten zu den Handbüchern sollten im Intranet der GRS sowie halbjährlich in Form einer aktualisierten DVD-ROM zur Verfügung gestellt werden.

3.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

Mit Hilfe der bereits in einer Reihe von Vorläufervorhaben entwickelten drei GRS-Baulinienhandbücher für WWER-440, WWER-1000 und RBMK werden umfangreiche

Informationen zu Kernkraftwerken mit Reaktoren der genannten russischen Baulinien im Intranet der GRS zur Verfügung gestellt. Darüber hinaus werden nach umfangreicheren Aktualisierungen bzw. Erweiterungen des Datenbestands offline-Versionen der Handbücher für die Übergabe an BMU bzw. BfS erstellt.

3.2.1 Aktualisierung und Weiterentwicklung der Baulinienhandbücher für WWER-1000 und WWER-440

Im Berichtszeitraum wurden Arbeiten zur Aktualisierung und Weiterentwicklung der Baulinien-Handbücher für WWER-1000 und WWER-440 durchgeführt. Der Schwerpunkt lag dabei in der Sichtung, Aufarbeitung und Einbindung von relevanten Ergebnissen, die in anderen Vorhaben erzielt wurden. Darüber hinaus wurden vorhandene Datenbestände teilweise aktualisiert. Das betraf beispielsweise die aktuellen Länderberichte der GRS, Unterlagen der 4. Überprüfungskonferenz zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit (IAEO, Wien, April 2008) oder aktuelle Ereignisse in den jeweiligen Anlagen, die an das Incident Reporting System (IRS) gemeldet wurden. Für die Blöcke 1 und 2 des KKW Rowno wurde eine Gesamtübersicht über alle an das IRS gemeldeten Ereignisse (einschließlich generischer Berichte) erstellt. Für das Baulinienhandbuch für WWER-440 wurde eine Neufassung des Abschnitts zum Confinement bzw. Containment der Reaktortypen WWER-440/W-230 und W-213 unter Berücksichtigung neuer Erkenntnisse aus verschiedenen Vorhaben erarbeitet, insbesondere aus Arbeiten in den BMU-Vorhaben INT 9161 und SR 2512 sowie in verschiedenen Tacis-Vorhaben.

Im August bzw. September 2008 wurden aktuelle Versionen der Baulinienhandbücher für WWER-1000 und WWER-440 auf DVD an das BMU und das BfS übergeben. Wegen aktueller Kapazitätsengpässe konnten die ursprünglich geplanten Arbeiten zu den Baulinienhandbüchern in den Jahren 2008 und 2009 nicht in vollem Umfang realisiert werden. Dem wurde bereits Mitte 2009 mit dem Änderungsdienst zum Vorhaben, Revision 3, Rechnung getragen, indem die Personalleistungen in diesem Arbeitspaket um 500 Stunden reduziert wurden.

Für das WWER-1000-Handbuch wurde eine weitere Arbeitsversion auf DVD mit Stand September 2010 übergeben. Für diese Version wurden Arbeiten zur Erweiterung des Datenbestands sowie zur Pflege der bereits eingebundenen Informationen durchgeführt. Im Abschnitt „Handbuch“ wurden neue Seiten zur Einbindung von Informationen

zur Betriebserfahrung erstellt und entsprechende Dokumente eingebunden. Das betrifft Übersichten zur Betriebserfahrung (relevante Präsentationen), die IRS-Meldungen der Jahre 2007–2010 sowie Unterlagen zur Auswertung der Betriebserfahrungen aus verschiedenen internationalen Datenquellen und bilateralen Aktivitäten der GRS. Umfangreiche Pflegearbeiten (Aktualisierungen) wurden auch in den Abschnitten „Standorte“, „Bilder“ und „Links“ realisiert. In den Abschnitt „Berichte“ wurden die neuen GRS-Länderberichte und die aktuellen „National Reports“ zur Sicherheitskonvention aufgenommen sowie die Übersicht der GRS-V-Berichte aktualisiert. Detailliertere Informationen über die durchgeführten Arbeiten sind im Handbuch verfügbar.

Im März 2011 wurde das GRS-Baulinienhandbuch für WWER-440 nochmals aktualisiert. Der Schwerpunkt dieser Arbeiten bestand in der Aufbereitung von technischen Informationen zur Betriebserfahrung der WWER-440-Anlagen. Eine wichtige Informationsquelle bildeten die von den Betreiberländern an das IAEA/NEA „Incident Reporting System“ (IRS) gemeldeten Informationen zu sicherheitsrelevanten Ereignissen in WWER-440-Anlagen. Für alle Standorte mit WWER-440- Reaktoren wurde eine Unterseite „Betriebserfahrung“ erstellt, über die diese Informationen zugänglich sind. Darüber hinaus wurden auch die Ergebnisberichte der von der GRS im Rahmen früherer Ostvorhaben durchgeführten Analysen der Betriebserfahrung für diese Anlagen sowie weitere Informationen aus der internationalen Zusammenarbeit mit den Behörden der Betreiberländer und deren Expertenorganisationen aufbereitet und eingebunden. Dabei handelt es sich beispielsweise um Präsentationen zu meldepflichtigen Ereignissen, die im Rahmen der Workshops zur den Erfahrungen bei der Auswertung der Betriebserfahrung russischer, ukrainischer und deutscher Kernkraftwerke vorgestellt wurden oder um entsprechende Unterlagen aus den Meetings des WWER-Forums der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Betreiberländer von Kernkraftwerken mit WWER-Reaktoren. Darüber hinaus wurden auch Aktualisierungen in anderen Abschnitten (z. B. in der Standorttabelle) vorgenommen. Der Zugriff auf die aktuellen Versionen aller GRS-Baulinienhandbücher kann über entsprechende Hyperlinks auf der [„Jour Fixe Ost“-Seite](#) auf dem InfoServer erfolgen.

3.2.2 Aktualisierung und Weiterentwicklung des RBMK-Baulinienhandbuchs

3.2.2.1 Arbeiten zur technischen Weiterentwicklung des RBMK-Handbuchs

Aufgrund des wachsenden Inhalts des RBMK-Handbuchs und der programmtechnischen Weiterentwicklungen zur Darstellung von HTML-Seiten zeigten sich Arbeiten zur technischen Optimierung dahingehend notwendig, um zukünftig auch das Auffinden von Unterlagen und die Navigation im Handbuch zu erleichtern und den Funktionsumfang zu erweitern. Folge dieser technischen Überarbeitungen waren zahlreiche Änderungen hinsichtlich der Vereinfachung einzelner Handbuchseiten, der Herstellung weiterer inhaltlicher Bezüge, der Vermeidung inhaltlicher Mehrfachnennungen und der Förderung eines konsistenten Aussehens. Ferner konnten im Rahmen dieser Arbeiten auch neuere technische Möglichkeiten zur Förderung der Benutzung und Entwicklung berücksichtigt werden. Die durchgeführten wesentlichen Entwicklungsschritte werden nachstehend kurz erläutert:

- Die Weiterentwicklung der Programme für die Darstellung von HTML-Seiten führte dazu, dass 4 der 5 verbreitetsten Browser standardmäßig nicht in der Lage waren, das bisherige Inhaltsverzeichnis des Handbuchs korrekt darzustellen. Aus diesem Grund wurden Untersuchungen und Entwicklungen zum Einsatz einer neuen fortschrittlichen Navigationsstruktur durchgeführt. Die entwickelte und eingesetzte Navigationsstruktur zeichnet sich durch seine einfache Umsetzung und gute Erweiterbarkeit bei gleichzeitiger Erfüllung der notwendigen Funktionen aus. Ferner können nun alle gängigen Browser die Inhaltsverzeichnisse des Handbuchs korrekt darstellen. Bei Bedarf kann es notwendig sein, „das Ausführen von Skripts bzw. ActiveX-Steuerelementen bzw. von aktiven Inhalten“ im Browser explizit zuzulassen. Der linke Teil von Abb. 3.1 zeigt die neue, implementierte Navigationsleiste.
- Im Zuge der Entwicklung der neuen Navigationsleiste wurde auch das Inhaltsverzeichnis selbst überarbeitet. Grundsätzlich wurde angestrebt alle Inhalte über ein Inhaltsverzeichnis ansprechen zu können und damit auf eine Tertiärnavigation zu verzichten. Dies soll eine bessere Übersichtlichkeit und Orientierung fördern. Weiterhin wird aber ein direkter Aufruf zu übergeordneten Themen (in der Statusleiste) gewährleistet.

- Eng verbunden mit der Navigation über das Inhaltsverzeichnis ist auch die Förderung einer einfachen Navigation innerhalb der einzelnen Handbuchseiten. Das ursprüngliche Konzept sah vor, über eine Gliederung der Inhalte am Anfang einer Handbuchseite auf den jeweiligen Inhalt und am Ende der Handbuchseite auch auf die benachbarten Handbuchseiten springen zu können. Dieses Konzept wurde beibehalten und konsistent auf alle Seiten angewandt.
- Im Zuge der Förderung der Benutzerfreundlichkeit (vor allem im Hinblick auf das Auffinden gesuchter Inhalte) wurden Untersuchungen für eine offline-Suchfunktion durchgeführt. Eine online-Suche ist nur dann nutzbar, wenn auf die Versionen des RBMK-Handbuchs im GRS-Portal oder auf dem GRS-Info-Server zugegriffen wird. In anderen Fällen (z. B.. Start der DVD-Version) zeigt sich der Bedarf einer offline-Suchfunktion. Hierzu wurden mehrere Suchkonzepte erprobt. Darunter zählten Ansätze zur eigenständigen Entwicklung einer Suchfunktion, welche eine hohe Anpassungsfähigkeit an die speziellen Benutzeranforderungen erlauben würde, sowie die Nutzung kommerzieller Produkte. Es stellte sich heraus, dass der Einsatz einer Testversion des Programms „Zoom Search Engine“ zu den besten Resultaten führte. Der rechte Teil von Abb. 3.1 zeigt exemplarisch die im Handbuch eingebundene Testversion, welche derzeit noch auf einen Teil des Handbuchumfangs beschränkt ist. Im weiteren Verlauf des Projektes ist geplant, die Vollversion dieses Programms einzusetzen, welche sich dann auf den gesamten Handbuchumfang anwenden lässt.
- Im RBMK-Handbuch sind Übersichten über Projektlisten enthalten, die u. a. in nationale und internationale Vorhaben gegliedert sind. Diese Listen wurden bislang in zeitlichen Abständen von Hand erzeugt und in das Handbuch eingebunden. Um diesen Arbeitsschritt zu vereinfachen, wurde dieses Vorgehen mittels eines Scripts automatisiert, so dass nun mit sehr wenig Aufwand aus der bestehenden Datenbank aktuelle Listen generiert werden können.

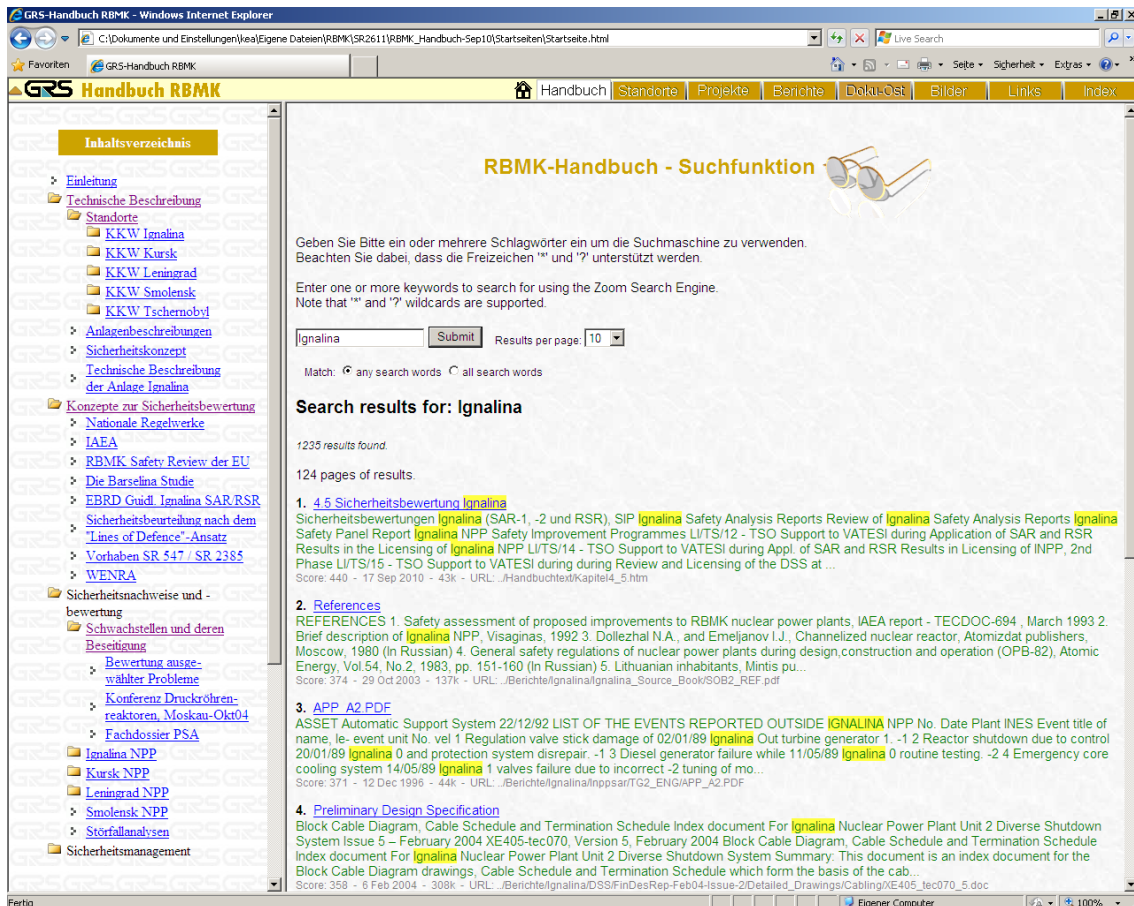


Abb. 3.1 Darstellung der überarbeiteten Navigationsstruktur (Ausschnitt) (links) und beispielhaftes Ergebnis der offline-Suchfunktion

3.2.2.2 Inhaltliche Arbeiten am RBMK-Handbuch

Parallel zu den technischen Überarbeitungen des RBMK-Handbuchs wurden auch grundsätzliche inhaltliche Änderungen umgesetzt. Übergeordnete Überarbeitungen betrafen vor allem die Bereiche „Konzepte zur Sicherheitsbewertung“ und „Sicherheitsnachweise und -bewertung“. Diese Abschnitte wurden zum Teil neu strukturiert und hierzu einige Handbuchseiten neu verfasst. Die folgende Aufzählung gibt eine Auflistung der neuen Handbuchseiten im RBMK-Handbuch:

- Konzepte zur Sicherheitsbewertung – darin wird eine Kurzbeschreibung unterschiedlicher Ansätze zur Sicherheitsbeurteilung gegeben.
- Nationale Regelwerke – diese Seite umfasst die Regeln und Sicherheitsvorschriften bzgl. Kernkraftwerke für Russland und Litauen.

- Sicherheitsbeurteilung nach dem „Lines of Defence“-Ansatz – diese Seite beinhaltet Informationen zu den Merkmalen dieses Ansatzes mit entsprechenden Literaturangaben.
- WENRA – in diesem Abschnitt werden die Arbeiten der WENRA kurz beschrieben und die hierzu relevanten Dokumente hinterlegt.
- Standortübersichtsseiten unter Sicherheitsnachweise und -bewertung – auf diesen Seiten erfolgt eine Auflistung mit Erläuterungen der standortspezifischen Sicherheitsnachweise und weiterführender Literatur.
- LAP/ICG Dokumente – darunter finden sich die Protokolle der Meetings des LAP bzw. der ICG.
- Betriebserfahrung – in diesem Abschnitt ist eine Kurzzusammenfassung der RBMK-Betriebserfahrungen derzeit für die Jahre 2005-2007 dargestellt.
- KKW Tschernobyl (Unfall im Block 4) – diese Seite wurde unter dem Standort Tschernobyl eingeführt und beinhaltet eine Sammlung ausgewählter Unterlagen zum Unfall von Tschernobyl 1986.
- Störfallanalysen – für die im Rahmen der vergangenen Projekte durchgeführten Störfallanalysen wurde eine tabellarische Übersicht mit Kurzinformationen erstellt.

Die inhaltlichen Weiterentwicklungen basierten auf der Aufarbeitung von relevanten Ergebnissen, die in anderen Vorhaben erzielt wurden. Die somit eingepflegten Inhalte lassen sich wie folgt gruppieren:

- Zu den EU-Vorhaben “Support to VATESI and its TSOs in Assessment of Beyond Design Basis Accidents for RBMK-1500 Reactors” und “Support to VATESI during Review and Licensing of the New Servo-Drives’ Design and Commissioning at Ignalina NPP Unit 2” wurden sämtliche Unterlagen in das Handbuch eingebunden.
- Die GRS-Länderberichte für Russland und Litauen sowie die Berichte und Ergebnisse für diese beiden Länder aus der 4. Überprüfungskonferenz zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit (IAEO, Wien, April 2008) wurden in das RBMK-Handbuch eingebunden. In diesem Zug wurden auch weitere ausgewählte IAEO-Dokumente eingepflegt.
- Darüber hinaus wurden internationale Tagungen zu RBMK- und CANDU-Reaktoren für das RBMK-Handbuch ausgewertet. In diesem Zusammenhang wurde im RBMK-Handbuch erstmals eine Rubrik für CANDU-Reaktoren angelegt, in

der ferner auch generische Informationen für diese Baulinie bereitgestellt und Links zu ausgewählten Internetseiten angelegt wurden (siehe auch Abb. 3.2).



Abb. 3.2 Ausschnitt des neuen Bereichs „CANDU“ innerhalb des RBMK-Handbuchs

- Ausgewählte (Einzel-)Dokumente aus früheren BMU-Vorhaben (wie z. B. das Vorläufervorhaben SR 2513) und internationalen Vorhaben (wie INT 9233 und INT 9231) wurden auf den entsprechenden Handbuchseiten eingepflegt.
- Ferner wurde vermehrt Sekundärliteratur in das RBMK-Handbuch aufgenommen. Etwa 250 Dokumente konnten entweder direkt den einzelnen Themenbereichen zugeordnet werden oder sind im Bereich „Berichte“ abgelegt.

Weitere Arbeiten zur Förderung des Inhalts betrafen eine stärkere inhaltliche Verknüpfung von Handbuchseiten durch weitere Querverweise und die Aktualisierung bereits eingepflegter Inhalte. In diesem Zusammenhang ist besonders die Überarbeitung der Seiten „Kurzinformationen“ und „Modernisierung“ zu den Blöcken der jeweiligen Standorte zu nennen. Ferner wurden die Nachrüsttabellen sowie bestehende Verweise (sofern notwendig) einer Aktualisierung unterzogen.

4 Verfolgung neuer Reaktorkonzepte mit dem Schwerpunkt nukleare Sicherheit (AP 3)

4.1 Zielstellung

Im vorliegenden Arbeitspunkt sollten technische Informationen zu den neuen Reaktorkonzepten gesammelt, aufbereitet und dokumentiert werden, wobei der Schwerpunkt auf solche Kraftwerke zu legen war, die in den nächsten Jahren errichtet werden („near term“). Zielsetzung der Arbeiten war der Auf- und Ausbau einer Wissensbasis

- zu den grundlegenden Sicherheitsanforderungen für neue KKW in Europa;
- zu den in den neuen Kernkraftwerken angewandten (sicherheits-)technischen Lösungen;
- zu Einschätzungen zu wichtigen Sicherheitsfragen für diese KKW;
- zum Vorbereitungs- und Realisierungsstand konkreter Projekte, wie AES-2006, KLT-40, EPR,

Mit der Rev. 3 des Änderungsdiensts zum Vorhaben wurde darüber hinaus vereinbart, die ursprünglich im AP 6 enthaltene Aufgabe zur Erstellung einer technischen Beschreibung des KKW Belene im AP 3 zu bearbeiten, um zusätzliche Mittel für vertiefte Sicherheitsanalysen zur Verfügung zu haben.

4.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

Im Berichtszeitraum wurden kontinuierlich die öffentlich zugänglichen Quellen (Literatur, Press Review der Riskaudit-Büros Moskau und Kiew, Konferenzen, Internetrecherchen) hinsichtlich technischer Informationen zu neuen Reaktorprojekten ausgewertet. Die Ergebnisse dieser Recherchen wurden periodisch aufbereitet und für die Information des Auftraggebers anlässlich des Jour Fixe Ost bzw. für die Zusammenstellung aktueller Dossiers über Kraftwerksneubauprojekte verwendet (z. B. für das KKW Mochovce-3,4). Darüber hinaus wurden diese Informationen in Vorträgen innerhalb und außerhalb der GRS genutzt (z. B. GRS-Akademie, Kommunikationsforum GRS Köln).

4.2.1 Teilnahme an internationalen Konferenzen und Workshops zu neuen Reaktoren

4.2.1.1 Internationale Konferenzen zur Entwicklung der Kernenergie in Russland

Der russische Kernkraftwerksbetreiber „Konzern Rosenergoatom“ veranstaltet im Zwei-jahres-Rhythmus internationale wissenschaftlich-technischen Konferenzen unter dem Titel „Sicherheit, Effektivität und Wirtschaftlichkeit der Kernenergie“. Auf diesen Konferenzen wird an jeweils zwei Tagen ein sehr breites Spektrum von Fragen bezüglich des sicheren Betriebs der russischen Kernkraftwerke, realisierten und geplanten Modernisierungen der Anlagen und zum Ausbau und weiteren Entwicklung der Kernenergienutzung in Russland behandelt. Am ersten Konferenztag werden von hochrangigen Vertretern nahezu aller wichtigen Player in der russischen zivilen Nuklearindustrie in einer Plenarveranstaltung zusammenfassende Vorträge zu aktuellen Tätigkeitsschwerpunkten, Ergebnissen und Aufgaben zur Weiterentwicklung der Kernenergie in Russland gehalten. Neben Verbesserungen im Betrieb der laufenden Anlagen bilden die Planung und Realisierung neuer Kernkraftwerksprojekte einen wichtigen inhaltlichen Schwerpunkt der Konferenz. Am zweiten Tag wird eine Vielzahl interessanter Fachvorträge in ca. 8 -10 parallelen Sitzungen angeboten.

Eine weitere wichtige, regelmäßig stattfindende Konferenz in Russland ist die vom Hauptkonstrukteur der WWER-Kernkraftwerke des OKB Gidropress in Podolsk veranstaltete internationale wissenschaftlich-technischen Konferenz unter dem Titel „Safety Assurance of NPP with WWER“. Diese Konferenz, die alle zwei Jahre im Wechsel mit der Konferenz des russischen Betreiberkonzerns „Rosenergoatom“ durchgeführt wird, bietet ebenfalls einen sehr guten Überblick über den aktuellen Entwicklungsstand neuer WWER-Reaktorkonzepte und aktuelle Informationen zur Umsetzung des russischen Programms zum Ausbau der Kernenergienutzung. Der Schwerpunkt dieser Konferenz, die üblicherweise vier Tage dauert, liegt jedoch auf der Vorstellung von Ergebnissen aktueller Arbeiten aus Forschung und Entwicklung sowie zur Verbesserung des Anlagenbetriebs.

Beide Konferenzen bieten einen ausgezeichneten Überblick über aktuelle Schwerpunkte der Weiterentwicklung der Kernenergie in Russland. Mit der regelmäßigen Teilnahme an diesen Veranstaltungen verfolgt die GRS folgende Ziele:

- neueste Informationen zur Umsetzung des sehr ehrgeizigen russischen Programms zum Ausbau der Kernenergienutzung zu erhalten,
- Informationen zum Entwicklungsstand von WWER-Konzepten und zu technischen Lösungen aus erster Hand zu erhalten, speziell zu den Anlagen der Generation 3+,
- einen Überblick zu den aktuellen Betriebserfahrungen der laufenden russischen Kernkraftwerke und realisierte bzw. geplante Modernisierungen zu erhalten,
- die Pflege der fachlichen Kontakte zu russischen Organisationen auf dem Gebiet der Kernenergie, speziell zu den Partnern in den zurzeit laufenden Ostvorhaben (z. B. 3608R01504, 3608I01512, 3608R01503 und Belene-Review).

Die Informationen und die umfangreichen Unterlagen, die teilweise direkt in den Fachseminaren eingeholt wurden, werden hinsichtlich ihrer weiteren Verwendung ausgewertet (z. B. Information an den Auftraggeber, GRS-V-Berichte, Einbindung in die verschiedenen Informationssysteme der GRS zu Ostreaktoren, Bereitstellung aller Konferenzunterlagen im Rechnernetz der GRS).

Nachfolgend wird eine kurze Information über die im Berichtszeitraum besuchten Konferenzen in Russland gegeben:

Im Mai 2008 besuchte ein Mitarbeiter der GRS im Rahmen des Vorhabens 3608R01503 die 6. Internationale wissenschaftlich-technischen Konferenz „Sicherheit, Effektivität und Wirtschaftlichkeit der Kernenergie“ des russischen Kernkraftwerksbetreibers „Rosenergoatom“. Diese Konferenz mit ca. 600 Teilnehmern aus 12 Ländern gab an zwei Tagen einen sehr breit gefächerten Überblick über die Ergebnisse des Betriebs der russischen Kernkraftwerke, den Entwicklungsstand neuer WWER-Reaktorkonzepte und aktuelle Informationen zur Umsetzung des russischen Programms zum Ausbau der Kernenergie. Das kommt auch in den Themen der sechs Fachsektionen zum Ausdruck, die bei dieser Konferenz darüber hinaus noch weiter in Untersektionen unterteilt waren:

1. Betrieb der Kernkraftwerke;
2. Instandhaltung und Reparatur, Anlagenmodernisierung und Lebensdauerverlängerung;
3. Strahlensicherheit und Störfallvorsorge;
4. Wissenschaftliche und technische Unterstützung des KKW-Betriebs;
5. Wirtschaftlichkeit der Kernenergie;
6. Innovative Technologien und russische Kernenergie-Entwicklungsstrategie.

Die Handouts während der Konferenz zugänglich gemachten Plenarvorträge und von Vorträgen aus den besuchten Sektionen 1 und 6 wurden in Bezug auf die neuen russischen Reaktorprojekte ausgewertet.

Ende Mai 2009 nahmen zwei Mitarbeiter der GRS an der 6. Internationalen wissenschaftlich-technischen Konferenz „Safety Assurance of NPP with WWER“ des OKB Gidropress in Podolsk teil. Diese Konferenz, die alle zwei Jahre im Wechsel mit einer Konferenz des russischen Betreiberkonzerns „Rosenergoatom“ durchgeführt wird, bietet einen sehr guten Überblick über den Entwicklungsstand neuer WWER-Reaktorkonzepte und aktuelle Informationen zur Umsetzung des russischen Programms zum Ausbau der Kernenergienutzung.

Darüber hinaus wurden in den sechs Fachsektionen

- Entwicklung und Validierung von Simulationsprogrammen;
- Überprüfung technischer Lösungen, experimentelle Untersuchungen in der Design- und Inbetriebnahmephase;
- Kernbrennstoff und Reaktorphysik;
- Betriebserfahrung, Monitoring, Diagnose, Modernisierung und Laufzeitverlängerung;
- Werkstoffwissenschaften, Festigkeit und Wasserchemie;
- Innovative Reaktoren der Generation IV mit überkritischem Kühlmittel

die Ergebnisse aktueller Arbeiten aus Forschung und Entwicklung sowie zur Verbesserung des Anlagenbetriebs vorgestellt.

Eine Sammlung der Abstracts der Konferenzbeiträge wurde durch den Veranstalter auf einer CD-ROM übergeben. Die umfangreichen Unterlagen, die teilweise direkt in den Fachseminaren eingeholt wurden, wurden für einen GRS-V-Bericht ausgewertet /RIW 09b/ und auf GRS-Servern verfügbar gemacht.

Am 26. und 27. Mai 2010 nahm ein GRS-Mitarbeiter an der 7. Internationalen Wissenschaftlich-technischen Konferenz „Nuclear Engineering Safety, Efficiency and Economy“ des russischen Kernkraftwerksbetreibers „Rosenergoatom“ teil. Das Programm der Konferenz war, wie bereits bei den vorangegangenen Veranstaltungen, inhaltlich sehr breit angelegt. Die Schwerpunkte der Konferenz waren:

- Betrieb der Kernkraftwerke
 - Betrieb von KKW mit WWER-, RBMK- und BN-Reaktoren,
 - Wärmetechnische Ausrüstungen, Diagnostik, Restlebensdauer; Modernisierung und Lebensdauerverlängerung der Kernkraftwerke,
 - Instandhaltung und Reparatur, Werkstoffwissenschaft und Materialprüfung (Metall),
 - Verbesserung der elektrische Ausrüstungen und der Leittechniksysteme,
 - Brandsicherheit in den Kernkraftwerken,
 - Management des abgebrannten Kernbrennstoffs, Stilllegung von Kernkraftwerken,
 - Abfallmanagement für die radioaktiven Abfälle,
 - Strahlenschutz, Ökologie und Notfallplanung,
 - Organisation und Technologien der Instandhaltung.
- Entwicklung der Kernenergie
- Ökonomie der Kernenergienutzung

Mit besonderem Interesse wurden durch den GRS-Teilnehmer die Plenarvorträge verfolgt, die einen sehr guten Überblick über die aktuelle Situation im russischen Kernenergiesektor gegeben haben. Aber auch in den beiden besuchten Sektionen wurde eine ganze Reihe von sehr interessanten Vorträgen gehalten, beispielsweise zu neuen russischen Reaktorkonzepten, zu den Besonderheiten beim Bau der WWER-1000-Anlage im KKW Buser und zum Einsatz moderner technischer Lösungen für den Betrieb und den Neubau von KKW. Die Konferenzunterlagen wurden in einem GRS-V-Bericht /RIW 10b/ ausgewertet.

Darüber hinaus hat ein Mitarbeiter der GRS im Mai 2008 an der russischen internationalen Konferenz „Kleine Energieanlagen“ in Moskau teilgenommen. In der Sektion „Projekte und Anlagen in der Kernenergiewirtschaft“ wurde über den Stand der Entwicklung und die technischen Lösungen russischer Konzepte für kleine und mittlere kerntechnischen Anlagen zur Elektroenergie- und Wärmeversorgung berichtet. Ein Teil der vorgestellten Projekte wird bereits realisiert (schwimmendes KKW mit zwei Reaktoren des Typs KLT-40S) bzw. ist Bestandteil des russischen Kernenergie-Entwicklungsprogramms und soll vor 2020 in Betrieb gehen (WBER-300).

4.2.1.2 Workshops der finnischen Behörde STUK den Erfahrungen bei Genehmigung und Aufsicht für den Neubau des KKW Olkiluoto-3

Vom 01. – 04.09.2008 nahmen GRS-Mitarbeiter an einem Workshop der finnischen atomrechtlichen Behörde STUK zur Lizenzierung und Aufsicht für den Neubau des KKW Olkiluoto-3 in Helsinki und Olkiluoto teil /JAR 08/. Olkiluoto ist der erste Standort, an dem mit dem EPR ein Reaktor der neuen III. Generation errichtet wird. Die Inbetriebnahme ist aus heutiger Sicht für das Jahr 2013 geplant.

Die 22 Vorträge von Mitarbeitern der finnischen Behörde STUK ermöglichten einen guten Überblick über alle Phasen der Genehmigung und Aufsicht, beginnend mit den Schritten vor der Regierungs- und Parlamentsentscheidung (Decision in Principle) bis hin zur Betriebsgenehmigung. Besonders interessant waren dabei die jeweiligen Erfahrungsberichte mit dem Schwerpunkt „Lessons learned“. Die finnische Genehmigungsbehörde führt ein umfangreiches Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren mit Inspektionen bei den Komponentenherstellern und auf der Baustelle durch. Allein in der Phase der Baugenehmigung gab es ca. 1.500 zusätzliche Anforderungen (requests) zum vorläufigen Sicherheitsbericht der Anlage. STUK beurteilt auch die sicherheitsrelevanten Aspekte der Kompetenz und der Betriebsführung der involvierten Firmen. Der Aufwand für die behördliche Aufsicht für Olkiluoto-3 beträgt seit 2004 mindestens 24 Mannjahre pro Jahr (2007: 29 Mannjahre).

Ergänzt wurde das Programm durch fünf Beiträge des Betreibers TVO, einen Vortrag von AREVA, einen Vortrag der IEAO zur Unterstützung von Staaten, die neu in die Kernenergie einsteigen wollen, sowie eine kurze Besichtigung der Baustelle. Der Workshop war mit ca. 140 Teilnehmern sehr gut besucht. Teilnehmer waren alle möglichen Stakeholder, dominiert durch Vertreter von Behörden, Sachverständigen und Kraftwerksbetreibern.

Vom 30.08. – 03.09.2010 organisierte die finnische Behörde STUK, wiederum in Helsinki und Olkiluoto, einen weiteren Workshop über Erfahrungen beim Bau und zur regulatorischen Aufsicht von Kernkraftwerken. Auch an dieser Veranstaltung nahmen GRS-Mitarbeiter entsprechend Festlegungen des Jour Fixe teil. Mit der Teilnahme von mehr als 200 ausländischen Fachleuten (2008: 120) stieß die Veranstaltung auch international auf großes Interesse. Auffallend war der gestiegene Anteil von Teilnehmern aus Asien und Amerika.

Das inhaltliche Spektrum der Veranstaltung wurde gegenüber 2008 erweitert. Neben den zahlreichen Vorträgen von STUK-Experten über die aktuellen Aufgaben, Herausforderungen und Erfahrungen im Genehmigungs- und Aufsichtsprozess für den EPR in Olkiluoto-3 wurde auch über den Stand der Vorbereitungsarbeiten für die weiteren finnischen KKW-Neubauten Olkiluoto-4 und Fennovoima-1 berichtet. Die finnische Genehmigungsbehörde führt ein umfangreiches Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren mit Inspektionen bei den Komponentenherstellern und auf der Baustelle durch. STUK beurteilt auch die sicherheitsrelevanten Aspekte der Kompetenz und der Betriebsführung der involvierten Firmen. Der Aufwand für die regulatorische Aufsicht für Olkiluoto-3 wuchs zwischen 2004 und 2009 von 24 auf 34 Mannjahre pro Jahr.

Neben STUK berichteten weitere nationale Aufsichtsbehörden über ihre Erfahrungen in Bezug auf Neubaukraftwerke. Hervorzuheben war hierbei ein sehr informativer Vortrag der französischen Behörde ASN über ihre Erfahrungen bei der regulatorischen Aufsicht der Errichtung des KKW Flamanville-3. Ein Vertreter des Korean Institute of Nuclear Safety (KINS) berichtete über koreanische regulatorische Erkenntnisse. Herr Koenick informierte über Entwicklungen bei den IAEA Safety Standards.

Am Abschlusstag erhielten weitere Anbieter von Reaktortechnologie (GE Hitachi Nuclear Energy, Toshiba, Mitsubishi, KHNP) die Gelegenheit, über ihre Erfahrungen bezüglich der Errichtung neuer Kernkraftwerke zu berichten und ihre Reaktorkonzepte für den europäischen Markt vorzustellen.

Die Besichtigung des Standortes ermöglichte wegen der Kürze der Zeit nur einen groben Eindruck (s. auch. Abb. 3.1). Gepaart mit den Vorträgen von TVO und AREVA wurden aber die grundsätzlichen Fortschritte gut sichtbar. Bautechnisch sind mehr als 97 % fertiggestellt. 10 % der elektromechanischen Installation ist erfolgt (150 von 1500 km Trassierung). Inzwischen steht der Bau vor dem Übergang zu einer systembasierten Ablauforganisation. Zunehmend mehr wird TVO als Betreiber in die Arbeiten eingebunden. Ende 2012 soll der Reaktor mit Kernbrennstoff beladen werden. Der stellvertretende Direktor des KKW Olkiluoto, Herr Mannola informierte in seiner Begrüßung am Standort darüber, dass die Firma Positiva im Jahr 2012 die Baugenehmigung für das derzeit in Erkundung befindliche Endlager für abgebrannte Brennelemente beantragen wird.

Die beiden beschriebenen STUK-Workshops waren äußerst informativ. Die auf den Workshops vermittelten Erfahrungen und Erkenntnisse waren und sind sehr nützlich für

die weitere Projektarbeit. Sie wurden vielfältig genutzt und beispielsweise auf den Jour fixe Ost in ausführlichen Präsentationen vorgestellt. Zu beiden Workshops wurden GRS-V-Berichte erstellt (/JAR 08/, /RIW 10c/), in denen die wichtigsten Informationen in zusammengefasster Form dargestellt wurden. Darüber hinaus wurden alle verfügbaren Informationen (Berichte, Handouts) auf dem InfoServer der GRS verfügbar gemacht (<https://info.grs.de/PNS/FA/NeueReaktoren/Fin/default.aspx>).



Abb. 4.1 Blick auf die Baustelle des KKW Olkiluoto, Block 3 (Sommer 2010)

Zur kontinuierlichen Information über den Fortgang der Arbeiten im KKW Olkiluoto-3 und bei der Realisierung der beiden weiteren bestätigten finnischen Neubau-Kernkraftwerke sollte die Teilnahme an einen Folgeworkshop (voraussichtlich 2012) angestrebt werden.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass die Teilnahme an den oben genannten Konferenzen sehr nützlich war. Die eingangs genannten Ziele der Teilnahme wurden erreicht.

Die auf den Konferenzen erhaltenen Informationen zum russischen Kernenergiesektor werden über die in der GRS entwickelten Informationssysteme (Baulinien-Handbücher, Info-Server, Doku-Ost) bereitgestellt.

4.2.2 Teilnahme an den IAEA IPSART Missionen zur PSA für die Anlage Belene NPP

Diese Aufgabe wurde nach Abstimmung mit dem Auftraggeber zusätzlich in das Arbeitsprogramm aufgenommen. Vom 11. – 22.05.2009 fand bei der bulgarischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde BNRA in Sofia eine IAEA IPSART Mission zur Einschätzung der aktuellen Fassung der PSA für das im Bau befindliche Kernkraftwerk Belene in Bulgarien statt (IPSART = International PSA Review Team). BNRA ermöglichte auf Wunsch von Riskaudit die Teilnahme von Experten der GRS und von IRSN als Beobachter.

Des Weiteren nahm ein GRS-Experte mit Beobachterstatus auch an der IPSART-Follow-up-Mission zur PSA für das KKW Belene vom 18. – 22.10.2010 an der NPP in Sofia teil.

Die Veranstaltungen ermöglichten es, einen guten Überblick über den derzeitigen Zustand der PSA für das KKW Belene hinsichtlich Umfangs, Vollständigkeit und Qualität zu erhalten. Außerdem bot die Veranstaltung die Gelegenheit, das IAEO-Team und die bulgarischen Partner, die mit der PSA befasst sind, kennen zu lernen, was für weitere Aktivitäten von Vorteil sein kann.

Während der IPSART-Mission 2009 zeigte sich die PSA, bei allen erkannten Mängeln, in relativ guten Zustand, wenn man berücksichtigt, dass dies die erste Revision ist, und dass die Anlage noch nicht realisiert ist. Der Umfang der PSA umfasst für den Leistungsbetrieb

- Level 1 (interne und externe einleitende Ereignisse);
- Level 2 (nur für interne Ereignisse).

Für den Nichtleistungsbetrieb wurden nur interne Ereignisse im Level 1 untersucht. Schließlich wurde für Erdbebenfälle eine „Seismic Margin“-Analyse durchgeführt.

Bemängelt wurden vor allem

- unzureichende Dokumentation, Ergebnisdarstellung und Interpretation,
- das Fehlen der Leittechnik, wodurch systemübergreifende Abhängigkeiten nicht berücksichtigt werden,

- die Ermittlung der Zuverlässigkeitskenngrößen mit Bayes'schem Ansatz (inklusive Unsicherheiten),
- die Modellierung der GVA (inklusive Unsicherheiten),
- die Vorläufigkeit der Erdbebenanalyse,
- im Level 2 die fehlenden deterministischen Unfallablaufanalysen,
- im Level 2 das Fehlen der Analyse für Nichtleistungsbetrieb.

Die Kommentare des IPSART-Teams im Rahmen der Mission 2009 wurden vom PSA-Ersteller in vielen Fällen anerkannt, und es wurde auf die anstehende Überarbeitung der PSA verwiesen, die die meisten der Themen aufgreifen würde /LOE 09/.

Während der Follow-up-Mission wurde eine Revision 2 der PSA vorgelegt, die einen Zwischenschritt im Genehmigungsprozess der Anlage Belene darstellt. Wichtige Mängel aus den vorangegangenen Revisionen 0 und 1 wurden auf die Detail Design Phase verschoben, so dass sie in dieser Version noch nicht berücksichtigt wurden. Andere Mängel wurden dagegen schon beseitigt (z. B. verbesserte Dokumentation bei Level 2 und beim Nichtleistungsbetrieb, Vorlage einer Seismik-PSA).

Bemängelt wurden während der Follow-up-Mission vor allem

- das Fehlen eines integralen RiskSpectrum-Modells für alle Betriebszustände und PSA-Levels,
- das Fehlen der Leittechnik, wodurch systemübergreifende Abhängigkeiten nicht berücksichtigt werden,
- die Bewertung der GVA bei Handmaßnahmen vor Störfalleintritt,
- die Mängel bzw. Unvollständigkeit der Importanz- und Unsicherheitsanalyse im Level 1,
- die Vernachlässigung der internen Überflutung,
- die Rolle des passiven Nachwärmeabfuhrsystems bei externen Ereignissen,
- das Fehlen der Analysen für Multikompartiment-Brände und für Brand auf der Hauptwarte,
- die Diskrepanz zwischen Level-1 und Level-2 Ergebnis.

Auch bei der IPSART-Follow-up-Mission wurden die Kommentare des IPSART-Teams vom PSA-Ersteller in vielen Fällen anerkannt, und es wurde auf die anstehende Überarbeitung der PSA für die Detail Design Phase verwiesen, die die meisten der Themen aufgreifen würde. Es ist deshalb wichtig, den Prozess der Vervollständigung und Verbesserung der PSA in der Detail Design Phase weiter zu verfolgen.

Die Ergebnisse der beiden IPSART-Missionen wurden in zwei GRS-V-Berichten /LOE 09/, /MAY 10/ dokumentiert. Die vor und während der Meetings bereitgestellten Unterlagen sind in elektronischer Form auf dem Informations- und Wissensportal info.grs.de (InfoServer) verfügbar und können bei vorliegender Berechtigung über folgenden den Link abgerufen werden:

<https://info.grs.de/GCP/Bil-Coop/belene/default.aspx>.

4.2.3 Technische Beschreibung des russischen Reaktorkonzepts AES-92

Die in diesem Arbeitspunkt durchgeführten Arbeiten zur Erstellung einer technischen Beschreibung der Sicherheitsmerkmale des neuen russischen Reaktorkonzepts AES-92, wie es am Standort Belene realisiert werden soll, bauen auf den von der bulgarischen Behörde im Rahmen eines Reviews des Interim Safety Analysis Report (ISAR) für das geplante bulgarische Kernkraftwerk Belene übergebenen detaillierten technischen Unterlagen auf. Zielstellung war, die sehr umfangreichen Informationen aus dem ISAR in einer leicht zu lesende Zusammenfassung für einen breiteren Kreis an Nutzern aufzubereiten. Für diese Arbeiten standen ausführliche technische Unterlagen zur Verfügung, so dass die Arbeiten mit der nötigen Analysetiefe und -genauigkeit ausgeführt werden konnten, was allerdings andererseits auch zu einem erheblichen Zeitaufwand führte. Der Fortschritt der Arbeiten wurde teilweise erheblich durch eine unsystematische und z. T. fehlerhafte Darstellung in den Originalunterlagen zum AES-92 behindert.

Bis Ende 2009 wurden schwerpunktmäßig Untersuchungen dazu durchgeführt, wie die bekannten Sicherheitsdefizite der WWER-1000-Anlagen (z. B. IAEA-EBP-WWER-05) und die bekannten generischen Sicherheitsfragen für Druckwasserreaktoren (z. B. NUREG 0933) im Design berücksichtigt wurden, und zu den neuen innovativen „passiven“ Sicherheitssysteme von besonderem Interesse, die gemäß der Sicherheitsphilosophie des AES-92-Konzepts die üblichen aktiven Sicherheitssysteme ergänzen. Gemäß der Auslegungsphilosophie der Anlage treten diese „passiven“ Sicherheitssysteme

me projektgemäß bereits im Auslegungsbereich der Anlage (bei Ausfall von Strängen der viersträngigen aktiven Sicherheitssysteme gemeinsam mit den verbliebenen „aktiven“ Sicherheitssystemen in Funktion. Dadurch wurden die nötigen Informationen zum Verständnis der Funktionsweise und der Interaktion der Sicherheitssysteme erarbeitet. Das AES-92-Projekt enthält im Vergleich zum WWER-1000/W-320 sieben neue innovative Systeme (s. auch Abb. 4.2):

- doppelwandiges Containment mit einer gegen den Absturz eines kommerziellen Passagierflugzeuges ausgelegten äußeren Hülle;
- Schmelze-Rückhaltesystem basierend auf einem externen Core-Catcher;
- zusätzliches schnelles passives Bor-Einspeisesystem für ATWS-Störfälle;
- kombiniertes betriebliches und Sicherheitssystem zur primärseitigen Nachwärmeabfuhr;
- ein sekundärseitiges passives Wärmeabfuhr-System aus den Dampferzeugern an die Außenluft (SPOT),
- zusätzliche Wasservorräte in passiven Flutbehältern („second stage hydro-accumulators“), die in der Niederdruckphase eines Kühlmittelverluststörfalls bei Ausfall der aktiven Notkühlsysteme eingespeist werden;
- ein „passive annulus filtering system“, das passiv die Luft aus dem Raum zwischen innerem und äußerem Containment filtert und so radioaktive Freisetzungen reduziert.

Die Anlagenbeschreibung wurde unter dem Arbeitstitel „Belene-Handbuch“ in Form von vier Einzeldokumenten erstellt:

- Teil 1 – Allgemeine Anlagenbeschreibung (ca. 80 Seiten) /MUR 10a/,
- Teil 2 – Die wichtigsten Verbesserungen an den Komponenten des Primärkreises (ca. 15 Seiten),
- Teil 3 – Die Sicherheitssysteme (ca. 90 Seiten),
- Anhänge: ca. 50 Seiten in englischer Sprache.

Teil 1 ist als GRS-V-Bericht verfügbar. Die Teile 2 und 3 sowie die Anhänge enthalten teilweise sehr spezifische Informationen und können wegen der mit der bulgarischen

Behörde BNRA vertraglich vereinbarten Vertraulichkeit nur auf der Belene-Teamsite für die zugelassenen die GRS-Mitarbeiter zur Verfügung gestellt werden.

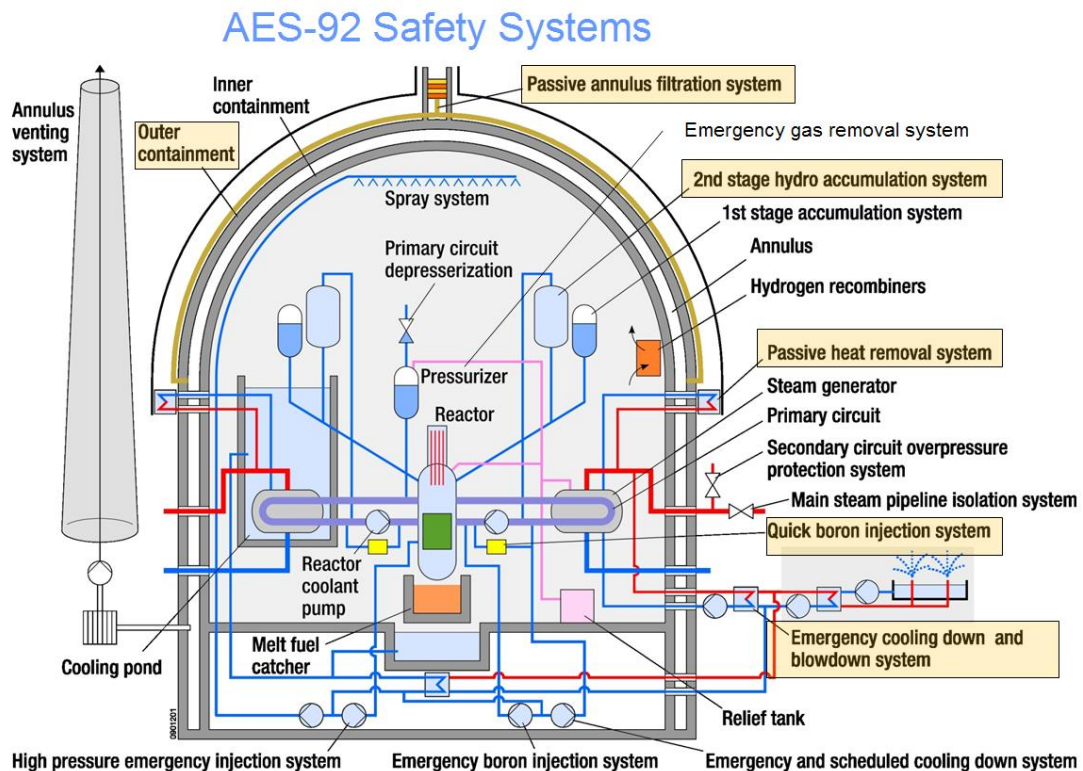


Abb. 4.2 Sicherheitssysteme im Projekt AES-92

4.2.4 Beschreibung der russischen KKW-Baulinie WWER-1200 (AES-2006)

Die geplante Entwicklung der russischen Kernkraftwerkskapazitäten soll bis zum Jahr 2020 vor allem auf der Basis der Errichtung neuer KKW des Typs AES-2006 erfolgen. Dabei ist zu beachten, dass unter dieser Bezeichnung gegenwärtig an den Standorten Nowoworonesh-II (WWER-1200/W-392M) und Leningrad-II (WWER-1200/W-491) jeweils zwei Prototypblöcke auf der Basis unterschiedlicher Projekte errichtet werden, die von Atomenergoprojekt Moskau bzw. Atomenergoprojekt St. Petersburg projektiert wurden. Obwohl gleiche Hauptkomponenten (Reaktor, Dampferzeuger, Hauptkühlmittelpumpen) zum Einsatz kommen, ist der Primärkreislauf nach Aussagen von OKB Hidropress wegen der Unterschiede in Sicherheits- und Hilfssystemen nur zu etwa 70 % baugleich. Einige wichtige Unterschiede in der Konfiguration der Sicherheitssysteme für beide Projekte sind aus der nachfolgenden Tabelle ersichtlich (Quelle: www.neimagazin.com, October 2009).

Tab. 4.1 Vergleich der Sicherheitssysteme der beiden russischen Projekte der Baulinie WWER-1200 (AES-2006)

	W-392M	W-491
Anzahl Steuerstäbe	121	121
Aktives Notkühlssystem	Kombiniertes, Hoch- und Niederdrucksystem mit Saugstrahlpumpen, zwei Kanälen und internen Redundanzen in den Kanälen	Getrennte Hoch- und Niederdrucksysteme mit einer Redundanz von 4x100%
Passive Hydroakkumulatoren	passiv, vier Kanäle	passiv, vier Kanäle
HD-Boriersystem	Zwei-Kanal-System mit 2x100% und einer Redundanz von 2x50% in den Kanälen	Vier-Kanal-System mit einer Redundanz von 4x50%
Notspeisewassersystem	nicht vorhanden	Systemredundanz 4x100%, vier Kanäle mit Notspeisewasserbehältern
Dampferzeuger-Notabkühlssystem	Geschlossenes System mit einer Redundanz von 2x200%	Nicht vorhanden
Passives Kernflutssystem (HA-2)	Passives System mit vier Kanälen mit je zwei Vorratsbehältern	Nicht vorhanden
Passives Dampferzeuger-Notkühlssystem (SPOT)	Passives System mit vier Kanälen mit je zwei luftgekühlten Wärmetauschern	Passives System mit vier Kanälen mit je 18 wassergekühlten Wärmetauschern

Beide Projekte verfügen über ein Doppelcontainment, einen Core-Catcher und Wasserstoff-Rekombinatoren, das Projekt W-491 zusätzlich über ein passives Containment-Kühlssystem. Die bisher verfügbaren technischen Informationen reichen für einen fundierten sicherheitstechnischen Vergleich der beiden Konzepte noch nicht aus.

Im Vorhaben wurde mit dem Aufbau einer Datenbasis für die Baulinie AES-2006 auf der Basis des Info-Servers der GRS unter Sharepoint begonnen. Dazu wurde zunächst eine Bibliothek von relevanten Dokumenten zu verschiedenen AES-2006-Projekten aufgebaut. Die wichtigsten Quellen sind Konferenzbeiträge, sonstige Präsentationen im Zusammenhang mit der Vorbereitung konkreter Kraftwerksprojekte, Fachartikel (vorrangig aus der Zeitschrift von Rosatom). Es ist in der Regel schwierig, die in diesen Quellen enthaltenen technischen Details zu verifizieren. Ein erheblicher Teil der Dokumente liegt nur in russischer Sprache vor. Die Datenbasis für AES ist – entsprechende Zugangsberechtigungen vorausgesetzt – unter folgender EXTRANET-Adresse erreichbar: <https://info.grs.de/PNS/FA/rf-neuekkw/aes-2006/default.aspx>.

Unter Nutzung der Informationen aus der Datenbank wurde die erste Version einer technischen Beschreibung für die Baulinie AES-2006 in der Form eines GRS-V-Berichts erstellt /IVE 11/.

4.2.5 Generische Trends in der Entwicklung und Herstellung der Leittechnik für WWER-Reaktoranlagen

Die Leittechnik der WWER-Anlagen bis Ende der achtziger Jahre war fast ausschließlich auf der Basis der analogen Baugruppen realisiert. Einige Ausnahmen sind die speziellen kerntechnischen Einrichtungen (u. a. in-core-Messungen) und die Informationsrechneranlagen.

Seit den 1990er Jahren sind die leittechnischen Einrichtungen in den Kernkraftwerken mit WWER-Reaktoren Gegenstand umfangreicher Modernisierungsmaßnahmen. Grund dafür ist zum einen die zunehmend erschwerte Ersatzteilbeschaffung bei den bisher eingesetzten konventionellen leittechnischen Einrichtungen, zum anderen die Umsetzung der neuen nationalen regulatorischen und internationalen Anforderungen an die Leittechnik der Reaktoranlagen u. a. hinsichtlich Qualität, Zuverlässigkeit, Automatisierungsgrad, Ergonomie.

Wegen der großen sicherheitstechnischen Bedeutung der Modernisierung der Leittechnik wurden im Rahmen des Vorhabens 3608R01504 folgende Aspekte der Weiterentwicklung der Leittechnik in WWER-Anlagen untersucht:

- Übersicht über den Einsatz digitaler Leittechnik beim Neubau und bei der Modernisierung (Umrüstung) von Kernkraftwerken mit WWER-Reaktoren
- Kompatibilitätsaspekte zwischen den westlichen und russischen sicherheitstechnischen Anforderungen beim Einsatz westlicher Sicherheitsleittechnik in der modernen WWER-Anlage.

Mit diesem Ziel wurde ein GRS-V-Bericht /PIL 10/ erstellt, in dem die in der GRS verfügbaren Informationen zum Einsatz digitaler Sicherheitsleittechnik in WWER systematisch aufbereitet und mit folgenden inhaltlichen Schwerpunkten dargestellt werden:

- Ausgewählte Leittechnik-Hersteller in den ehemaligen GUS-Staaten,

- Hersteller leittechnischer Ausrüstung für die WWER-Reaktoranlagen aus westlichen Ländern an Beispielen von AREVA/SIEMENS,
- Beispiele der Modernisierung der Leittechnik in den WWER-Reaktoranlagen (KKW Temelin, KKW Dukovany),
- Modernisierung der Leittechnik in russischen Kernkraftwerken,
- Modernisierung der Neutronenflussinstrumentierung in den WWER-Anlagen,
- Neue WWER-Reaktoranlagen (KKW Tianwan, KKW Belene).

Der Bericht wurde auf der Basis unterschiedlicher Informationsquellen erstellt. Nicht alle Informationen konnten verifiziert werden und stellen zum Teil ein momentanes bzw. unvollständiges Bild der Entwicklungen und Tendenzen bei der Einführung digitaler Leittechnik in den WWER-Reaktoranlagen dar. Dennoch lassen sich zu den im Bericht dargestellten Sachverhalten folgende Trends feststellen:

- Die Modernisierung der Leittechnik in den in Betrieb befindlichen WWER-Reaktoranlagen erfolgt auf der Basis unterschiedlicher Technologien und verschiedener Hersteller, wobei in Russland und in der Ukraine die einheimischen, bereits etablierten Hersteller vorrangig eingesetzt werden. Dies betrifft sowohl Betriebs- als auch Sicherheitsleittechnik und insbesondere spezielle Anwendungen, wie die In-core- und Neutronenfluss-Instrumentierung, die Steuerung der Stabantriebe (SUS).
- Bei Errichtung neuer WWER-Reaktoranlagen im Inland (Russland, Ukraine) sind partiell westliche Hersteller der Leittechnik entweder als Lizenzgeber oder als Unterauftraggeber gefragt.
- Bei Errichtung neuer WWER-Anlagen im Ausland wird vorrangig qualifizierte Sicherheitsleittechnik auf der Basis von TELEPERM XS (AREVA) und die Betriebsleittechnik auf der Basis von SPPA-T2000 (Siemens) eingesetzt. Diese Firmen treten als Unterauftragnehmer oder Partner bei der Konzeptentwicklung auf.

Obwohl das grundsätzliche Konzept zur Störfallbeherrschung für alle WWER-Reaktoragentypen (WWER-440, WWER-1000) ähnlich ist, kann die Leittechnikstruktur in den verschiedenen WWER-Reaktoranlagen unterschiedlich sein. Die Unterschiede können aus der Sicht der Sicherheitsbewertung folgende wichtige Aspekte betreffen:

- Einzelfehlerkonzept: u. a. redundante Struktur der Sicherheitsleittechnik,
- Vorsorge gegen systematische Ausfälle in der softwarebasierten Leittechnik (u. a. analoges Back-up, Einsatz diversitärer Einrichtungen),
- Einsatz industrieller Baugruppen (COTS) in der Sicherheitsleittechnik,
- Mensch-Maschine-Schnittstelle (Ergonomie, Prüfungskonzept der Leittechnik, Notfallprozeduren usw.).

Die russischen Designer der neuen WWER-Reaktoranlagen haben 2006 eine Strategie für die Entwicklung neuer Leittechnikkonzepte für die zukünftigen Vorhaben ausgearbeitet. Diese Strategie sieht eine evolutionäre Entwicklung der Leittechnik für die neuen Reaktoranlagen AES-2006 einschließlich der Leittechnik für den Schnellen Brutreaktor vom Typ BN-800 vor.

Eine weitere Erkenntnis aus den Untersuchungen bezieht sich auf die Implementierung der festverdrahteten Sicherheitssteuerungen:

- trotz guter Betriebserfahrungen mit dem Einsatz der TXS-Sicherheitsleittechnik im KKW Tianwan (China) bleiben die fest verdrahteten Back-up-Maßnahmen im Leittechnik-Konzept des KKW's Belene berücksichtigt.

Die Erfahrungen mit der Einführung digitaler Leittechnik in den WWER-Reaktoranlagen ist auch für die Bewertung digitaler Leittechnik in den deutschen Anlagen von Bedeutung, weil ähnliche Technologien bei Modernisierungen sicherheitsrelevanter Leittechnik in den deutschen Kernkraftwerken eingesetzt werden:

- TELEPERM XS für die Sicherheitsleittechnik,
- SPPA-T2000 für die betriebliche Leittechnik,
- FPGA-basierte Baugruppen und Leittechniksysteme.

Nach Ansicht des Verfassers besteht weiterhin die Notwendigkeit, die Einführung der modernen digitalen Leittechnik in den WWER-Anlagen zu verfolgen. Insbesondere sind die Betriebserfahrungen auf dem TXS- und SPPA-T2000-Einsatz auch für die Sicherheitsbewertung in Deutschland von Bedeutung. Des Weiteren sollen zukünftige Aktivitäten auf einem direkten Kontakt mit Designer der WWER-Reaktoranlagen hinsichtlich Bewertung softwarebasierter Leittechnik erweitert werden.

5 **Auswertung der Betriebserfahrung (AP 4)**

5.1 **Zielstellung**

Der Erfahrungsrückfluss aus der Auswertung der Betriebserfahrungen von Kernkraftwerken ist eine wichtige Quelle für die ständige Erhöhung der Sicherheit der Kernanlagen. In diesem Arbeitspaket wurden deshalb die dazu geplanten Arbeiten für WWER-, RBMK- und CANDU-Reaktoren zusammengefasst:

1. Verfolgung der gemeldeten Ereignisse in Kernkraftwerken mit WWER-, RBMK- oder CANDU-Reaktoren

Die international gemeldeten Ereignisse in den genannten Anlagen sollten vor allem auf der Grundlage der IRS-Meldungen verfolgt werden. Die dabei gewonnenen Informationen sollten für die entsprechenden Baulinien-Handbücher aufbereitet und wichtige Ereignisse sicherheitstechnisch bewertet werden.

2. Die Informationen aus den Ereignisanalysen werden für jeweils relevante Generic Safety Issues aufbereitet

Mit diesen Arbeiten sollen entsprechende Erfahrungen bezüglich der effektiven Nutzung der internationalen Betriebserfahrung gesammelt werden. Dabei wird die GESI-Datenbank der GRS genutzt werden. Die gewonnenen Erfahrungen sollten Ende 2008 in einem V-Bericht dokumentiert werden.

3. Fortführung des Erfahrungsaustauschs mit der russischen Behörde Rostechadzor, SEC NRS und Rosenergoatom zur Auswertung der Betriebserfahrungen in den russischen und deutschen Kernkraftwerken auf Basis der meldepflichtigen Ereignisse

Die langjährige, erfolgreiche Zusammenarbeit mit Rostechadzor zu den meldepflichtigen Ereignissen in russischen und deutschen Kernkraftwerken sollte im vorliegenden Vorhaben mit der Durchführung von zwei weiteren Workshops zum Erfahrungsaustausch über die Betriebserfahrungen fortgeführt werden (Mitte 2009 und Ende 2010).

In Vorbereitung dieser Arbeitstreffen sollten von den russischen Partnern technische Notizen mit ausführlichen Informationen über die meldepflichtigen Störungen in den russischen Kernkraftwerken erstellt und an die GRS übergeben werden. Darüber hinaus sollte SEC NRS jeweils ein Bericht zum aktuellen Stand der Betriebssicherheit in diesen Anlagen erarbeiten und übergeben, der neben der sicherheitstechnischen Bewertung der Vorkommnisse auch Aussagen zu den festgelegten Korrekturmaßnahmen und zum Realisierungsstand dieser Maßnahmen enthält. In die Auswertung sollten durch SEC NRS die wichtigsten sicherheitsrelevanten Aussagen aus den Jahresberichten der einzelnen Anlagen einbezogen werden.

In Anpassung des Arbeitsprogramms während der Laufzeit des Vorhabens wurde die Mitarbeit eines GRS-Vertreters in der „Working Group on Regulatory Aspects of Organizational, Management and Safety Culture Related Issues of NPPs“ des WWER Cooperation Forums als zusätzliche Aufgabe in dieses Arbeitspaket aufgenommen. Im Gegenzug wurde die Anzahl der Workshops zum Erfahrungsaustausch über die Betriebserfahrungen auf eine Veranstaltung reduziert. Erstmals wurden auch Experten der ukrainischen Behörde zu dieser Veranstaltung eingeladen.

5.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

5.2.1 Verfolgung der gemeldeten Ereignisse in Kernkraftwerken mit WWER-, RBMK- oder CANDU-Reaktoren

Im gesamten Berichtszeitraum wurden aktuelle Informationen zu Ereignissen in Kernkraftwerken der Baulinien WWER, RBMK und CANDU verfolgt. Dazu wurden verschiedene Informationsquellen genutzt. Eine wichtige Informationsquelle ist das „Incident Reporting System“ der IAEA/NEA. In dieses weltweite Informationssystem zur Analyse der Betriebserfahrung werden durch die nationalen Koordinatoren Berichte zu sicherheitsrelevanten Ereignissen in Kernkraftwerken eingespeist, die von internationalem Interesse sind. Die im IRS-System verfügbaren Meldungen zu Ereignissen in KKW der o. g. Baulinien wurden periodisch gesichtet, ausgewertet und an die Baulinienverantwortlichen weitergeleitet sowie für die Aufnahme in die entsprechenden Baulinien-Handbücher vorbereitet.

Weitere Informationsquellen waren die Ergebnisse der Zusammenarbeit der GRS mit osteuropäischen Behörden und deren Expertenorganisationen. So wurden beispielsweise zu Beginn des Jahres 2008 Unterlagen von SEC NRS zu meldepflichtigen Ereignissen in russischen RBMK-Anlagen, die im Vorgängervorhaben übergeben wurden, teilweise übersetzt und ausgewertet. Darüber hinaus wurden beim Litauischen Energieinstitut LEI vorhandene Informationen zur Betriebserfahrung im KKW Ignalina gesichtet und ausgewertet. Im Rahmen des Erfahrungsrückflusses aus der Auswertung der Betriebserfahrung wurde ein Ereignis im Block 2 des KKW Ignalina vom 08.11.2007 (Reaktorabschaltung infolge eines Anstiegs des Dampfseparator-Füllstands) einer näheren Betrachtung unterzogen. Zur Auswertung wurden auch Experten der litauischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde VATESI herangezogen /BRA 09/.

Im Rahmen der Zusammenarbeit wurde in diesem Vorhaben durch Experten von SEC NRS im Unterauftrag ein Bericht mit der Beschreibung der meldepflichtigen Ereignisse in den russischen Kernkraftwerken Kursk, Leningrad und Smolensk in den Jahren 2007 und 2008 erstellt und an die GRS übergeben /SEC B1/. In einem weiteren Bericht haben die russischen Experten die Ergebnisse ihrer Auswertung der Betriebserfahrung der russischen RBMK-Reaktoren in diesen Jahren zusammengefasst. Dabei wurden neben den Informationen zu meldepflichtigen Ereignissen auch die Jahresberichte der KKW zum sicheren Betrieb der Anlagen ausgewertet /SEC B2/.

Ein weiterer wichtiger Aspekt der Arbeiten zur Auswertung der Betriebserfahrung ist die fachliche Unterstützung des Auftraggebers bei der Beantwortung von Ad-hoc-Anfragen zu Ereignissen in WWER- und RBMK-Anlagen. In diesem Zusammenhang wurden von den Experten der GRS häufig zusätzliche Informationen von ausländischen Kooperationspartnern zur Klärung der technischen Sachverhalte und zur Situation in der Anlage eingeholt. Nachfolgend seien stellvertretend drei Ereignisse genannt, die durch die GRS mit Hilfe zusätzlich beschaffter Informationen kurzfristig bewertet wurden:

- Störung im Block 2 des KKW Rowno am 10.06.2008 (Leckage von 2 m³/h Primärkühlmittel ins Confinement infolge Undichtigkeit einer Armatur in der DH-Sprühleitung);
- Ereignis im Block 3 des KKW Rowno am 24.07.2008 mit Ansprechen des Reaktorschutzes nach Füllstandsabfall in einem der Dampferzeuger infolge einer Fehlfunktion der Ansteuerung des zugehörigen Speisewasserregelventils);

- Ereignis im KKW Paks, Block 4, am 04.05.2009 (Lastabsturz mit Aktivitätsfreisetzung in der Reaktorhalle während der Revision der Anlage).

Darüber hinaus wurden in einer Reihe von Gesprächen die Ursachen und Hintergründe für das Ereignis am 22.09.2009 im KKW Rowno-3, wo es während der Funktionsprobe eines DH-Sicherheitsventils vor Wiederinbetriebnahme der Anlage nach Revision zu einem Leckstörfall wegen Nichtschließens des getesteten Sicherheitsventils der Fa. Sempell gekommen war, geklärt /ROW 09a/. Als Störungsursache wurde der Einbau von Nicht-Originalersatzteilen (ohne Zustimmung von Sempell) während der vorhergegangenen Revision der betroffenen Armatur ermittelt. Eines dieser Ersatzteile mit nicht exakten Maßen hatte die Entlastungsleitung des Hauptventils blockiert /SEM 09/. Die Anlage war nach dem Ereignis längere Zeit außer Betrieb.

5.2.2 Aufbereitung der Informationen aus den Ereignisanalysen für WWER-1000-Anlagen für relevante Generic Safety Issues

In diesem Arbeitspunkt sollte eine Auswertung der Betriebserfahrung der WWER-1000-Kraftwerke im Hinblick auf die generischen Sicherheitsfragen für Druckwasserreaktoren erfolgen. Da entgegen der ursprünglichen Planung und der Praxis der Vorjahre keine Übergabe der Informationen zu allen meldepflichtigen Störungen in den WWER-Anlagen in Russland im Zeitraum von 2007 – 2009 mit SEC NRS vereinbart werden konnte, wurde festgelegt, dass die geplanten Arbeiten auf der Grundlage der in den Jahren 2008 – 2010 an das Incident Reporting System (IRS) der IAEA/NEA gemeldeten Ereignisse für WWER-1000-Anlagen durchgeführt werden. Mit der Auswertung von WWER-Ereignissen sollen entsprechende Erfahrungen bezüglich der effektiven Nutzung der internationalen Betriebserfahrung gemacht werden.

Die Datenbank **GeSi** ist ein wichtiges Instrument zur Planung und Steuerung von Maßnahmen zur Erhaltung des kerntechnischen Know-hows der GRS. Die Einbindung der internationalen Betriebserfahrung als Informationsquelle dient gleichzeitig zur Weiterentwicklung der Datenbank als ein Basiselement innerhalb eines Wissens- und Informationsmanagementsystems. D. h. die ursprüngliche entwickelte Datenbank „GeSi“ zu generischen Fragestellungen wird mit diesen Arbeiten zur internationalen Betriebserfahrung von WWER Reaktoren ergänzt und weiterentwickelt.

Damit soll die Datenbank **GeSi** als Informations- und Wissensplattform einem größeren Nutzerkreis zur Verfügung gestellt werden um somit die Transparenz und den Austausch zu generischer Sicherheitsfragen zu erleichtern.

Im Rahmen der hier beschriebenen Arbeiten im Vorhaben 3608R01504 wurden folgende Meldungen hinsichtlich ihrer Sicherheitsrelevanz für die „Generic Safety Issues“ bewertet:

IRS 7939; IRS 7948; IRS7979; IRS 7981; IRS 7982; IRS 8001; IRS 8021, IRS 8032; IRS 8055; IRS 8081; IRS 8089.

Von den insgesamt elf untersuchten Ereignissen für WWER-1000 im Analysezeitraum wurde vier Ereignisse in die Signifikanzkategorie „keine“, fünf Ereignisse in die Kategorie „gering“ und zwei Ereignisse in die Kategorie „mittel“ eingestuft.

Für Einzelheiten hinsichtlich des methodischen Vorgehens und der Bewertung der Sicherheitsrelevanz der Einzelereignisse wird hier auf den entsprechenden Fachbericht /SBE 11/ verwiesen.

Die angewandte Methode und die Ergebnisse der durchgeführten Arbeiten sollen auch auf einem nächsten Arbeitstreffen zur Auswertung der internationalen Betriebserfahrung mit russischen und ukrainischen Fachleuten vorgestellt werden, um einen möglichen Einsatz im Rahmen der zukünftigen Zusammenarbeit zu diskutieren.

Von deutscher Seite wird beabsichtigt die Arbeiten zur Auswertung von IRS Meldungen zu WWER-1000-Ereignissen auch für die nächsten Jahre zu fortzusetzen.

5.2.3 Fortführung des Erfahrungsaustauschs mit der russischen Behörde Rostechnadzor, SEC NRS und Rosenergoatom zur Auswertung der Betriebserfahrungen

Die Realisierung des ursprünglich für Mitte 2009 geplanten Workshops zum Erfahrungsaustausch über die Betriebserfahrungen russischer und deutscher Kernkraftwerke musste in das Jahr 2010 verschoben werden. Hintergrund der Verzögerung waren Probleme beim Abschluss eines Unterauftrags mit SEC NRS. Ursprünglich war geplant, dass SEC NRS ähnlich wie in den Vorjahren Berichte zu allen meldepflichtigen Ereignissen in russischen Kernkraftwerken mit WWER-Reaktoren im Zeitraum von

2007 bis 2009 erstellt und diese gemeinsam mit Berichten zur Bewertung der Ereignisse und der Betriebssicherheit der Anlagen an die GRS übergibt. Aufgrund von Problemen mit der formellen Freigabe dieser Informationen bei SEC NRS kam dieser Unterauftrag nach einigem Hin und Her letztlich nicht zustande. Das war für die deutsche Seite umso überraschender, als das wenige Monate zuvor dieses Vorgehen noch für RBMK-Reaktoren vereinbart worden war.

Da zwischenzeitlich vom ukrainischen SSTC NRS eine Anfrage hinsichtlich eines Erfahrungsaustauschs zur Fragen der Auswertung der Betriebserfahrung von Kernkraftwerken eingegangen war, wurde mit allen Partnern vereinbart, die ukrainischen Experten in das geplante Arbeitstreffen einzubeziehen.

Das Arbeitstreffen fand schließlich vom 21. – 23.06.2010 in der GRS Berlin statt. Die teilnehmenden Fachleute von SEC NRS, Rosenergoatom, KKW Balakowo (alle Russland), SSTC NRS (Ukraine) und GRS informierten in 15 Vorträgen über praktische Fragen der Organisation der Auswertung der Betriebserfahrungen in ihrem Tätigkeitsbereich, über Methoden und Erkenntnisse aus durchgeführten Analysen des Störgeschehens in den Kernkraftwerken sowie über aktuelle Ereignisse und deren Auswertung. Von allen Teilnehmern wurde hervorgehoben, dass sie im Verlauf des Erfahrungsaustauschs nützliche Informationen und Anregungen für die eigenen Arbeiten auf dem Gebiet der Auswertung der Betriebserfahrung erhalten haben und deshalb die Fortführung dieses Erfahrungsaustauschs befürworten. Das wurde besonders von den ukrainischen Teilnehmern unterstrichen, die erstmalig an der Veranstaltung teilgenommen haben.

Weitere Informationen über den Inhalt und Verlauf des Erfahrungsaustauschs können dem Bericht zu dieser Veranstaltung /SBE 10/ entnommen werden. Die Handouts aller gehaltenen Vorträge wurden auf dem Projektserver der GRS zur Verfügung gestellt ([Link zu den Vorträgen in der Projektakte](#)).

5.2.4 Auswertung der Betriebserfahrung in RBMK-Reaktoren mit Schwerpunkt auf die meldepflichtigen Ereignisse

5.2.4.1 Auswertung der Betriebserfahrungen des KKW Ignalina in Litauen

Die beiden Blöcke des KKW Ignalina wurden Ende 2004 (Block1) und Ende 2009 (Block 2) vom Netz genommen und stillgelegt. Im Betrachtungszeitraum 2007 – 2009 war nur der Block 2 in Betrieb.

Die Analyse der Betriebserfahrung des Kernkraftwerks Ignalina in den Vorläufervorhaben zielte vorrangig darauf ab, durch Ermittlung und Analyse der Fehlerursachen und durch Entwicklung und Realisierung von korrigierenden und vorbeugenden Maßnahmen solche Vorkommnisse in Zukunft zu verhindern. Im Hinblick auf die Stilllegung des Kernkraftwerks Ignalina zum Ende 2009 (Block 2) kam der Analyse der Betriebserfahrung des Kernkraftwerks Ignalina keine vorrangige Bedeutung zu, so dass diese Aktivitäten in den Hintergrund getreten sind und kein entsprechender Unterauftrag an das Litauische Energie-Institut (LEI) mehr vereinbart wurde.

Die im Betrachtungszeitraum 2007 – 2009 im Kernkraftwerk Ignalina aufgetretenen besonderen Vorkommnisse sind der GRS im Einzelnen aus den o. g. Gründen nicht bekannt. Die in den folgenden Abschnitten dargestellte Auswertung der Betriebserfahrung des Kernkraftwerks Ignalina für den o. g. Zeitraum beruht daher ausschließlich auf der Auswertung von zwei Ereignissen, die über das Incident Reporting System (IRS) an die GRS gemeldet wurden. Die Meldungen haben den Status "restricted". Aus diesem Grunde wird hinsichtlich genauerer Informationen zu den Ereignissen auf die Originalmeldungen unter der jeweiligen IRS-Nummer verwiesen. Die Ereignisse wurden der Stufe 0 der „International Nuclear Event Scale, INES“ /IAEA 01/ zugeordnet. Die beiden Ereignisse sind in Tab. 5.1 im Überblick zusammengestellt.

Tab. 5.1 IRS-Meldungen für das KKW Ignalina im Zeitraum 2007 – 2009

Ereignisdatum	Ereignis-Titel	IRS-Nummer	INES Skala	Land	KKW-Name / Block
08.11.2007	Reactor trip due to increase of Level in the steam drum	7980	0	Litauen	Ignalina-2
07.01.2009	Failure of drive mechanism of the 6 kV circuit breaker during diesel generator testing	8063	0	Litauen	Ignalina-2

5.2.4.2 Auswertung der Betriebserfahrungen der RBMK in Russland

Für die Auswertung der Betriebserfahrung wurden Ereignisse in den Kernkraftwerken Leningrad (LeNPP, Blöcke 1 bis 4), Kursk (KuNPP, Blöcke 1 bis 4) und Smolensk (SmNPP, Blöcke 1 bis 3) berücksichtigt. Dabei konnte auf folgende Quellen zurückgegriffen werden:

- IRS-Meldungen von besonderen Vorkommnisse in russischen RBMK-Reaktoren in den Jahren 2007 bis 2009,
- Vortragsunterlagen zu Störungen im Block 1 des KKW Smolensk und im Block 4 des KKW Leningrad im Jahre 2009, Arbeitstreffen russischer, ukrainischer und deutscher Fachleute zum Erfahrungsaustausch über die Auswertung von Betriebserfahrungen der Kernkraftwerke, 21 – 23.06.2010, GRS Berlin, /KHA 10/
- Auswertung der Betriebserfahrung russischer RBMK-Reaktoren für die Jahre 2007 bis 2009 durch SEC NRS (Moskau). Die Ergebnisse der Auswertung wurden in zwei Berichten /SEC B2, SEC B4/ dokumentiert, die der GRS in Englisch vorlagen.

In den russischen Kernkraftwerken mit RBMK-Reaktoren sind im Betrachtungszeitraum 19 meldepflichtige Ereignisse im Jahr 2007, 18 Ereignisse im Jahr 2008 und 13 Ereignisse im Jahr 2009 aufgetreten (s. auch Abb. 5.1). Für den gleichen Zeitraum wurden sieben Ereignisse an das Incident Reporting System (IRS) gemeldet. Diese Ereignisse sind in der Tabelle Tab. 5.2 im Überblick zusammengestellt (aus Gründen der Eindeutigkeit wurde der Ereignistitel im Originaltext übernommen).

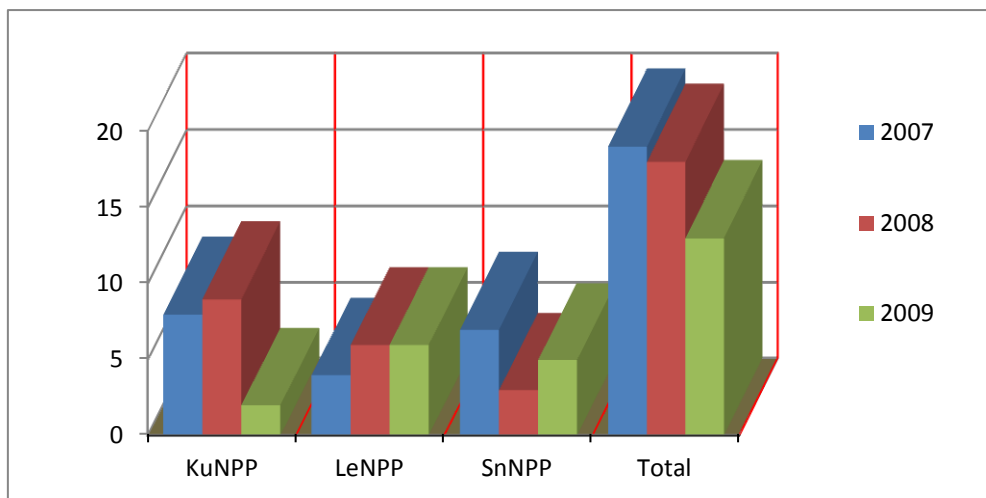


Abb. 5.1 Anzahl und Verteilung der Betriebsstörungen in KKW mit RBMK in den Jahren 2007 – 2009

Dabei wurden ein Ereignis der Stufe 1 und zwei Ereignisse der Stufe 0 der „International Nuclear Event Scale, INES“ /IAEA 01/ zugeordnet.

Vier der Ereignisse weisen im IRS keine Klassifizierung nach INES aus (Markierung (**)) in Tabelle 3-1). Gemäß den Angaben in den IRS-Originalmeldungen kommt diesen Ereignissen keine sicherheitstechnische Bedeutung zu, dem entsprechend sind die Ereignisse als „unterhalb der Werteskala / Level 0“ zu klassifizieren.

Tab. 5.2 IRS-Meldungen für russische RBMK-Reaktoren im Zeitraum 2007 - 2009

Ereignis-datum	Ereignis-Titel	IRS-Nummer	INES-Skala	KKW-Name / Block
25.08.2009	Spent fuel assembly drop from the transport device into the shipping cask of the railway container car due to cable break	8053	1	Leningrad-4
01.07.2009	Diesel generators start due to short circuit while replacing the power changer	8038	**	Kursk-1
24.01.2009	Unit scram due to oil leak from the measuring terminal of the high voltage lead of phase "a" of the unit transformer	8008	0	Smolensk-1
07.08.2008	Manual unit shut down owing to spontaneous opening of a main safety valve	7949	0	Kursk-1
06.04.2008	Unit shutdown owing to incorrect actions by operating personnel	7937	**	Kursk-1
04.10.2007	Disconnection of turbo generator from the grid by staff owing to a temperature rise in a support bearing caused by a foreign object in the oil system	7936	**	Smolensk-3
17.04.2007	Drop of heavy suspension structure in the unit central hall owing to breach of the rules for safe strapping	7870	**	Leningrad-4
** keine Angabe der INES-Stufe, Einstufung: sicherheitstechnisch ohne Bedeutung (below scale / level 0)				

Hinsichtlich einer Zuordnung von Ereignissen nach Typ und Häufigkeit ist aus der Verteilung der aufgetretenen Ereignisse auf die jeweiligen Kernkraftwerksstandorte und auf die jeweiligen Blöcke der Anlagen kein eindeutiger Trend feststellbar.

Von den im Betrachtungszeitraum 2007 bis 2009 in russischen RBMK-Reaktoren aufgetretenen Ereignissen wurde keines der Ereignisse in eine INES Kategorie > 1 eingestuft. Die Sicherheitsrelevanz eines der Ereignisse wurde entsprechend der internationalen INES-Skala /IAEA 01/ mit „INES, Stufe 1“ bewertet, die andern Ereignisse sind mit „INES, Stufe 0“ bewertet.

Weitere Informationen zur den Ergebnissen der Auswertung der Betriebserfahrung der russischen und litauischen RBMK-Anlagen können dem GRS-V-Bericht /GAG 11a/ entnommen werden. In diesem Bericht werden unter anderem ausführliche Beschreibungen zu vier Ereignissen (je zwei in Litauen und Russland) gegeben und die Ergebnisse der Auswertung der meldepflichtigen Ereignisse in Russland durch SEC NRS dargestellt.

5.2.5 „Working Group on Regulatory Aspects of Organizational, Management and Safety Culture Related Issues of NPPs“ des WWER Cooperation Forums

Die GRS nimmt seit der Gründung des „WWER Cooperation Forum“ der atomrechtlichen Behörden der Länder mit WWER-Reaktoren an den jährlichen Treffen der Leiter der Behörden der Mitgliedsländer dieses Forums (mit Beobachterstatus). Darüber hinaus arbeiteten GRS-Experten auch in zahlreichen der internationalen Arbeitsgruppen des WWER-Forums mit, die mit zeitlich befristetem Mandat, Arbeiten zu sicherheitsrelevanten Fragestellungen durchführen.

Auf dem Jahrestreffen 2009 des WWER Cooperation Forums wurde die Arbeitsgruppe „Working Group on Regulatory Aspects of Organizational, Management and Safety Culture Related Issues of NPPs“ bestätigt. Die Arbeitsgruppe soll auf der Grundlage des IAEA Draft Safety Report „Regulatory Oversight of Management Systems“ die aktuelle Situation in den Teilnehmerländern bewerten, gute Erfahrungen und mögliche Probleme in den Methoden und Kriterien der behördlichen Kontrolle sowie noch offene Fragen identifizieren /STU 09/.

In Abstimmung mit dem Auftraggeber beteiligt sich die GRS an dieser Arbeitsgruppe des WWER Cooperation Forums. Die Arbeiten in den Jahren 2009 bis 2011 wurden zusätzlich in den AP 4 des Vorhabens aufgenommen. Das Auftaktmeeting hat vom 08. – 10.12.2009 in Helsinki/Finnland mit Teilnahme des für diese Arbeiten benannten

GRS-Experten stattgefunden /WWE 09/. Bei diesem Treffen wurden die jeweilige Aufsichtsmethoden der beteiligten Mitgliedsstaaten sowohl im Hinblick auf die Überprüfung eines Managementsystems als auch für die Sicherheitskultur beim Betreiber vorgestellt und besprochen. Einzelne „Good-Practices“ der behördlichen Aufsicht wurden vorgestellt und bis zum nächsten Treffen im März 2010 in Arbeitsgruppen weiter verfeinert. Insbesondere die von Deutschland vorgestellte KOMFORT-Bewertungsmethode aus Baden-Württemberg hat großes Interesse gefunden.

Der IAEA Draft „Regulatory Oversight of Management Systems“ wurde im Detail besprochen. Anmerkungen im Hinblick auf den Detaillierungsgrad einzelner Abschnitte, Ergänzungswünsche und mögliche Probleme bei der behördlichen Aufsicht wurden erarbeitet und der IAEO in einem abschließenden Bericht mitgeteilt. Die Ergebnisse der Arbeitsgruppe wurden im Sommer 2010 auf dem Jahrestreffen des WWER-Forums vorgestellt /FOJ 10/.

Das Mandat der Arbeitsgruppe wurde daraufhin auf weitere zwei Jahre verlängert. Der Arbeitsschwerpunkt der Gruppe wurde nun auf das Training der Inspektoren im Hinblick auf der Überprüfung des Sicherheitsmanagementsystems beim Betreiber gelegt. Als Grundlage dient hier das KOMFORT-Modell aus Baden-Württemberg. Weiterhin soll praxisorientiertes Trainingsmaterial für die behördlichen Inspektoren mit dem Fokus auf der Überprüfung des Sicherheitsmanagementsystems und der Sicherheitskultur erarbeitet werden. Ebenfalls soll eine Anleitung erarbeitet werden, mit der Behörden das Sicherheitsmanagementsystem und die Sicherheitskultur beim Betreiber überprüfen können. Insbesondere sollen hier die Veränderungen, welche in der Behörde selber damit einhergehen, mit einbezogen werden.

Auf dem Treffen der Arbeitsgruppe am 22. – 23.02.2011 in der GRS Köln wurde von der Baden-Württembergischen Aufsichtsbehörde das Komfort-Modell von der ursprünglichen Idee bis zur heutigen Umsetzung ausführlich vorgestellt. In einzelnen Arbeitsgruppen werden nun bis zum nächsten Treffen im Mai in Helsinki nähere Inhalte erarbeitet, wie dieses länderspezifische Modell verallgemeinert werden kann, so dass es von mehreren Ländern genutzt werden kann. Dazu sollen ebenfalls weitere Good Practices aus anderen Ländern, beispielsweise den Niederlanden, mit einbezogen werden.

Seitens der IAEO gibt es Bestrebungen, zum Thema der behördlichen Aufsicht der Sicherheitskultur beim Betreiber ein TECDOC zu erarbeiten. Grundlage dafür sind Tech-

nical-Meetings in Chester 2007, Amsterdam 2010 und Wien 2011. Dieses TECDOC wird jedoch sehr allgemeinen Charakter haben und sich weniger mit praxisorientierten Lösungen beschäftigen. Es ist vorgesehen, dass die Arbeitsgruppe des WWER-Forums dem IAEO-Arbeitsgremium seine Ergebnisse präsentieren wird, damit ggfs. praxisorientierte Lösungsansätze als Anhang mit aufgenommen werden können.

Diese internationalen Entwicklungen zeigen, dass die Thematik behördliche Aufsicht von Managementsystemen und der Sicherheitskultur eine große Bedeutung erlangt hat und eine Beteiligung von deutscher Seite einhergehend mit einer Fortführung des Arbeitspunktes aus Sicht der GRS wichtig ist.

6 Sicherheitstechnisch relevante Erkenntnisse für den Einsatz von digitaler Sicherheitsleittechnik (AP 5)

6.1 Zielstellung

Zielsetzung der in diesem Arbeitspaket vorgesehenen Arbeiten ist es, den aktuellen Status, den Ertüchtigungsbedarf sowie aktuelle Ertüchtigungsmaßnahmen sicherheitsrelevanter elektro- und leittechnischer Einrichtungen von WWER-Anlagen zu verfolgen. Darüber hinaus ist der Stand des Einsatzes moderner Sicherheitstechnologie in der Leittechnik und dessen Begleitung durch qualifizierte Gutachter auf der Basis weiterentwickelter national und international akzeptierter Anforderungen und Regelwerke zu erfassen und zu dokumentieren. Die Informationsbeschaffung erfolgt durch die Kooperation mit nationalen Behörden, deren Gutachtern und den Herstellern/Betreibern der Anlage.

6.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

6.2.1 Sicherheitsspezifische Bewertungen zum Einsatz elektro- und leittechnischer Einrichtungen in Betreiberländern mit WWER-Reaktoren

Zur Realisierung der vorgenannten Aufgabenstellung zum Teilthema „Sicherheitsspezifische Bewertungen zum Einsatz elektro- und leittechnischer Einrichtungen in Betreiberländern mit WWER Reaktoren“ wurde die Durchführung von vier Arbeitstreffen bzw. Workshops mit Experten der russischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Ros-technadzor und deren Expertenorganisation „VO Safety“ bis zum Abschluss des Vorhabens geplant. Nachfolgend wird ein kurzer Überblick zu den drei bis Ende 2009 durchgeführten Arbeitsgesprächen von Experten des Nachauftragnehmers ISTec mit Experten der russischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Rostechnadzor und deren Expertenorganisation „VO Safety“ gegeben. Alle drei Treffen waren umfangreich vorbereitet worden. Der Verlauf der Veranstaltungen, die ausgetauschten Informationen, die stattgefundenen Diskussionen sowie die erreichten Vereinbarungen wurden von ISTec in umfangreichen V-Berichten dokumentiert.

Das **erste Arbeitstreffen** der ISTec GmbH mit Vertretern der russischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Rostechnadzor sowie deren TSO „VO Safety“ wurde vom 07. – 09.10.2008 in Moskau zur Thematik „Sicherheitsspezifische Bewertungen zum Einsatz elektro- und leittechnischer Einrichtungen in Betreiberländern mit WWER-Reaktoren“ durchgeführt. Die Hauptthemen des Treffens waren:

- Abstimmung und Diskussion der Inhalte aus dem Arbeitsprogramm des Vorhabens zum AP 5,
- Diskussionen zur TELEPERM-XS-Qualifizierung in Deutschland,
- Erläuterungen zur deutschen kerntechnischen Qualifizierungs- und Zertifizierungsprozedur entsprechend den deutschen Standards,
- Erläuterungen zum US amerikanischen Safety Evaluation Report zur TXS-Qualifizierung,
- Erläuterung der in Russland etablierten Prozedur zur Anerkennung ausländischer Qualifizierungen anhand der russischen Regelwerke:
RD-03-36-2002 “Supply conditions concerning imported equipment, products and components intended for nuclear installations, radiation sources and storage facilities of the Russian Federation” – Federal standards and rules in the field of nuclear energy use.
NP-071-06 “Rules of assessing the fitness of equipment, components, materials and halfproducts supplied to the objects of nuclear power use”,
- Teilnahme, Diskussionen und Beiträge anlässlich der 4. „Russian international exhibition & conference on Atomic Energy – Electrical Engineering & Power Machinery Construction”.

Darüber hinaus wurde das Arbeitsprogramm für die weitere Zusammenarbeit bis 2010 besprochen und vereinbart. Weitergehende Informationen zum ersten Arbeitstreffen sind in /SGU 08/ zusammengefasst worden.

Das **zweite Arbeitstreffen** wurde vom 17. – 19.03.2009 ebenfalls in Moskau mit Vertretern der Behörde sowie des Behördenberaters „VO Safety“ durchgeführt. Gegenstand dieses Treffens waren aktuelle Fragestellungen zur Qualifizierung der AREVA-TELEPERM-XS-Leittechnik für die russischen KKW in Kola, Kriterien und Anforderungen an die nukleare Qualifizierung von „Industriekomponenten“ sowie Erkenntnisse im Zuge der COMPSIS Aktivitäten zur Betriebserfahrung mit digitaler Sicherheitsleittech-

nik. ISTec hat zu diesen Themen Präsentationen erstellt, die in einem V-Bericht detailliert erläutert werden /SGU 09b/. Die russische Seite zeigte das russische Vorgehen zur Qualifizierung ausländischer Produkte für den russischen Markt auf. Das in Russland etablierte Verfahren zur Qualifizierung ausländischer Leittechnik ist nur mit einem vergleichsweise hohen Aufwand durchführbar.

Das **dritte Arbeitstreffen** wurde vom 05. – 09.10.2009 von Experten von ISTec, des Fraunhofer-Instituts und der russischen Behörde Rostechnadzor in Garching und Erlangen durchgeführt. Während des Treffens wurden die gemeinsam interessierenden Themen, wie Betriebserfahrungen mit digitaler Sicherheitsleittechnik, neue Umrüstprojekte in Russland, die Qualifizierung von industriellen Serienprodukten in der Leittechnik, aktuelle russische, deutsche und internationale Regelwerksaktivitäten besprochen. Inhaltlicher Schwerpunkt waren Qualifizierungsanforderungen von FPGA-Anwendungen (FPGA – Field Programmable Gate Array) im Sicherheitsbereich von Kernkraftwerken. Dazu wurden von Experten des Fraunhofer-Instituts in Erlangen sicherheitstechnische Aspekte von FPGA-Anwendungen hinsichtlich der Machbarkeit der kerntechnischen Qualifizierung vorgestellt und diskutiert. Weitergehende Informationen zum Ablauf und den Inhalten des Arbeitstreffens sind in einem V-Bericht des Nachauftragnehmers ISTec zusammengefasst worden /SGU 09c/.

Das **vierte Arbeitstreffen** zwischen Vertretern der ISTec GmbH und Rostechnadzor wurde vom 30.11. – 02.12.2010 in Moskau durchgeführt. Im Fachgespräch mit Experten von Rostechnadzor und VO „Safety“ wurden Fragen der verschiedenen Kategorisierungsansätze für digitale Leittechnik (INSAG-3 Rev1, IEC 61226 und NP-001-97), der Anwendung des Defence-in-Depth- sowie Diversitäts-Prinzips in digitalen Systemen sowie mögliche Themen für eine Fortführung der Zusammenarbeit erörtert.

Neben dem Treffen mit Rostechnadzor und VO „Safety“ fand auch ein gemeinsames Fachgespräch mit Vertretern der staatlichen russischen Firma VNIISU statt. VNIISU hat die Aufgabe, neue russische Regelwerksdokumente zur digitalen Sicherheitsleittechnik zu erarbeiten und abzustimmen, die sich im Einklang mit den internationalen – insbesondere westlichen – Regelwerken befinden. Die ISTec-Experten haben in diesem Zusammenhang über das deutsche Vorgehen und die Erfahrungen bei der Übernahme von IEC-Regeln als nationale Regeln berichtet. Weitere Themen waren das internationale Vorgehen bezüglich Hardwarediversität und Auslegung von digitalen leittechnischen Systemen und die Ableitung von Empfehlungen für den Einsatz digitaler Sicherheitsleittechnik in russischen Anlagen sowie die Information und Diskussion zum

aktuellen Stand der Erarbeitung eines neuen russischen Standards zur Bewertung und Qualifizierung von softwarebasierter und programmierbarer Sicherheitsleittechnik.

Ein weiteres Fachgespräch wurde mit Fachleuten der Firma INKOR durchgeführt. Inhaltliche Schwerpunkte waren die Diskussion der Zuarbeit von INKOR zum Einsatz digitaler Technologien im Sicherheitsbereich bei der Modernisierung des russischen Kernkraftwerkes Kola, Blöcke 3 und 4 (siehe Anlage 9 in /SGU 11b/). Die Zielsetzung dieser Zuarbeit einer russische Experten-Organisation war die Aktualisierung der strukturierten Informationen über den Einsatz sowie Umrüstbedarf digitaler Sicherheitsleittechnik in russischen Kernkraftwerken. Darüber hinaus wurden Methoden zur Erfassung des Alterungszustandes sicherheitsrelevanter Instrumentierungen in KKW vorgestellt und diskutiert. Detaillierte Informationen zum Inhalt und zu den Ergebnissen der mit den russischen Partnern geführten Gespräche wurden in einem ISTec-V-Bericht dokumentiert /SGU 11b/.

6.2.2 Auswertung von Betriebserfahrungen mit leittechnischen Einrichtungen in WWER-Reaktoren in Ungarn, der Slowakei und Tschechien

Ein **erstes Arbeitstreffen** von GRS- und ISTec-Experten mit Behördenvertretern aus Ungarn und der Slowakei zur „Betriebserfahrung“ mit digitaler Leittechnik“ wurde am 26./27.02.2009 in Bratislava/Slowakei durchgeführt. Während der Veranstaltung präsentierte ISTec Informationen zu den Themen CCF, aktuelle I&C Regelwerksarbeit sowie COMPSIS; die ungarischen und slowakischen Vertreter informierten über die Betriebserfahrung mit digitalen leittechnischen Systemen in den Kernkraftwerken ihrer Länder. Zu den Inhalten des Arbeitstreffens wurde Vertraulichkeit vereinbart, d. h. dass die Präsentationen, Diskussionsinhalte, etc, nur nach ausdrücklicher Zustimmung an Dritte weitergegeben werden können. Neben der Betriebserfahrung mit digitaler Leittechnik fand die in Deutschland geführte Diskussion zum systematischen Fehler großes Interesse bei dem Drei-Parteien-Gespräch. Alle Teilnehmer betonten die Nützlichkeit des durchgeführten Erfahrungsaustauschs und begrüßten die geplante Fortsetzung dieser Gespräche im 4. Quartal 2009 /SGU 09a/.

Ebenfalls für das 4. Quartal 2009 wurde ein Folgearbeitstreffen zur Betriebserfahrung mit Vertretern aus Ungarn, der Slowakei und Tschechien in Budapest vereinbart.

Das **zweite Arbeitstreffen** von GRS/ISTec-Mitarbeitern mit ungarischen, slowakischen und tschechischen Experten wurde am 26./27.11.2009 bei der ungarischen Behörde in Budapest durchgeführt. Das Treffen war dem Erfahrungsaustausch zu aktuellen Fragen des Einsatzes digitaler Sicherheitsleittechnik und zu Betriebserfahrungen mit digitaler Leittechnik gewidmet. In diesem Zusammenhang wurde von ISTec über aktuelle Arbeiten zum internationalen und nationalen Regelwerk sowie über den Stand der Diskussionen zu Common-Cause-Fehlern in Deutschland anhand des VGB Positionspapiers informiert. Die tschechischen und slowakischen Experten präsentierten je zwei Vorträge zur Betriebserfahrung mit digitaler Sicherheitsleittechnik, die ungarischen Experten informierten über praktische Fragen der Handhabung und Genehmigung von Modifikationen der Software für digitale Leittechnik. Darüber hinaus berichtete ISTec über „Lessons learned“ aus verschiedenen EU-On-Site-Assistance-Vorhaben /SGU 09d/.

Die Teilnehmer stimmten darin überein, dass der aktuelle Erfahrungsaustausch sehr nützlich war und nach Möglichkeit fortgeführt werden sollte. Deshalb wurden die Möglichkeiten zur Durchführung eines weiteren Arbeitstreffens im 4. Quartal 2010 geprüft. Der Unterauftrag an ISTec wurde nach Rücksprache mit dem Auftraggeber um diese Aufgabe erweitert.

Dieses **dritte Arbeitstreffen** wurde am 09./10.12.2010 in Brno/Tschechien durchgeführt. Von den teilnehmenden deutschen, slowakischen, tschechischen und ungarischen Experten wurden anhand von 14 Präsentationen verschiedene sicherheitsrelevante Aspekte des Einsatzes digitaler Leittechnik in Kernkraftwerken diskutiert.

Die tschechischen Vertreter von I & C Energo stellten u. a. ein CAD/CAE-System für Design und Management großer Kabelsysteme, ein Konzept zum Änderungsmanagement softwarebasierter Technologien auf Basis der Eagle-Plattform von Westinghouse sowie verschiedene Simulationstools und Diagnoseansätze vor, die teilweise bereits erfolgreich in den tschechischen KKW Temelin und Dukovany eingesetzt werden. Das Konzept zum Änderungsmanagement softwarebasierter Technologien berücksichtigt sämtliche Anforderungen an ein Konfigurations- und Änderungsmanagement, die von ISTec auf den vorangegangenen vorgestellt worden waren. Die Experten der ungarischen Behörde stellten in ihrem Beitrag zu Erfahrungen bei der Lizenzierung digitaler Leittechnik im Jahr 2010 die jüngsten Updates im Reaktorschutzsystem des KKW Paks vor. Als eine wesentliche Erkenntnis wurde erläutert, dass der Einsatz neuer bzw. mo-

difizierter Rechnertechnologien einen hohen Sachverstand auch auf der Seite von Gutachtern und Behörden erfordert.

In ihren Beiträgen zu den Betriebserfahrungen mit digitalen Systemen berichteten die Experten der slowakischen Behörde über aufgetretene Hardwarefehler in den slowakischen Kernkraftwerken (keine Softwarefehler im Jahr 2010) sowie über die Anforderungen an die wichtigsten leittechnischen Systeme, die sich aus Modifizierungen des slowakischen Atomgesetzes und nachgeordneter Bestimmungen ableiten. Die hierbei benannten Kriterien stützen sich auf die einschlägigen IEC-Standards ab und sind insofern vergleichbar mit der westeuropäischen Praxis. Das Programm des Arbeitstreffens wurde durch Beiträge der ISTEC-Experten abgerundet, die die Themen Qualifizierung digitaler Komponenten für sicherheitsrelevante Systeme in Kernkraftwerken, zum Stuxnet-Virus, zur autoregressiven harmonischen Analyse zur Fehlerfrüherkennung von Sensoren, zu elektromagnetischen Störungen (EMI), zum Stand der in Deutschland und international geführten Diskussion zur Vermeidung von Fehlern aus gemeinsamer Ursache in digitalen Systemen, zu Umrüsterfahrungen mit digitaler Leittechnik in Deutschland und zur Schaffung der Unabhängigkeit von nicht redundant eingesetzten Komponenten beinhaltet haben.

Von den Teilnehmern wurde die Nützlichkeit des durchgeführten Erfahrungsaustauschs in den drei im Vorhaben organisierten Arbeitstreffen hervorgehoben und der Wunsch auf eine Weiterführung zum Ausdruck gebracht. Von den GRS- und ISTec-Teilnehmern wird diese Einschätzung geteilt. Gleichzeitig haben Sie darüber informiert, dass bezüglich der Möglichkeiten der Teilnahme von ISTec und GRS an zukünftigen Treffen noch nicht entschieden wurde. Weitere Informationen zum Inhalt und zu den Ergebnissen des Treffens wurden von ISTec in einer ausführlichen Niederschrift dokumentiert /SGU 11a/.

7 Generische Untersuchungen zu Einzelaspekten der nuklearen Sicherheit für neue WWER-Konzepte (AP 6)

7.1 Zielstellung

In Bulgarien sollen gemäß einer im Jahre 2007 getroffenen Entscheidung am Standort Belene zwei WWER-1000-Blöcke durch Atomstroyexport (Russland) errichtet werden. Dabei wird der Reaktortyp WWER-1000/W-466B installiert, das derzeit modernste WWER-1000-Reaktorkonzept. Die Anlage ist mit 4 x 100 % aktiven Sicherheitssystemen konzipiert und verfügt über mehrere neuartige, passive Sicherheitssysteme, wie das SPOT-System zur passiven Kühlung der Dampferzeuger, spezielle Flutbehälter (sogenannte Hydroakkumulatoren der zweiten Stufe – HA-2) zur Kühlmitteleinspeisung in den Primärkreislauf und ein System zur schnellen Boreinspeisung in den Kern. Außerdem verfügt die Anlage über ein Doppelcontainment und einen Core-Catcher. Ein sehr ähnlicher Prototyp (W-466) wird gegenwärtig am Standort Kudankulam in Indien errichtet und soll 2011 ans Netz gehen.

Riskaudit, GRS und IRSN haben in den Jahren 2008 bis 2011 im Auftrag der bulgarischen atomrechtlichen Behörde BNRA eine Begutachtung der Revision 0 und der Revision 2 des ISAR (Vorläufiger Sicherheitsbericht) für das KKW Belene durchgeführt. Damit wurden detaillierte Anlagendaten verfügbar, die für die Durchführung vertiefter Sicherheitsanalysen genutzt werden konnten. Die Ergebnisse dieser vertieften Sicherheitsanalysen werden auch der bulgarischen Behörde zur Verfügung gestellt. Diese Vorgehensweise ist mit BMU und ASN einerseits und mit BNRA andererseits abgestimmt worden.

In diesem Arbeitspaket wollte die GRS zusätzlich und ergänzend zum Review des ISAR vertiefte Sicherheitsanalysen zu ausgewählten Fragen durchführen:

- Gesamt-Sicherheitskonzept der neuen Anlage;
- Wirksamkeit der passiven Sicherheitssysteme;
- Vertiefte Analysen zu noch auszuwählenden Fragen, die als Problemstellen der Baulinie WWER-1000 bekannt sind (z. B. die 28.8 m-Bühne, Basissicherheit und LvB, Versprödung des RDB (Voreilproben), Einwirkungen von Außen (EVA), Abschaltsicherheit, u. ä. m.);

- Entwicklung von Datensätzen für GRS-Programme und Durchführung von unabhängigen Störfallanalysen;
 - Analyse eines noch auszuwählenden auslegungsüberschreitenden Ereignisses aus dem Sicherheitsbericht für das KKW Belene mit ATHLET zur Untersuchung der Wirksamkeit der Sicherheitssysteme;
 - Analyse eines noch auszuwählenden Störfalls aus dem Sicherheitsbericht für das KKW Belene mit COCOSYS;
 - Analysen zur Festigkeit des Containments (Erstellung eines Rechenmodells für das Containment, Auswahl der Lastannahmen für unterschiedliche Lastfälle, Berechnung Lastabtragung durch das Bauwerk (Grenztragfähigkeit, EVA (z. B. Flugzeugabsturz))).

Die Arbeiten dienen der Know-how-Entwicklung bei der GRS und werden weitestgehend eigenständig durch Mitarbeiter der GRS geleistet. Die Ergebnisse sollten zu einem wesentlichen Teil bereits zum Abschluss der Arbeiten zum Review des ISAR Ende 2008 vorliegen und der bulgarischen Behörde zu Verfügung gestellt werden.

Darüber hinaus sollte innerhalb dieses Arbeitspunktes in den Jahre 2009 und 2010 eine Pilotanalyse mit den gekoppelten Codes ATHLET und COCOSYS für das KKW Belene vorbereitet und durchgeführt werden. Hierfür mussten die in diesem Arbeitspaket erstellten Datensätze für COCOSYS und ATHLET entsprechend komplettiert werden. Die Anwendung von ATLAS zur Ergebnisauswertung ist geplant. Somit unterteilen sich die geplanten Untersuchungen wie folgt:

- Komplettierung der ATHLET- und COCOSYS-Datensätze für ihre Anwendung in der gekoppelten Code-Version;
- Durchführung der Pilotanalyse;
- Vorbereitung der Anwendung von ATLAS, d. h. Erstellung entsprechender Bilder;
- Auswertung der Ergebnisse der Pilotanalyse mit ATLAS.

In früheren Vorhaben zu Störfallanalysen für WWER-1000-Anlagen hat sich die Zusammenarbeit mit Wissenschaftlern der russischen Sachverständigenorganisation SEC NRS und des bulgarischen Ingenieurbüros ENPRO Consult bewährt. Im Rahmen der geplanten gemeinsamen Arbeiten sollte erstmalig das gekoppelte GRS-

Codesystem ATHLET/COCOSYS auf eine Anlage mit WWER-1000 angewendet werden. Hierdurch wurde auf allen beteiligten Seiten ein wesentlicher Know-how-Zuwachs im Hinblick auf Möglichkeiten der Störfallanalyse und ihrer Auswertung erwartet.

7.2 Hintergrund der Arbeiten und Anpassung des Arbeitsprogramms

Im November 2007 wurde von der bulgarischen atomrechtlichen Behörde BNRA sowie von Riskaudit, GRS und IRSN ein Memorandum of Understanding unterzeichnet, welches die Durchführung eines Review des Intermediate Safety Analysis Reports (ISAR) für das KKW Belene zum Ziel hatte. Im Zusammenhang mit diesen Arbeiten hat die GRS Zugang zu einer umfangreichen technischen Dokumentation (ISAR, Teile des Technischen Projekts) für diese neuartige WWER-1000-Anlage der Baureihe AES-92 erhalten. Die Verfügbarkeit dieser technischen Informationen wurde im vorliegenden BMU-Vorhaben für die Durchführung vertiefter Sicherheitsanalysen genutzt, um das technische Know-how der GRS auf die neuen WWER-Anlagen der dritten Generation zu erweitern.

Gleichzeitig sind die detaillierten Sicherheitsanalysen auch unmittelbar auf die Vertiefung des Verständnisses für die Auslegung der Anlage und die unabhängige Überprüfung ausgewählter Aussagen aus dem ISAR im Rahmen des ISAR-Reviews ausgerichtet. Die Einzelaufgaben waren deshalb auch mit der bulgarischen Behörde abzustimmen und die Ergebnisse im Rahmen des ISAR-Reviews zu übergeben. Dieser speziellen Verfahrensweise wurde vom BMU ausdrücklich zugestimmt.

Das ursprüngliche Arbeitsprogramm zu diesem Arbeitspaket (s. a. Abschnitt 7.1) wurde ausgehend von den Ende 2007 vorliegenden Informationen und Terminplanungen konzipiert und musste im weiteren Verlauf präzisiert werden. Infolge der zeitlichen Verzögerungen beim Review des ISAR Belene stand ein längerer Zeitraum für die ersten Analysen zur Verfügung und der Bearbeitungsumfang konnte erweitert werden. Mit der Revision 3 des Änderungsdienstes zum Vorhaben wurde vereinbart, dass die ursprünglich im AP 6 vorgesehenen Arbeiten zum Gesamtsicherheitskonzept der Anlage im AP 3 zu Lasten der dort geplanten Kapazitäten durchgeführt werden und die damit im AP 6 frei werdenden Mittel für die vertieften Sicherheitsanalysen verwendet werden können.

Bei der Präzisierung der Aufgabenstellungen für die einzelnen Analysen musste die Verfügbarkeit der erforderlichen Eingabedaten berücksichtigt werden. Für die Erstel-

lung der ATHLET- und COCOSYS-Datensätze konnte dieses Problem auf der Grundlage der Vereinbarungen zur wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit Russland weitgehend gelöst werden, für die strukturmechanischen Containmentanalysen wurden die erforderlichen Daten über die bulgarische Behörde zugänglich gemacht. Es bleibt aber festzustellen, dass noch einige Lücken in der Datenbasis für die thermohydraulischen und strukturmechanischen Analysen bestehen, die bisher durch vereinfachte Modelle oder begründete Annahmen kompensiert werden.

Ein herausragendes Merkmal der neuen russischen WWER-Reaktoren ist die Verwendung passiver Sicherheitssysteme. Für die ersten thermohydraulischen Analysen mit ATHLET und COCOSYS wurden deshalb Störfallszenarien mit Anforderung dieser neuen Systeme ausgewählt. In Abstimmung mit allen Partnern wurden bis Ende 2009 folgende Teilaufgaben bearbeitet:

- Entwicklung und Verifikation eines ATHLET-Datensatzes für das KKW Belene und Anwendung für die Analyse des auslegungsüberschreitenden Ereignisses „Kleines Primärkreisleck mit Ausfall der Wechselstromversorgung über 24 Stunden“,
- Entwicklung und Verifikation eines COCOSYS-Datensatzes für das KKW Belene und Anwendung für eine gekoppelte ATHLET/COCOSYS-Analyse für das oben genannte auslegungsüberschreitende Ereignis,
- Entwicklung eines FE-Modells des inneren Containments des KKW Belene und Bestimmung der Lasttragfähigkeit des inneren Containments bei erhöhtem Innendruck und unterschiedlichen Temperaturen auf der Basis nichtlinearer strukturmechanischer FE-Analysen mit Bewertung des Einflusses von Störstellen (Durchdringungen),
- Entwicklung eines 3D-FE-Modells für das äußere Containment und analytische Arbeiten zur Integrität der Containment-Wand bei Belastungen infolge Flugzeugabsturz,
- Systematische Analyse des Projekts für das KKW Belene hinsichtlich der bekannten WWER-1000-Schwachstellen (IAEA Safety Issues).

Die Ergebnisse der vertieften Sicherheitsanalysen wurden auch im Rahmen des Risikaudit/GRS/IRSN-Reviews für den vorläufigen Sicherheitsbericht für das KKW Belene genutzt. Anlässlich des Kick-Off-Meetings für den Review am 24.11.2008 in Sofia wurden der bulgarischen Genehmigungsbehörde BNRA die Aufgabenstellungen der GRS

und der aktuelle Stand der Arbeiten für die vertieften Sicherheitsanalysen zum Projekt des KKW Belene vorgestellt und erläutert. Im März 2009 wurde ein Zwischenbericht zu Status und ersten Ergebnissen der Arbeiten zu den vertieften sicherheitstechnischen Untersuchungen für das KKW Belene erstellt /RIW 09c/. Dieser Bericht wurde der bulgarischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde übergeben und auf einem Technical Meeting in Sofia im März 2009 vorgestellt.

Die Ergebnisse der bis Ende des Jahres 2009 durchgeführten vertieften Sicherheitsanalysen für das geplante KKW Belene wurden in fünf Berichten /ARN 09c, BAK 09, BAH 09, STG 09b, STG 09c/ ausführlich dokumentiert. Die Ergebnisse der Analysen wurden der bulgarischen Behörde übergeben und am 15./16.12.2009 in Sofia präsentiert und erläutert.

Eine weitere Anpassung des Arbeitsprogramms und Erweiterung der Aufgabenstellung für dieses Arbeitspaket wurde mit der Revision 4a des Änderungsdienstes zum Vorhaben vom 30.11.2010 vorgenommen. Dabei wurde die Realisierung nachfolgend genannter vertiefter Sicherheitsanalysen bis zum Abschluss des Vorhabens vereinbart:

- Analyse des auslegungsüberschreitenden Ereignisses "LB LOCA 2F DN 850 in einer kalten Hauptkühlmitteleitung bei Totalausfall der Wechselstromversorgung über 24 h" mit ATHLET und den gekoppelten Programmen ATHLET/COCOSYS,
- Weitere Verifikation des ATHLET- und ATHLET/COCOSYS-Modells für das KKW Belene,
- COCOSYS-Analysen für ein kleines Leck zur Bewertung des Einflusses zusätzlicher Öffnungen zwischen den Räumen auf die Ergebnisse bereits abgeschlossener Analysen,
- ergänzende Finite-Elemente-Analysen zum Lastfall Flugzeugabsturz. Dabei soll insbesondere die Tragfähigkeit der äußeren Containmentstruktur bei Aufprallbelastungen infolge Flugzeugabsturzes untersucht werden, die über die bisher betrachteten Lastannahmen hinausgehen und den gezielten Absturz eines großen Passagierflugzeugs einbeziehen.
- Anpassung der Rechenmodelle für das zukünftige KKW Belene und Analysen für das auslösende Ereignis „Bruch einer Frischdampfleitung“ mit dem gekoppelten Programmsystem ATHLET/COCOSYS. Diese Arbeiten wurden von ENPRO Con-

sult (Bulgarien) mit Unterstützung der GRS und unter Nutzung unabhängiger ATHLET- und COCOSYS-Datensätze durchgeführt.

Die Ergebnisse der genannten Arbeiten wurden in drei GRS-V-Berichten /ARN 10, BAH 11, STG 11/ und in sechs Berichten von ENPRO CONSULT /SAR 10a, SAR 10b, SAR 10c, RIJ 10a, RIJ 10b, RIJ 10c/ ausführlich dokumentiert. Die Ergebnisse der GRS-Analysen wurden nach Abschluss des Vorhabens an die bulgarischen Behörde übergeben und am 07./08.07.2011 in Sofia präsentiert und erläutert.

7.3 Vorbereitende Arbeiten

Die Durchführung vertiefter Sicherheitsanalysen setzt die Verfügbarkeit ausreichend detaillierter und qualifizierter technischer Informationen über die geplante Anlage zur Entwicklung programmspezifischer Anlagenmodelle voraus. Zur Sicherung eines ausreichenden Vorlaufs für die Modellentwicklung noch vor Übergabe des ISAR (Intermediate Safety Analysis Report) durch die bulgarische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde BNRA wurde deshalb noch vor Beginn des Vorhabens Kontakt mit den russischen Projektanten von OKB Hidropress und Atomenergoprojekt Moskau aufgenommen, um die Möglichkeiten für eine Zusammenarbeit bei der Erstellung von Datensätzen für die GRS-Rechenprogramme ATHLET, COCOSYS und ADINA zu besprechen, mit deren Hilfe die spezifizierten Analysen durchgeführt werden sollten.

Im Ergebnis dieser Gespräche wurde deutlich, dass auch die russische Seite an der Erstellung von ATHLET- und COCOSYS-Modellen für das KKW Belene interessiert ist, da sie diese Programme zur Durchführung unabhängiger Kontrollrechnungen zu den Ergebnissen der eigenen Simulationsprogramme nutzen möchte (COCOSYS wurde im Rahmen dieser Zusammenarbeit an Atomenergoprojekt Moskau zur Nutzung übergeben). Gleichzeitig wurde von russischer Seite wiederholt erklärt, dass die Übergabe der benötigten technischen Daten für das geplante KKW Belene durch die russische Seite nur im Rahmen der Vereinbarungen zur deutsch-russischen wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit erfolgen kann. Nach Projektbeginn wurde deshalb ein dreiseitiges Protokoll GRS – OKB Hidropress – Atomenergoprojekt Moskau unterzeichnet, welches die Grundlage für die offizielle Aufnahme des Arbeitspunktes „Gegenseitige Verifikation der gekoppelten Programme ATHLET und COCOSYS (Deutschland) sowie TRAP und ANGAR (Russland) für die Simulation von Störfällen in der Reaktoranlage und im Containment bei Betrieb von

passiven Sicherheitssystemen“ in das Programm der deutsch-russischen wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit bildete. Auf dieser Basis wurde letztendlich vereinbart, dass die GRS gemeinsame Datensätze mit OKB Gidropress (für ATHLET) und mit Atomenergoprojekt Moskau (für COCOSYS) für das KKW Belene entwickeln wird.

Diese Vereinbarung wurde zu Beginn des Jahres 2008 in einer Reihe von Fachgesprächen mit Experten von OKB Gidropress und Atomenergoprojekt in Moskau weiter untersetzt. In diesen Gesprächen wurden Randbedingungen sowie Inhalte der gemeinsamen Arbeiten und ein Zeitplan für die Erstellung der erforderlichen Belene-Datensätze (im für die geplanten GRS-Analysen erforderlichen Umfang) abgestimmt:

- am 26.02.2008 mit OKB Gidropress zur Planung der gemeinsamen Arbeiten für den ATHLET-Datensatz /PRO 01/;
- am 05.03.2008 mit Atomenergoprojekt Moskau zu gemeinsamen Arbeiten mit dem GRS-Programm COCOSYS für die Simulation von Störfällen im Containment /PRO 02/;
- am 15.04.2008 mit Atomenergoprojekt Moskau zur Information über den Stand der und die Methoden der Containment-Strukturanalysen für Belene sowie Themen von beiderseitigem Interesse zur Zusammenarbeit /PRO 03/.

Am 03.06.2008 wurden die angestrebten Ziele der Zusammenarbeit und die beabsichtigten Arbeitsschritte sowie die Organisation und Regeln der deutsch-russischen wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Nuklearen Sicherheit auf einem Treffen des Technischen Geschäftsführers der GRS mit den zuständigen stellv. Generaldirektoren von Atomenergoprojekt Moskau erläutert. Im Ergebnis dieses Gesprächs stimmte die Leitung von Atomenergoprojekt der Beteiligung ihrer Fachleute an der Zusammenarbeit zu.

7.4 Analysen für auslegungsüberschreitende Leckereignisse mit ATHLET und COCOSYS

7.4.1 Entwicklung und Verifikation des ATHLET-Datensatzes für das KKW Belene gemeinsam mit OKB Gidropress

Der ATHLET-Datensatz für das geplante KKW Belene wurde gemeinsam mit Experten von OKB Gidropress in dem Umfang entwickelt, der für die geplante Verifikationsrech-

nung und die spätere Analyse eines kleinen Lecks mit Ausfall aller aktiven Sicherheitssysteme erforderlich war. Dabei war ein maßgeblicher Anteil der Arbeiten von den russischen ATHLET-Nutzern zu realisieren, da nur sie direkten Zugriff zu den erforderlichen Projektdaten hatten. Die gemeinsamen Arbeiten zur Erstellung des ATHLET-Datensatzes wurden mit einer Vergleichsrechnung zu Ergebnissen des russischen Simulationsprogramms KORSAR für ein ausgewähltes Störfallszenario zur Verifikation des Datensatzes abgeschlossen.

Die gemeinsamen Arbeiten zur Entwicklung des ATHLET-Datensatzes für das KKW Belene wurden im 1. und 2. Quartal 2008 mit der Modellierung der Geometrie der Kühlkreisläufe begonnen, wobei ein im Vergleich zum bisherigen generischen WWER-1000-Datensatz verbessertes Dampferzeuger-Modell entwickelt wurde. Die Arbeiten wurden arbeitsteilig von Fachleuten der GRS und von OKB Gidropress durchgeführt. Am 20.05.2008 wurde in Moskau ein Arbeitstreffen zur Diskussion des Arbeitsfortschritts und zur Vereinbarung der nächsten Arbeitsschritte durchgeführt /PRO 04/. Dabei wurden bestimmte Problembereiche deutlich, für die auch bei OKB Gidropress noch keine spezifischen Projektdaten für das KKW Belene zur Verfügung standen (z. B. zur Geometrie der Frischdampfleitungen). Eine Reihe von Modellen beruht auf vorläufigen Daten, die zu einem späteren Zeitpunkt noch einmal überprüft werden müssen (Regler, passives DE-Kühlsystem SPOT, Pumpen- und Ventilkennlinien, ...).

Weitere Arbeitstreffen wurden Anfang Juli 2008 bei OKB Gidropress in Podolsk und im August 2008 in der GRS Berlin durchgeführt. Im Ergebnis wurde eine erste Version des Datensatzes erstellt und in einer ersten Testrechnung mit postuliertem Ausfall der Wechselspannungsversorgung der Anlage getestet. Für diese Testrechnung wurden noch Reglermodelle verwendet, die für den WWER-1000/W-320 entwickelt worden waren. Parallel dazu wurde die Nutzung anlagenspezifischer Reglermodelle für den geplanten WWER-1000/W-466B mit dem ATHLET-Datensatz getestet, die von OKB Gidropress unter Nutzung einer speziellen Methode entwickelt worden waren. Diese Modelle wurden über eine Dynamic Link Library (DLL) erfolgreich mit ATHLET gekoppelt /PRO 05/. In der Folge wurden die Reglermodelle des WWER-1000/W-466B von OKB Gidropress weiterentwickelt und als überarbeitete Version der DLL für die Einbindung in ATHLET mit einer Beschreibung der Schnittstellenvariablen für die Reglerbibliothek an die GRS übergeben. Die neue DLL wurde in die aktuelle Programmversion für den W-466B übernommen und getestet.

Die nächsten Arbeitstreffen zur ATHLET-Datensatzentwicklung fanden in Moskau am 25./26.02.2009 und vom 23.03. – 04.04.2009 in Berlin statt. Während des Berliner Tref-

fens wurde der ATHLET-Eingabedatensatz weitgehend fertig gestellt. Der Datensatz wurde auf stationären Anfangszustand mit best-estimate-Parametern abgeglichen und anhand einer Transiente mit totalem Spannungsausfall getestet. Neben dem Standard-Datensatz mit best-estimate-Eingabedaten wurde eine weitere Datensatzversion erstellt, die einen konservativen Ausgangszustand der Anlage simuliert, wie er bei OKB Hidropress für die Untersuchung von Auslegungsstörfällen (DBA) für das KKW Belene verwendet wird. Einen Eindruck zur Modellierung der WWER-1000/W-466B-Reaktoranlage für die ATHLET-Analysen vermittelt beispielhaft das Nodalisierungsschema für den Reaktor und eine Hauptkühlmittelschleife in Abb. 7.1.

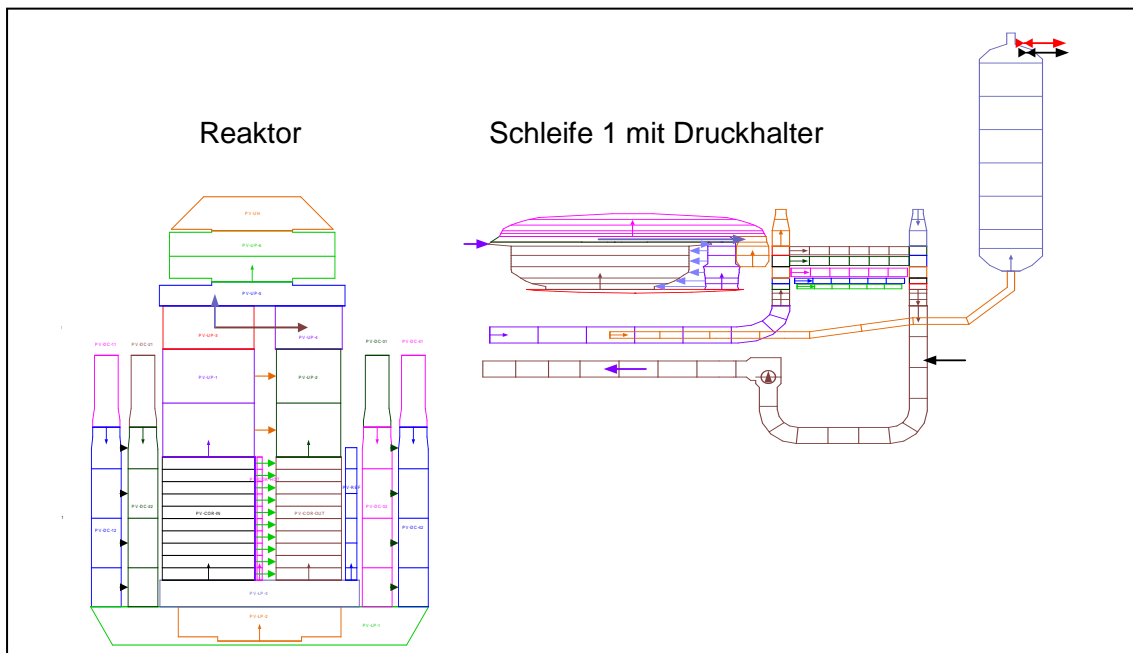


Abb. 7.1 ATHLET-Nodalisierung des Reaktors und einer Kühlmittelschleife

Zur Verifikation des entwickelten ATHLET-Datensatzes für das KKW Belene wurde in Berlin mit einer modifizierten Variante des best-estimate-Datensatzes eine Vergleichsrechnung zu den Ergebnissen einer KORSAR-Rechnung zum Störfall „Kleines Leck DN60 im kalten Strang bei gleichzeitigem totalen Spannungsausfall“ durchgeführt. Der Vergleich der mit beiden Rechenprogrammen erzielten Ergebnisse und die Identifizierung der Ursachen für die aufgetretenen Unterschiede dienten der Überprüfung des neu entwickelten ATHLET-Datensatzes. Diese Analyse wurde von den russischen Fachleuten in Podolsk abgeschlossen und in einer Arbeitsunterlage dokumentiert /MOS 09a/. Die passiven Sicherheitssysteme zur sekundärseitigen Abkühlung der Dampferzeuger (SPOT) und zur Nachspeisung des Primärkreislaufs (HA-2) sind in diesem Datensatz durch vereinfachte Modelle dargestellt, da bisher keine ausreichenden Daten für die Entwicklung und Validierung detaillierter Modelle zu Verfügung stehen.

Die Ergebnisse der durchgeführten Arbeiten zur Verifikation des ATHLET-Datensatzes für das KKW Belene wurden Ende 2009 in einem Bericht dargestellt /STG 09c/. Detaillierte Beschreibungen zu den verschiedenen Modulen des ATHLET-Eingabedatensatzes liegen als Arbeitsunterlagen in englischer bzw. russischer Sprache vor /MOS 09b; MOS 09c; MOS 09d; MOS 09e, STG 09a/.

7.4.2 Entwicklung und Verifikation des COCOSYS-Datensatzes für das KKW Belene gemeinsam mit Atomenergoprojekt Moskau

Die Zusammenarbeit mit Fachleuten von Atomenergoprojekt Moskau zur Erstellung eines anlagenspezifischen Datensatzes für das KKW Belene für COCOSYS wurde im März 2008 in Moskau begonnen. Im Mai 2008 wurde ein einwöchiger Workshop mit zwei Fachleuten von Atomenergoprojekt in Berlin durchgeführt. Neben einem Überblick über das WWER-1000/W-466-Anlagenkonzept und einer kurzen Einführung der russischen Fachleute in COCOSYS, wurden die wichtigsten geometrischen Daten (Volumina, Verbindungen, Strukturen) diskutiert, die von den russischen Fachleuten zur Verfügung gestellt worden waren. Auf dieser Grundlage wurde eine erste lauffähige Version des COCOSYS-Datensatzes erstellt und getestet. Die Testrechnung zeigte für die Anfangsphase des Doppelendbruchs einer Hauptkühlmittelleitung vernünftige Resultate. Dieser vorläufige Datensatz wurde bis Ende August 2008 vereinbarungsgemäß von der GRS vervollständigt und an die russischen Partner zur Stellungnahme übergeben. Erste Testrechnungen zu Störfällen wurden unter Nutzung dieses Datensatzes durchgeführt.

Im November 2008 wurde ein weiteres Arbeitstreffen mit einem Experten von Atomenergoprojekt Moskau zur Entwicklung und Verifikation des COCOSYS-Datensatzes durchgeführt /PRO 06/. Während des Arbeitsaufenthalts wurden einige Modifikationen am Datensatz vorgenommen und die Testrechnungen wiederholt. Der Datensatz und die Ergebnisse der Testrechnungen wurden in einem gemeinsamen Bericht dokumentiert /WFF 08/. Zur Verifikation des Datensatzes wurden Vergleichsrechnungen mit COCOSYS und dem russischen Rechenprogramm ANGAR für ein auslegungsüberschreitendes Ereignis mit einem Leck DN 60 durchgeführt. Diese Analysen umfassen sowohl eine Vergleichsrechnung mit gleichen Anfangs- und Randbedingungen (soweit möglich) als auch Variantenrechnungen mit beiden Programmen zum besseren Verständnis von Unterschieden zwischen den beiden Programmen. Die Ergebnisse des Codevergleichs zeigen eine gute Übereinstimmung für die wichtigsten Parameter. Die identifizierten Abweichungen wurden analysiert und die Ursachen verstanden.

Die Ergebnisse des Codevergleichs wurden zunächst in einem Entwurf für eine Technische Notiz festgehalten, der in der Folgezeit weiter überprüft wurde. Die gemeinsamen Arbeiten mit Atomenergoprojekt zur Entwicklung eines COCOSYS-Datensatzes für das KKW Belene wurden im 2. Quartal 2009 mit der Fertigstellung des Berichts über den Vergleich der Containment-Rechenprogramme COCOSYS und ANGAR anhand der Ergebnisse für ein auslegungsüberschreitendes Ereignis mit einem Primärkreisleck DN 60 erfolgreich abgeschlossen. Die Ergebnisse sind in einem gemeinsamen Bericht von GRS und Atomenergoprojekt Moskau dokumentiert /ARN 09b/.

Nach der Bereitstellung der Unterlagen zum Review des vorläufigen Sicherheitsberichts für das KKW Belene durch die bulgarische Behörde BNRA Ende des Jahres 2008 wurden die verfügbaren Unterlagen (ISAR, Conceptual Design, Technical Design) hinsichtlich Detailinformationen zu Sicherheitssystemen durchgesehen, die für die Containment-Analysen mit COCOSYS relevant sind. Die gewonnenen Informationen wie z. B. Pumpenkennlinien oder die Verknüpfung von Containment-Sprühsystem mit den Notkühlssystemen fließen in den stand-alone-Datensatz für COCOSYS ein und sind insbesondere für die gekoppelte ATHLET/COCOSYS-Rechnung von Bedeutung. In COCOSYS-Variantenanalysen zum Kühlmittleck DN 60 wurde der Einfluss der neuen Informationen auf das Containmentverhalten analysiert.

Darüber hinaus wurde das Störfallverhalten des Containments des KKW Belene unter Störfallbedingungen bei einem auslegungsüberschreitenden Störfall "Doppelendbruch der Hauptkühlmittleitung 2F DN850 mit gleichzeitigem totalen Wechselstromausfall" für eine Prozesszeit von 24 h mit COCOSYS analysiert. Das Ziel dieser Analysen war die Bereitstellung von Daten über die maximalen Containmentbelastungen (Druck und Temperatur) als Randbedingungen für Strukturanalysen sowie die Prüfung der langfristigen Wärmeabfuhr durch die Wände des Containments. Letzteres diente der Unterstützung der Bewertung des Interim Safety Analysis Reports für das KKW Belene. Die im ISAR enthaltenen Ergebnisse konnten im Wesentlichen bestätigt werden. Die Ergebnisse dieser Analysen wurden im Bericht /ARN 09c/ dokumentiert.

Für die COCOSYS Analysen zum KKW Belene wurde zu Projektbeginn in Zusammenarbeit mit AEP Moskau ein detaillierter Containment-Datensatz erstellt /WFF 08/. Inzwischen wurden neue Details zu Atmosphärenverbindungen im Containment bekannt, die in diesem Datensatz noch nicht enthalten sind. Diese parallel zu den Berstfolien existierenden Atmosphärenverbindungen stellen offene Strömungspfade zwischen "unattended access area" und "restricted access area" dar (Abb. 7.2). Der Einfluss dieser Verbindungen auf das Verhalten des Containments wurde anhand des ausle-

gungsüberschreitenden Störfalles LOCA DN60 überprüft, da insbesondere bei kleinen Leckstörfällen die Zirkulation der Atmosphäre von der Zahl und Lage der öffnenden Berstfolien abhängt. Die neuen Verbindungen bewirken bei kleinen Leckgrößen einen höheren Maximaldruck (Abb. 7.3). Bei Störfallszenarien mit größerem Leck und in der Langzeitphase ist ihr Einfluss vernachlässigbar. Die Ergebnisse sind in einer Technischen Notiz dokumentiert /ARN 10/.

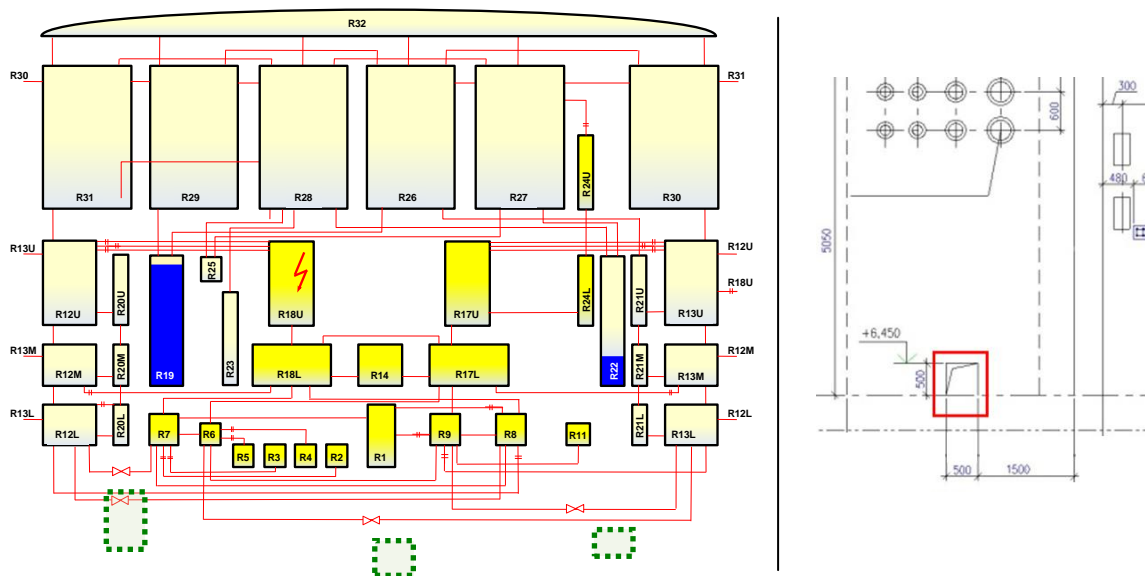


Abb. 7.2 COCOSYS, verbesserte Containment-Nodalisation mit Berücksichtigung neuer Atmosphärenverbindungen (im Schema grün markiert)

COCOSYS V2.4 dev, Belene NPP, DN60 with HPIS failure, comp. V0 – V1

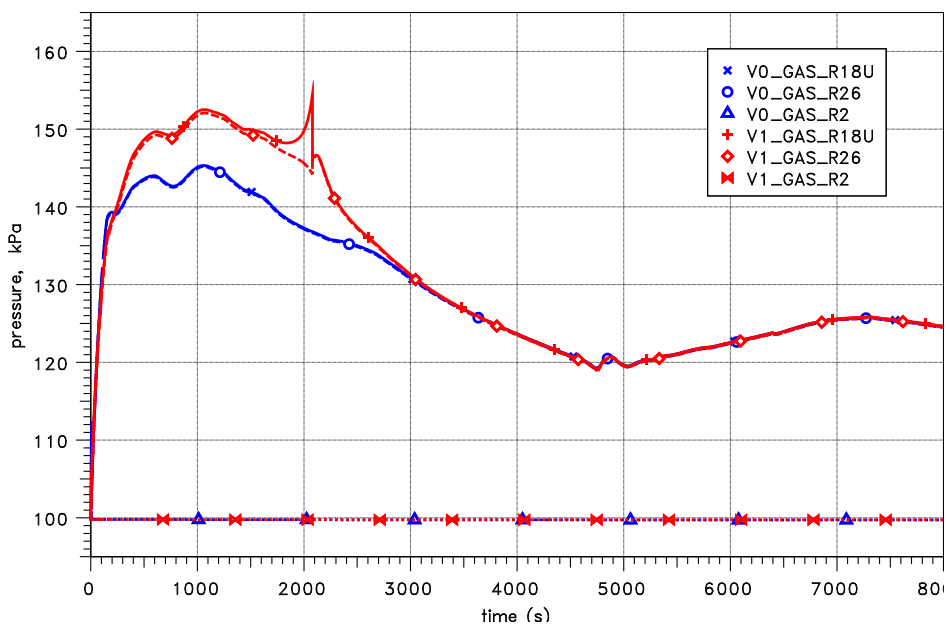


Abb. 7.3 Einfluss der neuen Atmosphärenverbindungen auf den Druckverlauf beim LOCA DN 60 (V1 – Variante mit verbessertem Datensatz)

Der verbesserte Datensatz wurde in allen folgenden COCOSYS stand-alone bzw. in gekoppelten ATHLET/COCOSYS Rechnungen angewendet.

7.4.3 Analysen für das auslegungsüberschreitende Ereignis „Leck DN80 mit Ausfall aller Wechselspannungsquellen über 24 Stunden“ mit ATHLET und ATHLET/COCOSYS

Im Rahmen der vertieften Sicherheitsanalysen für das KKW Belene wurde eine unabhängige Überprüfungsrechnung für den auslegungsüberschreitenden Störfall "Leck DN 80 mit Ausfall aller Wechselspannungsquellen über 24 Stunden" sowohl mit stand-alone ATHLET und COCOSYS als auch mit einer gekoppelten ATHLET/COCOSYS-Rechnung durchgeführt. Bei diesem Ereignis soll eine ausreichende Kernkühlung auch bei Ausfall aller aktiven Sicherheitssysteme mit Hilfe der neu konzipierten passiven Sicherheitssysteme zur sekundärseitigen Abkühlung der Dampferzeuger (SPOT) und die durch Gravitation getriebene primärseitige Einspeisung aus neuen Flutbehältern (HA-2) gewährleistet werden. Dabei ist die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern auch vom Druck im Containment abhängig; für solche Störfallszenarien wird durch die Kopplung eine neue Qualität der Simulation erreicht. Das sollte durch den Vergleich der Ergebnisse der ATHLET- und der gekoppelten ATHLET/COCOSYS-Analysen gezeigt werden.

Mit den vorbereitenden Arbeiten zu diesen Analysen wurde Anfang des Jahres 2009 parallel zu den weiter oben beschriebenen Arbeiten für die Qualifizierung der Datensätze für ATHLET und COCOSYS begonnen. Auf der Basis der Informationen im ISAR Belene wurde der ATHLET-Datensatz für die Analyse des zu untersuchenden Ereignisablaufs angepasst und eine stand-alone-Rechnung mit ATHLET über die 24 Stunden Problemzeit durchgeführt. Die Ergebnisse wurden, soweit möglich, mit denen verglichen, die für diese Sequenz mit TETCH-M-97 (OKB Gidropress) berechnet wurden und im ISAR Belene dargestellt sind. Die Ergebnisse der Arbeiten wurden in /STG 09b/ dokumentiert.

Außerdem wurde unter Berücksichtigung der oben erwähnten speziellen Gidropress-Reglerbibliothek für ATHLET die Kopplung der ATHLET- und COCOSYS-Modelle für das KKW Belene realisiert und die ATHLET- und COCOSYS-Datensätze gemäß den zusätzlichen Anforderungen und Erweiterungen für die Schnittstelle der gekoppelten Programmversion ATHLET/COCOSYS modifiziert. Die ersten Testrechnungen mit den gekoppelten Programmen über ca. zwei Stunden Problemzeit haben einige Probleme

bezüglich der Kopplung (Borsäuretransport, Datenausgabesteuerung) und der Restart-Fähigkeit aufgezeigt, die bei der weiteren Bearbeitung zu lösen waren. Darüber hinaus haben sie gezeigt, dass für die existierende gekoppelte ATHLET/COCOSYS-Version mit einem sehr hohen Rechenzeitaufwand für die gekoppelten Analysen über den geforderten Problemzeitraum von 24 Stunden Realzeit zu rechnen ist.

Deshalb wurden bei der Weiterführung der Arbeiten auch Möglichkeiten zum Parallelisieren der Simulationsrechnung für die gekoppelte Programmversion geprüft. Das Parallelisieren der Rechnung kann durch Nutzung des Intel-Compilers V11 erreicht werden, der die Nutzung von Mehrkern-Prozessoren unterstützt. Auftretende Probleme bei der Umsetzung von COCOSYS, das bis dato den COMPAQ-Compiler V6.6 benutzt, auf den Intel-Compiler V11 - und hier insbesondere mit der für den Datentransfer benutzten Software PVM - konnten aber im Zeitrahmen der 2009 durchzuführenden Analyse nicht behoben werden. Für die hier beschriebenen Arbeiten mussten weiterhin die ältere ATHLET/COCOSYS-Version und der Compaq-Fortran-Compiler genutzt werden, womit für einen gekoppelten Rechenlauf zum auslegungsüberschreitenden Störfall "Leck DN 80 mit Ausfall aller Wechselspannungsquellen über 24 Stunden" ca. 4 Wochen CPU-Zeit erforderlich waren.

Die ATHLET-, COCOSYS- und ATHLET/COCOSYS-Analysen für das auslegungsüberschreitende Ereignis "Leck DN 80 mit Ausfall aller Wechselspannungsquellen über 24 Stunden" für das KKW Belene wurden Ende des Jahres 2009 mit der Analyse der Rechenergebnisse und dem Vergleich der Ergebnisse der ATHLET- und der COCOSYS-Rechnungen und der gekoppelten ATHLET/COCOSYS-Rechnung mit den im „Intermediate Safety Analysis Report“ (ISAR) enthaltenen Ergebnissen einer gekoppelten TETCH-M-97/ANGAR-Rechnung abgeschlossen. Die Ergebnisse der GRS-Analysen mit ATHLET, COCOSYS und den gekoppelten Programmen ATHLET/COCOSYS wurden in den Berichten /ARN 09c, STG 09b, STG 09c/ dokumentiert.

Bei dem analysierten Ereignis traten nur marginale Unterschiede zwischen den Ergebnissen des stand-alone-ATHLET und der gekoppelten Rechnung auf. Über den gesamten analysierten Zeitraum von 24 Stunden bleibt der Druck im Primärkreislauf höher als der Druck im Containment, somit kommt es nicht zu Rückströmen von Dampf-Luft-Gemisch aus dem Containment in den Kreislauf. Diese Bedingungen werden in der stand-alone-Rechnung durch das in ATHLET integrierte, stark vereinfachte Containmentmodell CONDRU (Abb. 7.4) mit ausreichender Genauigkeit simuliert, so dass die erwarteten Unterschiede im Ergebnisvergleich nicht festgestellt werden konnten. Das

wird bei größeren Leckquerschnitten und Rückströmung aus dem Containment, wie es z. B. bei einem Doppellendbruch der Hauptkühlmittelleitung der Fall ist, anders sein.

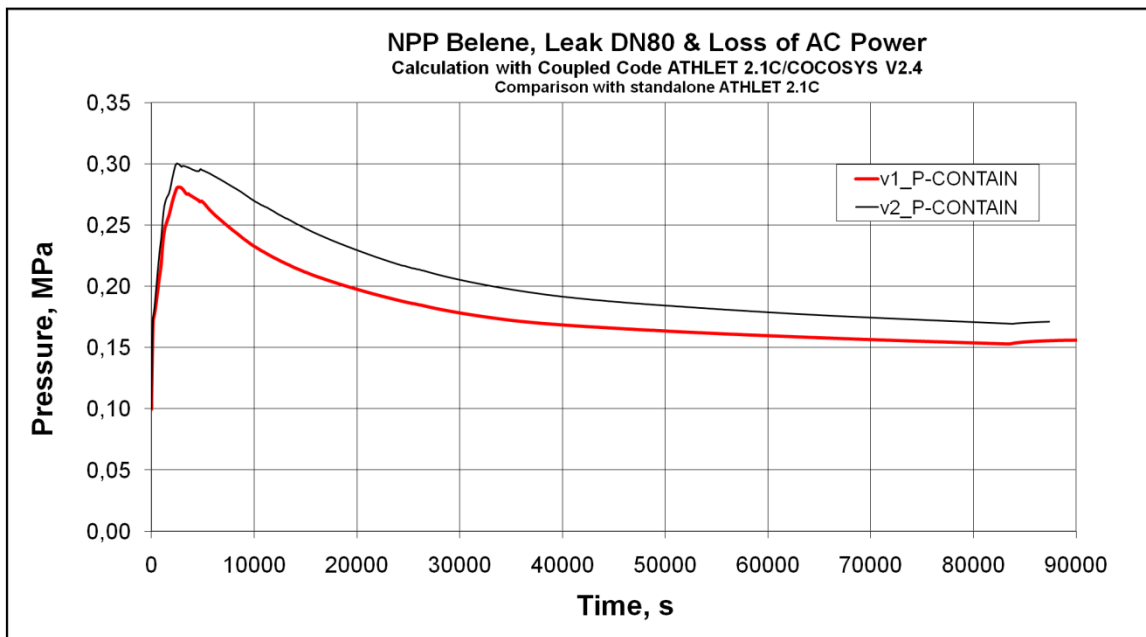


Abb. 7.4 Druckverlauf im Containment mit COCOSYS (v1) und CONDURU (v2)

Die Ergebnisse der stand-alone COCOSYS und der gekoppelten Rechnung sind nahezu gleich, was u. a. Resultat der gut abgestimmten Randbedingungen in der stand-alone Rechnung ist. Dies ist beispielhaft für den Druckverlauf im Containment (Abb. 7.5) gezeigt. Weiterhin stimmt der Maximaldruck von 281 kPa gut mit dem ANGAR Wert im ISAR von 275 kPa überein. Allerdings wird der Maximaldruck in den GRS Rechnungen zu einem späteren Zeitpunkt berechnet (ANGAR: 2 000 s und COCOSYS: 2 670 s). Der sich daran anschließende berechnete Druckabfall weicht dagegen deutlich voneinander ab – der Druckabfall in der ANGAR Rechnung ist wesentlich stärker. Auf Grund fehlender Detailinformationen im ISAR kann dieser Unterschied z.Z. nicht erklärt werden. Nach 24 h Prozesszeit ist die Abweichung geringer geworden und beträgt noch 15 kPa.

Der Vergleich mit den russischen Analyseergebnissen im ISAR hat die dort enthaltenen Ergebnisse grundsätzlich bestätigt. Allerdings lassen sich einige Detailabweichungen anhand der im ISAR enthaltenen eingeschränkten Informationen zu den TETCHM-97- und ANGAR-Rechnungen bisher nicht vollständig erklären. So berechnet ATHLET beispielsweise trotz identischer Anfangswerte ein deutlich geringeres Kühlmitteleinlager als im ISAR für diese Sequenz ausgewiesen (Abb. 7.6).

COCOSYS, Belene NPP, BDBA DN80, v1=ATH-COC_co, v2=COC_sa, v3=ISAR

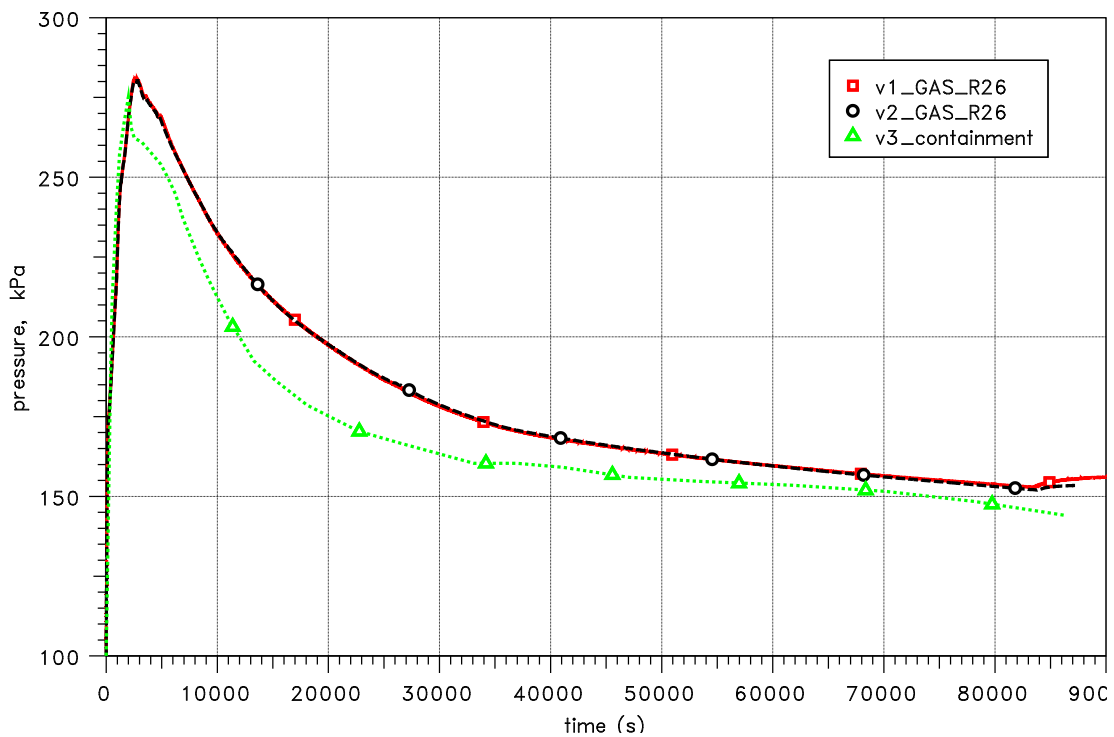


Abb. 7.5 Druckverlauf im Containment-Dome
 v1 - gekoppelte ATHLET/COCOSYS Rechnung, v2 – stand-alone
 COCOSYS, v3 – ISAR (ANGAR)

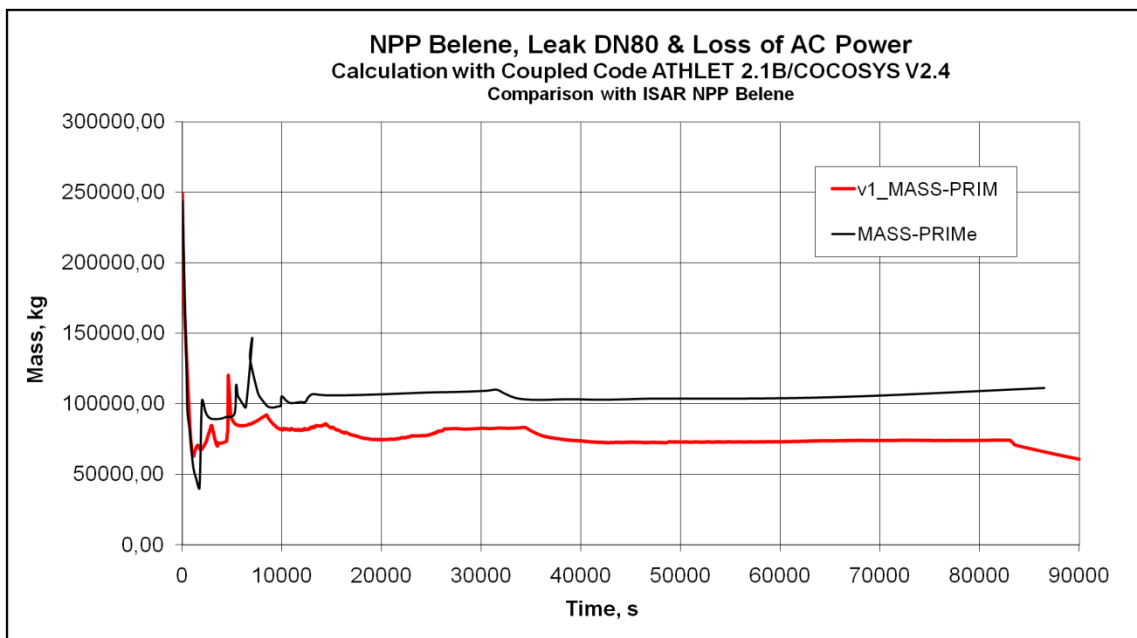


Abb. 7.6 Kühlmittelinventar im Primärkreislauf mit ATHLET (v1) und TETCH-M-97

Wichtigstes offenes Problem bleiben fehlende detaillierte Modelle der passiven Systeme (vor allem Hydroakkumulatoren der 2. Stufe) in ATHLET, welche mangels technischer Informationen bisher nicht erstellt werden können.

7.4.4 Analysen zum „Doppelendbruch im kalten Strang mit Ausfall aller Wechselspannungsquellen über 24 Stunden“ mit ATHLET und ATHLET/COCOSYS

Die Arbeiten zu vertiefenden Sicherheitsanalysen für das KKW Belene wurden mit der Durchführung einer weiteren unabhängigen Analyse zum auslegungsüberschreitenden Ereignis „Doppelseitiger Bruch DN850 der Hauptkühlmittelleitung mit gleichzeitigem Ausfall aller Wechselspannungsquellen über 24 Stunden“ im KKW Belene, Block 1, fortgesetzt. Auslegungsgemäß soll bei diesem Ereignis die ausreichende Kernkühlung mit Hilfe der neu konzipierten passiven Sicherheitssysteme zur sekundärseitigen Abkühlung der Dampferzeuger (SPOT) und die primärseitige Einspeisung aus den Flutbehältern (HA-2) selbst bei Ausfall aller aktiven Sicherheitssysteme gewährleistet werden (Abb. 7.7).

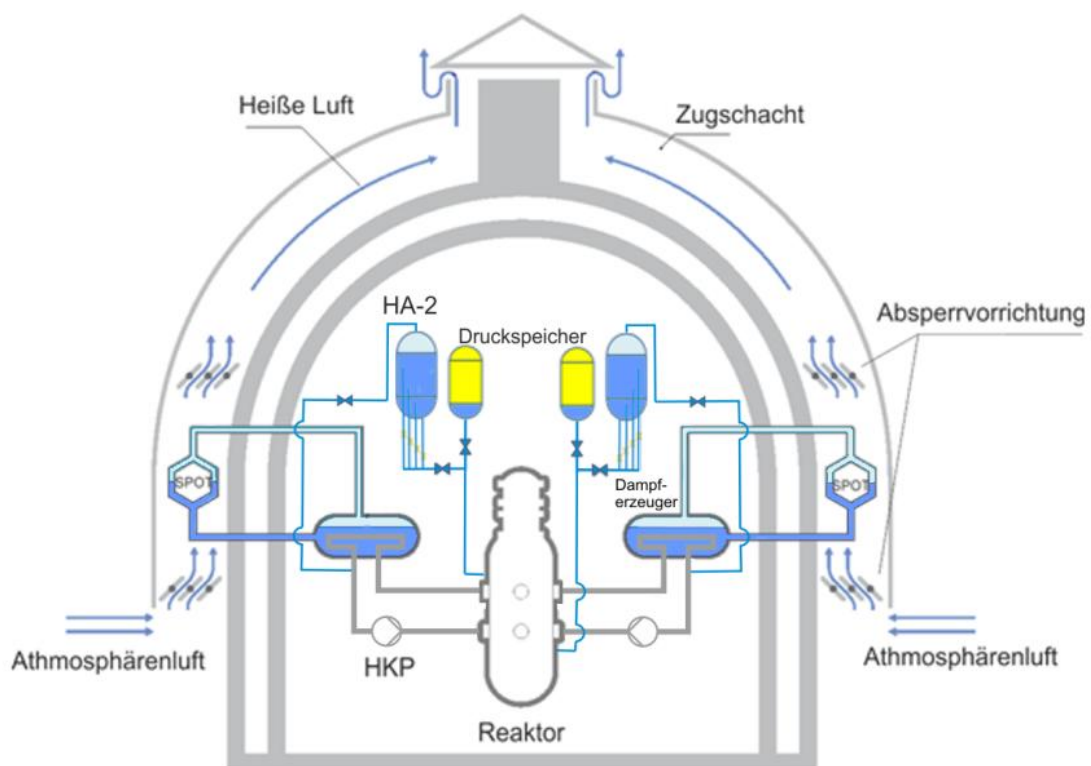


Abb. 7.7 Schematische Darstellung der passiven Sicherheitssysteme zur Kühlung der DE (SPOT) und zur Flutung des Reaktorkerns (HA-2)

Die entsprechende Störfallanalyse der Designer im ISAR für das KKW Belene bestätigt diese Aussage grundsätzlich, zeigt aber auch den Eintritt einer erheblichen Menge von Wasser-Dampf-Gemisch aus dem Containment in den Primärkreislauf (mehr als 200t über 24 h). Dieses Ergebnis ist aus GRS-Sicht nicht wirklich nachvollziehbar, gab jedoch Anlass zu der Befürchtung, dass durch die mögliche Ansammlung nichtkondensierbarer Gase in den Dampferzeugern die Wärmeübertragung an die Sekundärseite und damit die Effektivität der Kühlung über das passive SPOT-System beeinträchtigt werden könnte. In der Rechnung im ISAR werden keine Angaben zu nichtkondensierenden Gasen im Kreislauf und im Containment gemacht.

Die wichtigsten Ziele der Analysen der GRS waren die Vertiefung des Verständnisses des komplizierten Zusammenwirkens der neuen passiven Systeme HA-2 und SPOT mit den Bedingungen im Containment und die Untersuchung des Verhaltens und der Verteilung der nichtkondensierbaren Gase im Primärkreislauf. Deshalb wurden sowohl eine gekoppelte Analyse mit den Rechenprogrammen ATHLET und COCOSYS als auch zu Vergleichszwecken eine stand-alone Analyse mit ATHLET durchgeführt.

Für die durchgeführten Analysen standen keine zusätzlichen Detailinformationen zur vollständigen Modellierung der passiven Systeme SPOT und HA-2 zur Verfügung. Das SPOT-System wurde deshalb, wie bereits in den vorangegangenen Analysen zum Leck DN 80, basierend auf den Angaben im ISAR stark vereinfacht modelliert, indem eine bestimmte Wärmemenge in Abhängigkeit vom Siededruck in den Dampferzeugern abgeführt wurde. Dabei wurden die Tabellenwerte für eine Lufttemperatur von 27 °C verwendet. Ausgehend von der Möglichkeit, dass die Behälter des HA-2-Systems einen wichtigen Einfluss auf die Verteilung der nichtkondensierbaren Gase im Primärkreislauf haben könnten, wurde das Modell für dieses System im Vergleich zu den vorherigen Rechnungen erweitert. Dabei wurden die Flutbehälter und die Einspeiseleitungen in den Primärkreislauf als thermohydraulische Objekte modelliert. Da bisher keine Daten zur Geometrie der Einspeiseleitungen verfügbar sind, wurden die hydraulischen Widerstände der Einspeiseleitungen so ausgewählt, dass die im ISAR angegebenen Einspeiseraten reproduziert wurden. Das bedeutet, dass auch das neue Modell des HA-2-Systems letztendlich lediglich als eine erweiterte Darstellung der Einspeisetabellen im ISAR anzusehen ist und kein vollständiges und validiertes Rechenmodell darstellt.

Die Ergebnisse der von der GRS durchgeführten Rechnungen haben die im ISAR getroffenen Schlussfolgerungen des Anlagenherstellers darüber, dass die passiven Sys-

teme SPOT und HA-2 gemeinsam unter den Randbedingungen des analysierten Falls eine ausreichende Kernkühlung im Verlauf von 24 Stunden gewährleisten, grundsätzlich bestätigt (s. auch Abb. 7.9). Allerdings treten in den GRS-Ergebnissen auch einige signifikante Unterschiede für wichtige Parameter zu Tage, die wegen des begrenzten Umfangs der Informationen zur Rechnung des Anlagenherstellers im ISAR bisher nicht in vollem Umfang geklärt werden konnten.

In der GRS-Rechnung wird Rückströmen von Dampf und Gasen aus dem Containment in den Primärkreislauf im Unterschied zur russischen Rechnung nicht in nennenswertem Umfang beobachtet. Die damit verbundenen Befürchtungen bezüglich der Verschlechterung der Wärmeabfuhr aus den Dampferzeugern über das SPOT-System haben sich für das untersuchte Szenarium unter Verwendung der oben beschriebenen Einschränkungen bei der Modellierung der passiven Sicherheitssysteme nicht bestätigt (s. auch Abb. 7.8). Unter Berücksichtigung der unterschiedlichen Betriebsbedingungen für das SPOT-System kann daraus unseres Erachtens nicht sicher geschlossen werden, dass das auch bei sehr niedrigen, sehr hohen oder im Tagesverlauf stark wechselnden Außentemperaturen der Fall sein wird. Der zweite sehr wichtige Einflussparameter für die Effektivität des SPOT-Systems ist der Druck (die Temperatur) in den Dampferzeugern. Dieser Druck wird im Falle eines großen Lecks in den späteren Phasen des Störfalls nach Druckausgleich durch den Primärkreis- und Containmentdruck determiniert. Die Effektivität des SPOT verringert sich signifikant bei Verringerung des Drucks im Containment.

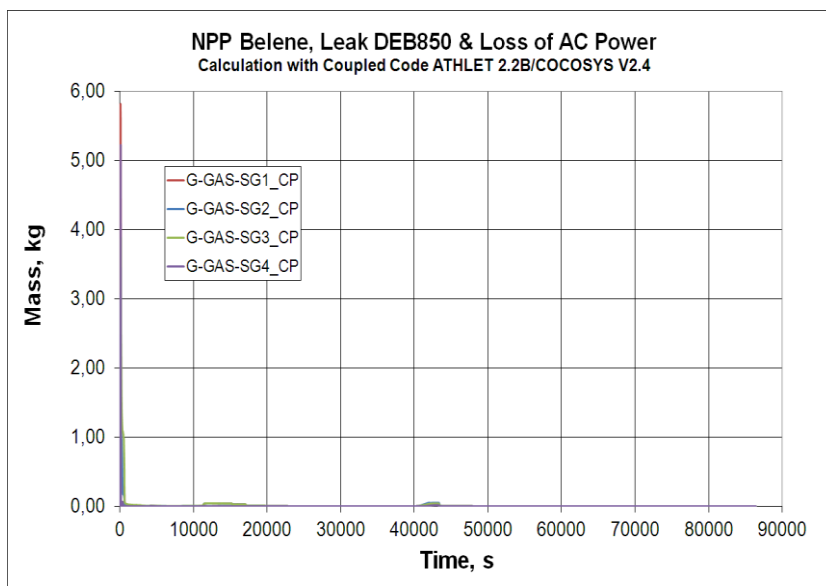


Abb. 7.8 Masse der nichtkondensierenden Gase in den DE (Primärseite)

Darüber hinaus hat sich in den GRS-Analysen gezeigt, dass es in der Anfangsphase (etwa 200 – 1200 s nach Lecköffnung) des Störfalls nach Beendigung der Einspeisung durch die passiven Druckspeicher trotz bereits erfolgreicher Einspeisung der Flutbehälter HA-2 zu einem temporären Anstieg der BE-Hüllrohrtemperaturen kommen kann. Dieser Effekt ist in der russischen Rechnung nicht erkennbar. Ursache ist die temporäre Rückhaltung des ins obere Plenum eingespeisten Kühlmittels auf der oberen Kerntrageplatte infolge der Gegenströmung von Dampf aus dem Kern. Dieser Effekt ist sehr sensitiv bezüglich einiger vorgegebener Modellparameter und der Nodalisierung des Kerns. In der Abb. 7.9 wird die BE-Hüllrohrtemperatur in der Langzeitphase (großes Bild) und in der Anfangsphase (kleines Bild) gezeigt. Die rote Kurve entspricht jeweils den Temperaturen, die in der gekoppelten ATHLET/COCOSYS-Rechnung (CP) ermittelt wurden. Die übrigen Linien in der kleinen Grafik zeigen neben dem Temperaturverlauf in der russischen Rechnung (ISAR) die Werte aus der stand-alone ATHLET-Langzeitrechnung (SA), die unter Nutzung der gleichen Modelle wie in der gekoppelten Rechnung durchgeführt wurde sowie einige Variantenrechnungen mit ATHLET mit unterschiedlicher Modellierung von Parametern, welche die Gegenstrombegrenzung und damit die Kernkühlung beeinflussen können. Variiert wurde die Nodalisierung des Kerns (10 Nodes bzw. 40 Nodes zur genaueren Berechnung der Wiederbenetzung – N40), das Drift-Modell (Optionen „Channel“ bzw. „Bundle“ - DRI) und der Modellparameter L1 im Leckmodell für Dampfausströmung. Aus Sicht der adäquaten Modellierung der Prozesse mit ATHLET spiegelt die blaugraue Kurve mit 40 Nodes und der Bundle-Option (Maximum bei ca. 400 °C) die realen Gegebenheiten voraussichtlich am besten wider.

Hinsichtlich der Containmentparameter bestätigen die GRS-Ergebnisse, dass der Auslegungsdruck für das Containment während der betrachteten 24 h nicht erreicht wird. Der berechnete Maximaldruck von ATHLET/COCOSYS stimmt gut mit den im ISAR enthaltenen ANGAR-Ergebnissen überein. Die Temperaturen in der Containmentatmosphäre überschreiten während der ersten 15 Minuten den Auslegungswert. Bei der Bewertung ist jedoch zu berücksichtigen, dass die Oberflächen der Containmentstrukturen diesen Temperaturen nicht direkt ausgesetzt sind, da die möglichen Oberflächentemperaturen auf die Siedetemperatur beim zugehörigen Partialdruck des Dampfes begrenzt sind. Die Maximale Sättigungstemperatur wurde mit 147 °C im Leckraum ermittelt. Dennoch ist es empfehlenswert, die Qualifikation der Ausrüstungen im Hinblick auf eine Überschreitung der Temperaturgrenzen zu prüfen. Die Daten zur russischen Rechnung im ISAR sind leider nicht ausreichend, um die Ursachen von

festgestellten Abweichungen in den Ergebnissen durch einen detaillierteren Vergleich zu klären.

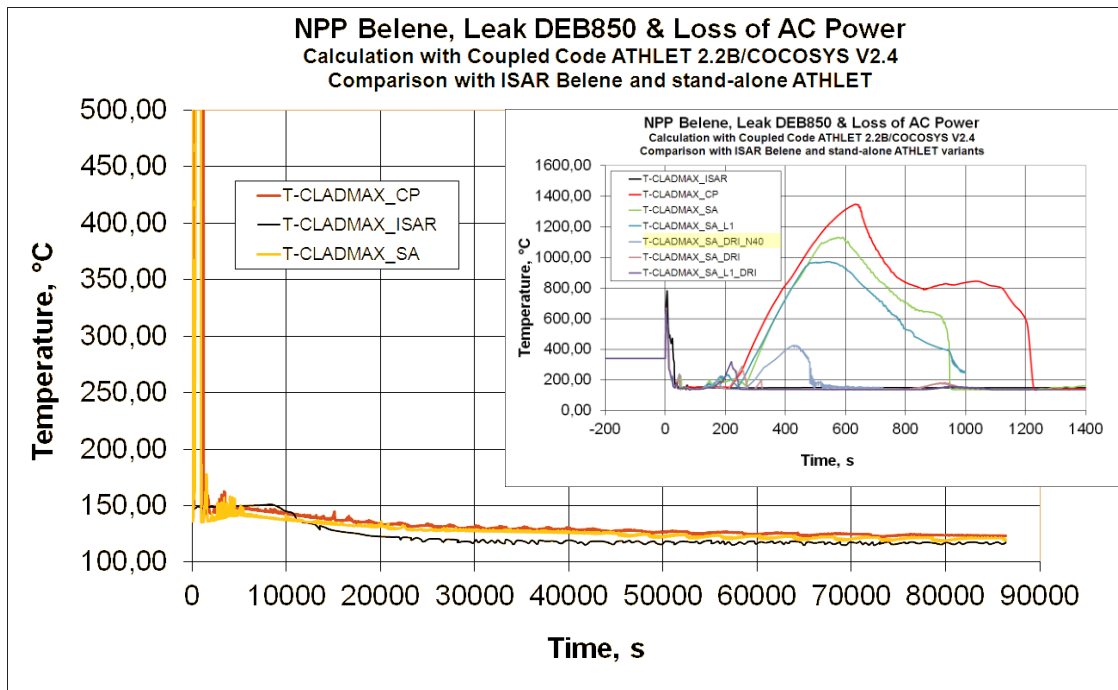


Abb. 7.9 BE-Hüllrohrtemperaturen in der Langzeit- und Kurzzeitphase (Variantenrechnungen rechts oben)

Die unabhängigen GRS-Analysen zum Zusammenwirken der passiven Systeme im Projekt des KKW Belene für das auslegungsüberschreitende Ereignis LB LOCA mit Ausfall aller Wechselspannungsquellen haben sowohl die grundsätzliche Eignung der passiven Systeme zur Beherrschung dieses Störfalls bestätigt als auch gleichzeitig verdeutlicht, dass weitere Analysen und Nachweise für diese neuartigen passiven Systeme unbedingt erforderlich sind. Die Hauptrichtungen für weiterführende Arbeiten sollten nach unserer Meinung sein:

- Entwicklung detaillierte Modelle für das HA-2- und das SPOT-System unter Nutzung realer geometrischer, Material- und anderer benötigter Daten,
- Validierung dieser Modelle durch Vergleichsrechnungen mit spezifischen Experimenten, die für diese Systeme durchgeführt wurden,
- Durchführung von Analysen für ein breites Spektrum von Anforderungsfällen für diese Systeme mit verschiedenen Randbedingungen für deren Funktion um sicherzustellen, dass innerhalb der vorgesehenen Einsatzbereiche keine Effekte auftreten können, die die Wirksamkeit der Systeme massiv einschränken. Besonders

Augenmerk sollte auf die Bewertung des Einflusses nichtkondensierbarer Gase auf die Wärmeübertragung in den Dampferzeugern und im SPOT-Wärmetauscher und auf die Effektivität der Kernkühlung in der Anfangsphase nach dem Bruch einer Hauptkühlmittelleitung gerichtet werden.

Die durchgeführten Arbeiten zur Realisierung der in diesem Abschnitt beschriebenen Ergebnisse, aufgetretene Probleme und Schritte zu deren Lösung sowie die Ergebnisse der Analysen selbst sind ausführlich im Bericht /STG 11/ beschrieben.

7.4.5 Zusammenfassung und Ausblick zu den ATHLET und COCOSYS-Analysen für Belene

Für die Durchführung vertiefter Sicherheitsanalysen zum ISAR des KKW Belene wurden in Zusammenarbeit mit russischen Fachleuten von OKB Gidropress und AEP Moskau Eingabedatensätze für die GRS best-estimate Rechenprogramme ATHLET und COCOSYS sowohl für stand-alone-Analysen als auch für gekoppelte Analysen erarbeitet und validiert. Zusätzlich mussten für eine effektive Nutzung der gekoppelten Programmversion ATHLET/COCOSYS umfangreiche Verbesserungen und Erweiterungen am vorliegenden Programm vorgenommen werden.

Der Vergleich der ATHLET- und ATHLET/COCOSYS-Ergebnisse für die beiden auslegungsüberschreitenden Ereignisse "Leck DN 80 mit Ausfall aller Wechselspannungsquellen über 24 Stunden" sowie zum „Doppelseitiger Bruch DN850 der Hauptkühlmittelleitung mit gleichzeitigem Ausfall aller Wechselspannungsquellen über 24 Stunden“ im KKW Belene mit den russischen Analyseergebnissen im ISAR hat die dort enthaltenen Ergebnisse grundsätzlich bestätigt. Allerdings lassen sich einige Parameterabweichungen anhand der im ISAR enthaltenen eingeschränkten Informationen zu den TETCH-M-97- und ANGAR-Rechnungen bisher nicht vollständig erklären.

Die durchgeführten Analysen haben einen wesentlichen Beitrag zum vertieften Verständnis der Wirkungsweise der neuartigen passiven Sicherheitssysteme geleistet. Weitere Arbeiten sind zur Verbesserung der Modelle von SPOT und HA-2 sowie zu ihrer Validierung erforderlich.

7.5 Strukturmechanische Analysen zum Doppelcontainment des KKW Belene

7.5.1 Aufbau des Containments

Im Rahmen des Vorhabens 3608R01504 wurden strukturmechanische Analysen des Containmentverhaltens des Kernkraftwerks Belene unter Störfallbedingungen durchgeführt. Zur Erstellung der Analysemodelle wurden die zur Verfügung stehenden anlagenspezifischen Informationen ausgewertet.

Das Containment-Gebäude des Kernkraftwerks Belene besteht aus zwei Teilen, dem inneren und dem äußeren Containment. Die Aufgabe des inneren Containments besteht darin, die Freisetzung von Spaltprodukten in die Umwelt im Falle eines Störfalls zu verhindern. Aufgabe des äußeren Containments ist, den Reaktor gegen Einwirkungen von außen, beispielsweise Flugzeugaufprall oder Explosionen, zu schützen. Die Abmessungen lauten:

Inneres Containment:

- Innendurchmesser: 44,0 m
- Innenhöhe gemessen von Oberkante Bodenplatte bei +5,4 m: 60,5 m
- Wandstärke: 1,2 m

Äußeres Containment:

- Innendurchmesser: 50,8 m
- Innenhöhe gemessen von Oberkante Bodenplatte bei +5,4 m: 63,9 m
- Wandstärke: 1,5 m

Das innere Containment besteht aus Spannbeton, der zusätzlich durch Biege- und Schubbewehrung verstärkt wird. Ein metallischer Liner zum gasdichten Einschluss deckt die gesamte Innenfläche der Containmentschale und den Boden ab. An der Containmentschale beträgt die Dicke 6 mm, am Boden 8 mm.

Das äußere Containment besteht aus stahlbewehrtem Beton. Besonderes Augenmerk verdient die aus haarnadelförmig gebogenen Bügeln („Hairpins“) bestehende Schubbewehrung, die jeweils gegenläufig überlappend von der äußeren und der inneren Biegebewehrung aus verlegt werden soll. Die Enden der Bügel sind nicht um die Beweh-

rungsstäbe der Biegebewehrung herumgebogen, sodass eine Kraftübertragung von einem zum anderen Bügel und damit von der äußeren zur inneren Biegebewehrungslage nur über den im Bereich der Überdeckung befindlichen Beton erfolgt. Abb. 7.10 zeigt einen Ausschnitt aus einer Konstruktionszeichnung. Im Falle fortschreitender Zerstörung des Betons im Aufprallbereich wird die Übertragbarkeit der Kräfte von Bügel zu Bügel über den Beton zunehmend geringer, bis die Wirkung der Bügel vollständig aufgehoben ist. Aus diesem Grunde wird eine O-förmige oder zumindest C-förmige Verlegung der Bügel vorgeschlagen, die die äußere und die innere Biegebewehrung umfasst. In diesem Fall ist die Tragfähigkeit der Bügel erst nach deren Zerreißen erschöpft, unabhängig vom Zustand des umgebenden Betons. Die Tragfähigkeit des betroffenen Ausschnitts der Containmentwand gegenüber Aufprallbelastungen ist damit größer. Aus Gründen der nach unserem Kenntnisstand vorgesehenen Verlegung der Schubbewehrung und der oben beschriebenen zu erwartenden Auswirkungen wurden zunächst die Bügel bei den Berechnungen der GRS (siehe Kapitel 7.5.4) nicht berücksichtigt. Weitere Details sind in /BAH 09/ beschrieben.

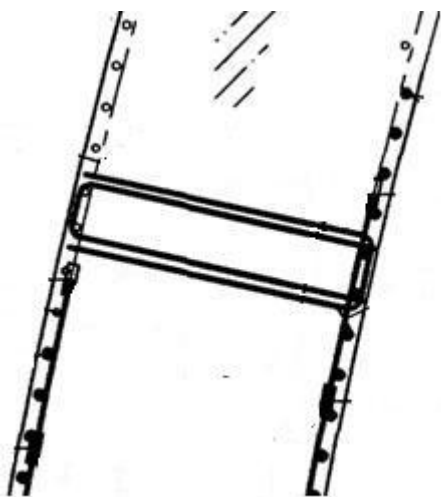


Abb. 7.10 Schubbewehrung der äußeren Containmentstruktur vom Typ Belene (Ausschnitt aus einer Konstruktionszeichnung)

7.5.2 Materialdaten

Die Materialdaten der im Containment verbauten Werkstoffe sind den Konstruktionsdaten /ISA 08/ und den zugrunde gelegten Normen entnommen. Die Temperaturabhängigkeit der Materialdaten wurde aus Informationen des Eurocode 2 /EUR 04/ für gleiche oder ähnliche Werkstoffe abgeleitet.

Für das innere und äußere Containment wird Beton vom Typ B50 verwendet. Nach russischer Norm beträgt die Druckfestigkeit 50 MPa bei einer Dehnung von 0,2 %, die Zugfestigkeit liegt bei 4 MPa bei einer Dehnung von 0,01 %. Im Bereich elastischer Verformung beträgt das E-Modul 39 000 MPa.

Für die Biegebewehrung wird Stahl vom Typ A500C, für die Schubbewehrung AIII und für den Liner der sehr duktile Typ C255 eingesetzt. Materialdaten für diese Stähle konnten den russischen Normen entnommen werden. Für den Stahltyp 55C15 der Spannglieder sind Materialdaten im ISAR /ISA 08/ enthalten. In Tab. 7.1 sind die wichtigsten Kenndaten zusammengestellt.

Tab. 7.1 Materialdaten der verwendeten Stahltypen.

Material	E-Modul [MPa]	Tangentenmodul [MPa]	Bruchspannung [MPa]	Bruchdehnung [%]
A500C	200 000	1143	600	14
AIII	200 000	2271	590	14
C255	200 000	788	380	25
55C15	195 000	7792	1860	3,5

Die für Anwendungen in der Simulation wichtige Gleichmaßdehnung der duktilen Materialien (A500C, AIII, C255), die für einachsig belastete Strukturen als Versagensdehnung angenommen werden kann, wird im Rahmen von Analogiebetrachtungen etwa 2/3 der Bruchdehnung angesetzt. Weitere Details sind in /BAH 09/ beschrieben.

7.5.3 Strukturmechanische Analyse des inneren Containments

Das Finite-Elemente-Modell des inneren Containments wurde ohne Durchführungen erstellt. Dadurch ist es ausreichend ein Ausschnittsmodell von z. B. 90° Umfangswinkel zu verwenden, um das dreidimensionale Verhalten von Spannkabeln und Bewehrung korrekt wieder zugeben. Die Bodenplatte wurde im Modell nicht berücksichtigt. Anstelle dessen wurden alle drei Freiheitsgrade der Elementknoten in der Bodenfläche unterdrückt. Alle Berechnungen wurden mit dem Finite-Elemente-Programm ADINA /ADI 09/ durchgeführt. Die wesentlichen Ergebnisse und Schlussfolgerungen sind im Folgenden zusammengefasst. Weitere Details sind in /BAH 09/ beschrieben.

Abb. 7.11 zeigt Teile des erstellten Finite-Elemente-Modells insbesondere die Betonelemente und die Spannkabelelemente. Details zur Bewehrungsapproximation sind in /BAH 09/ beschrieben.

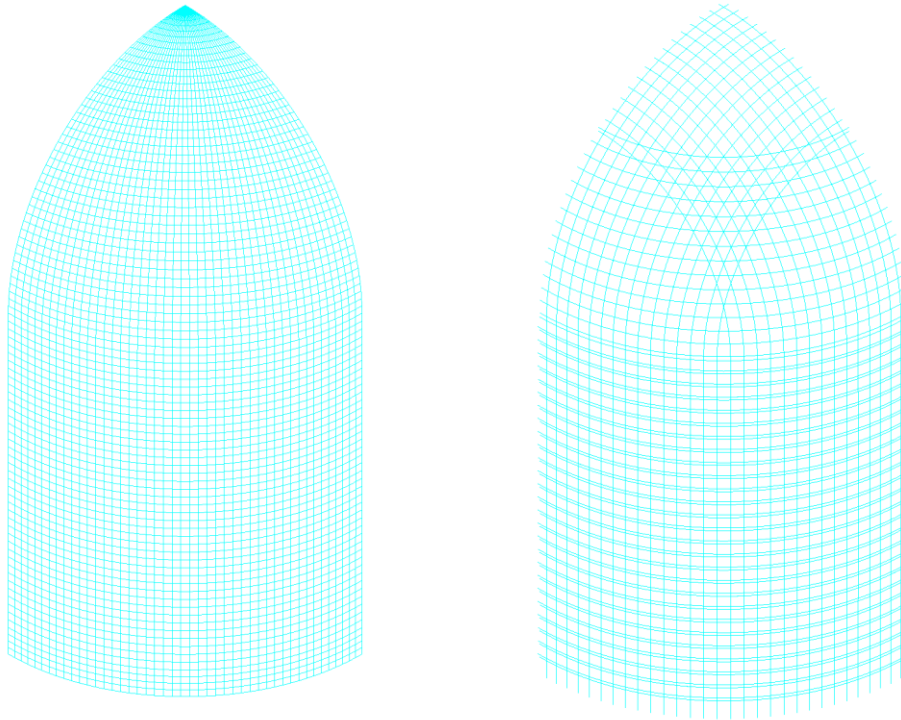


Abb. 7.11 Finite-Elemente-Modell (90°) der Betonschale (links) und die im Beton eingebetteten Spannkabel (rechts)

7.5.3.1 Innendruckbelastung

Der Innendrucklastfall wurde in der Simulation durch einen quasistatischen Druckanstieg auf der Innenseite des Containments realisiert. Neben der Drucklast wirkte auf alle Elemente die Gravitationskraft und auf die Spannkabel zusätzlich die Vorspannkraft. Letztere wurde durch eine Anfangsdehnung in allen Elementen der Spannkabel umgesetzt.

In der Auswertung wurde jener Druckwert im stetig ansteigenden Innendruckverlauf bestimmt, an dem die Komponenten der Containmentstruktur versagen. Im Beton setzt infolge ansteigender Zugspannungswerte ab einem Differenzdruck von 0,87 MPa die Rissbildung ein. Ab 0,9 MPa erstrecken sich die Risse über einen Großteil der Containmentfläche. Größtenteils sind die auftretenden Risse vertikal orientiert. Abb. 7.12 zeigt Dehnungsverteilung in den Spannkabeln bei einem Differenzdruck von 1,0 MPa.

Dabei erreichen einzelne Elemente bereits Dehnungen nahe der Elastizitätsgrenze von etwa 0,85 %. Abb. 7.12 kann entnommen werden, dass in den Spannkabeln ab einem Differenzdruck von ca. 1,03 MPa plastische Verformung (Fließen) einsetzt. Im Vergleich dazu setzt in den Bewehrungsstäben ab einer Innendruckbelastung von ungefähr 1,01 MPa Fließen ein.

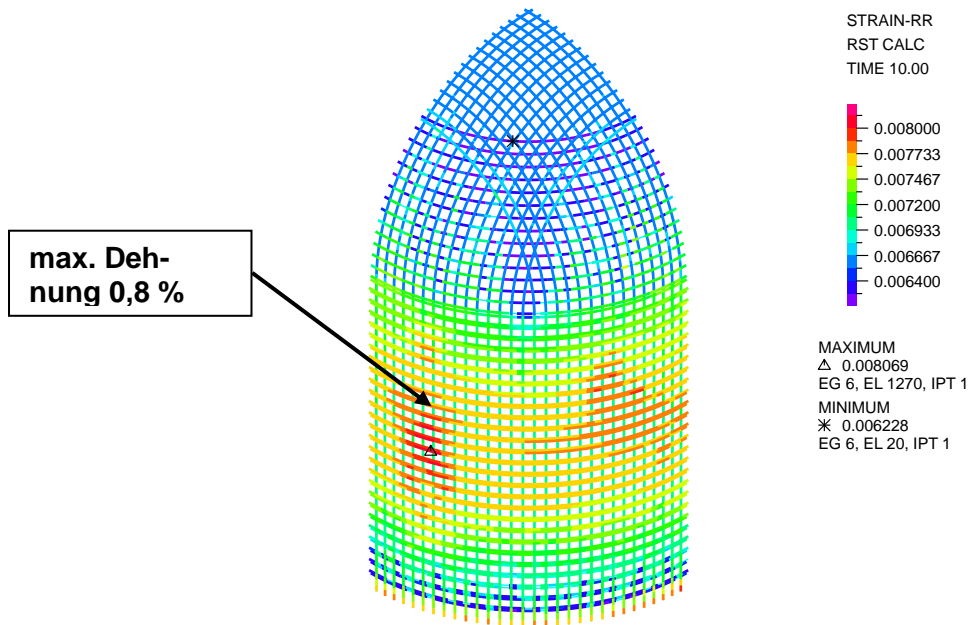


Abb. 7.12 Verteilung der axialen Dehnung in den Spannkabeln bei einem Differenzdruck von 1,0 MPa.

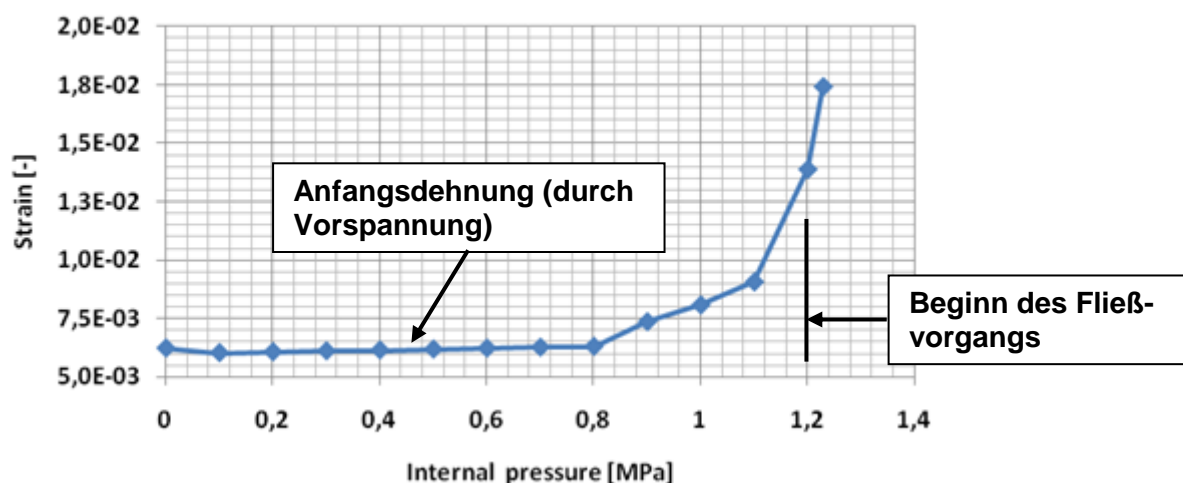


Abb. 7.13 Axiale Dehnung in dem Element des Umfangsspannkabels, in dem der Maximalwert der Dehnung beim Differenzdruck 1,0 MPa auftritt.

7.5.3.2 Kombinierte Temperatur- und Innendrucklast

Um den Einfluss von erhöhten Temperaturen im Inneren des Containments in einem Störfallszenario zu untersuchen, wurde zunächst eine Wärmeleitungssimulation durchgeführt. Da die Stahlkomponenten in der Gesamtstruktur nur einen geringen Massenanteil ausmachen, wurde der Wärmefluss aus dem Beton in Stahl vernachlässigt. Es wurde angenommen, dass aufgrund der hohen Wärmeleitfähigkeit von Stahl die Temperatur der Stahlkomponenten der Temperatur des umgebenden Betons folgt.

Die Annahmen zur Temperaturlast wurden dem ISAR /ISA 08/, speziell dem Kapitel 19.5.3 „Break of main circulation pipe“, entnommen. In der Simulation wurde die Anfangstemperatur auf 40°C gesetzt und auf der Innenoberfläche des Containments eine Temperatur von 200°C als Randbedingung über mehrere Stunden vorgeschrieben. Resultierend aus der geringen Wärmeleitfähigkeit von Beton wurde selbst nach zehn Stunden nur eine geringe Erwärmung des Betons im Bereich der Spannkabel gefunden, die nur eine vernachlässigbare Erniedrigung der Festigkeit zur Folge hat. Bei der kombinierten Temperatur- und Innendrucklast kann demzufolge auf Ergebnisse der Simulationen mit Innendrucklast zurückgegriffen werden.

7.5.3.3 Riss- und Leckagebildung im Liner

Um das Versagensverhalten des Containments bei Störfallbedingungen zu untersuchen, muss überprüft werden, ob bei Drucklasten unterhalb der Versagenslast größere Lecks entstehen können. Lecks können im Störfallverlauf einen weiteren Druckanstieg abwenden oder gar eine Druckentlastung herbeiführen. Experimentelle Untersuchungen von Containmentmodellen ergaben, dass die Rissbildung im Liner am häufigsten in der Nähe der Durchführungen auftritt.

Da das Finite-Elemente-Modell, welches von der GRS erstellt wurde, keine Durchführungen enthält, wurde auf das vereinfachte Verfahren von EPRI /EPR 89/ zurückgegriffen. Aus Berechnungsergebnisse zum Innendruckfall werden globale Werte der Umfangs- und Meridionaldehnung im Liner entnommen. Für jede kritische Position wird mit Hilfe von Dehnungsüberhöhungsfaktoren aus /EPR 89/ die jeweilige Spitzendehnung berechnet. Abb. 7.14 stellt die Spitzendehnungen als Funktion des auf den Auslegungsdifferenzdruck von $p_d = 0,4 \text{ MPa}$ (nach /ISA 08/) normierten Innendruck dar. Der Abstand der Kurven vom Wert der angenommenen einachsigen Bruchdehnung von 16 % ist ein Maß für den Sicherheitsabstand. Im Bereich um die Materialschleuse

(equipment hatch) erreicht die Spitzendehnung den Wert der Bruchdehnung bei einem Verhältnis von etwa $p/p_d=2,93$, also einem Differenzdruck von 1,17 MPa.

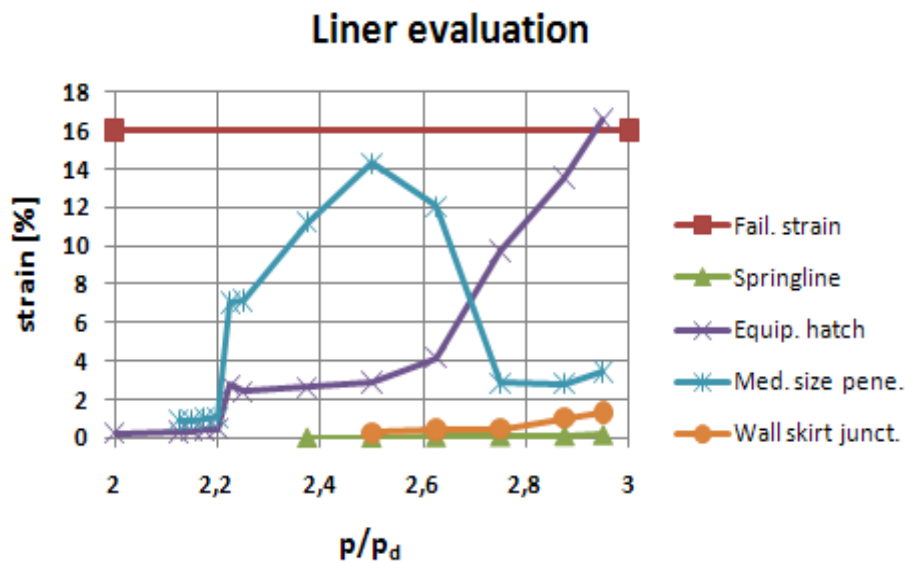


Abb. 7.14 Dehnung des Liners infolge von Innendruckbelastung

7.5.3.4 Abschätzung zum Versagensdruck des inneren Containments

Für Aussagen zum Versagensdruck der inneren Containmentstruktur aus Spannbeton auf der Basis eines Finite-Element-Modells ohne Schleusen und Durchführungen wird eine vereinfachte Methodik angewendet, die experimentelle Ergebnisse des bei Sandia National Laboratories (SNL) durchgeführten Großversuchs an einem Modellcontainment /HES 03/ berücksichtigt, speziell die des Versuchs SFMT (Structure Failure Mode Test), der zu einem katastrophalen Versagen des Modellcontainments geführt hat. Aus /HES 03/ und entsprechenden FE-Berechnungen ergibt sich ein Dehnungsüberhöhungsfaktor von etwa 4 auf die im ungestörten Bereich ermittelten Dehnungen in den Spannkabeln. Zur Abdeckung von Unsicherheiten wird der Faktor auf 5 erhöht. Für die Anwendbarkeit dieser vereinfachten Methodik auf das innere Containment des KKW Belene wurden konstruktive Details der beiden Containmentstrukturen verglichen. Die maximal zulässige Dehnung für die Spannkabel in ungestörten Bereichen bzw. für berechnete Dehnungen in Analysemodellen ohne Schleusen und Durchführungen ergibt sich demnach aus der entsprechenden Bruchdehnung für die Spannkabel durch Division mit dem Faktor 5.

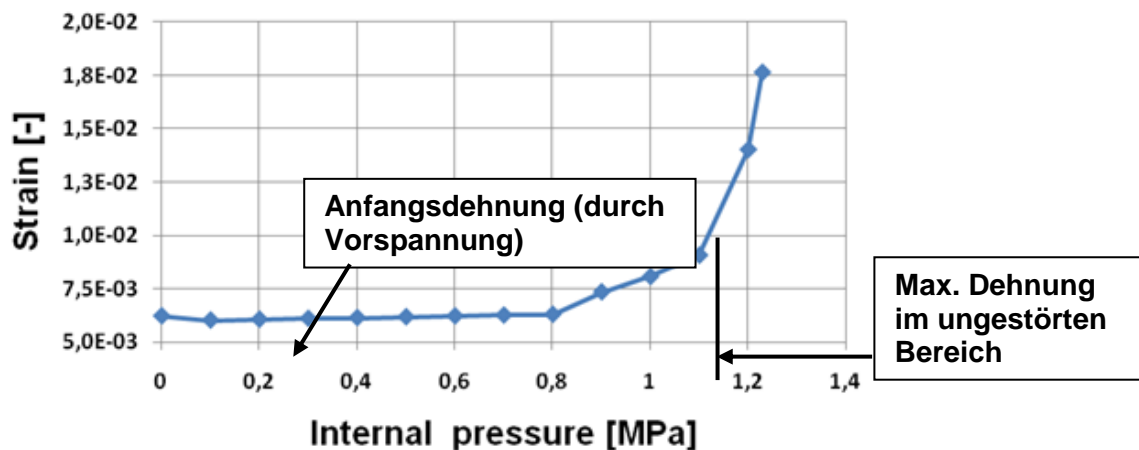


Abb. 7.15 Axiale Dehnung des Elements des Umfangsspannkabels mit der maximalen Dehnung als Funktion des Innendrucks.

Abb. 7.15 zeigt, dass bei einem Innendruck von etwa 0,87 MPa die maximal zulässige Dehnung von 0,7 % in den Spannkabeln im ungestörten Bereich erreicht wird, was der Bruchdehnung von 3,5 % im gestörten Bereich entspricht. Insgesamt ergibt sich also, dass für das innere Containment der Versagensdifferenzdruck etwa dem 2,1-fachen des Auslegungsdifferenzdrucks und etwa dem 2,4-fachen des maximalen Differenzdrucks in dem schweren Störfallszenario „Bruch der Hauptkühlmittelleitung“ (ISAR, Kapitel 19.5.3 /ISA 08/) entspricht.

7.5.4 Strukturmechanische Analyse des äußeren Containments

Bezüglich der Tragfähigkeit der äußeren Containmentstruktur des KKW Belene bei Aufprallbelastungen infolge Flugzeugabsturzes wurden im Rahmen des Vorhabens 3608R01504 Untersuchungen durchgeführt. Im Rahmen der Arbeiten zum Review des ISAR Revision 0 /ISA 08/ wurde von GRS der bulgarischen Genehmigungsbehörde empfohlen, bei der Auslegung der Containmentstruktur des KKW Belene den gezielten Absturz eines großen Passagierflugzeugs zu betrachten, insbesondere vor dem Hintergrund der Anforderungen anderer ausländischer Genehmigungsbehörden beim Neubau von Kernkraftwerken. Im ISAR Revision 2 /ISA 10/ wurde diese Empfehlung aufgegriffen, wobei inzwischen bekannt wurde, dass zum Thema „Absturz eines großen Passagierflugzeugs“ von dem deutschen Ingenieurbüro Wölfel Beratende Ingenieure (WBI) Berechnungen durchgeführt wurden. Dabei wurde zur Bestimmung der

Last-Zeit-Funktionen nicht die klassische Riera-Methodik angewendet, sondern das betrachtete Flugzeug durch ein 3D-Finite-Elemente-Modell approximiert.

Weiterhin wurden von der GRS strukturdynamische Finite-Elemente-Berechnungen zum Verhalten der äußeren Containmentstruktur des KKW Belene unter Aufpralllasten infolge Flugzeugabsturz durchgeführt. Für die ersten Analysen wurde zunächst das Rechenprogramm ADINA /ADI 09/ eingesetzt. Dabei wurden Schwächen des Programms bezüglich der Modellierung der Bewehrung und der Behandlung der Betonschädigung identifiziert. Es wurden zwar vom Programmentwickler zusätzliche Programmoptionen zur Verfügung gestellt, die jedoch nicht ausreichen, aus den Berechnungsergebnissen belastbare Aussagen zur Integrität von Stahlbetonstrukturen unter Aufprallbelastungen abzuleiten. Vertiefte Analysen zum Verhalten des äußeren Containments des KKW Belene unter Aufpralllasten wurden daher mit dem Rechenprogramm ANSYS AUTODYN /ANS 09/ durchgeführt. Dieses Programm wurde speziell für Fragestellungen, wie z. B. Integritätsbewertung einer Stahlbetonstruktur unter Aufprallbelastung entwickelt, und wurde von der GRS bereits erfolgreich zur Nach- und Vorausrechnung einer Reihe von Aufprallexperimenten eingesetzt.

Aus Gründen der Symmetrie wurde ein dreidimensionales 180°-Analysemodell mit halber Aufprallfläche entwickelt (siehe Abb. 7.16), wobei die Biegebewehrung durch Balkenelemente approximiert wird. Dabei werden zunächst nicht alle Bewehrungsstäbe einzeln simuliert, sondern geeignet zusammengefasst.

Für die reale Struktur des äußeren Containments ist gemäß Kapitel 7.5.1 eine Schubbewehrung in Form von „hairpins“ vorgesehen, wodurch die Wirkung als Bindeglied zwischen den Oberflächenbewehrungen insbesondere bei großer Schädigung des Betons im Aufprallbereich erheblich eingeschränkt ist. Daher wurde die Schubbewehrung im Analysemodell zunächst nicht berücksichtigt. Im Folgenden sind exemplarische Ergebnisse von zwei Strukturberechnungen zusammengefasst, wobei die Lastannahmen mit der klassischen Methodik nach Riera bestimmt wurden /RIE 68/.

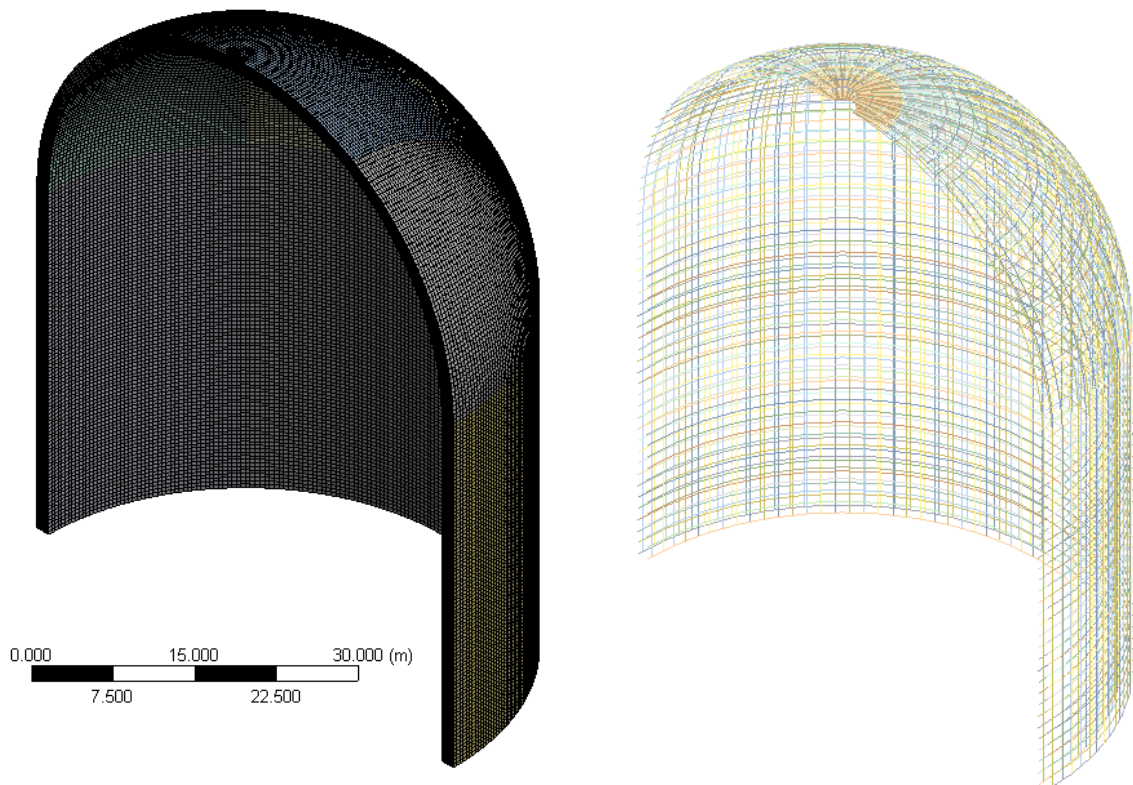


Abb. 7.16 Finite-Elemente-Modell der äußeren Containmentstruktur
(links: Betonelemente, rechts: Bewehrungsstruktur)

Die Analyseergebnisse zur Integrität der Containmentstruktur sind insbesondere abhängig von der Netzfeinheit, von Annahmen bezüglich der Approximation der Oberflächen- und der Schubbewehrung, der Dehnratenabhängigkeit der Werkstoffdaten für den Bewehrungsstahl sowie numerischer Parameter wie das „hourglass damping“. Dazu sind Parameterstudien erforderlich, die im Rahmen des Vorhabens 3608R01504 nicht durchgeführt werden konnten, sodass hier keine endgültigen Ergebnisse enthalten sind. Im Kapitel 7.5.4.1 wird eine schnellfliegende Militärmaschine und im Kapitel 7.5.4.2 ein Passagierflugzeug betrachtet, das zu der Klasse der schweren Flugzeuge (Masse 300 - 400 t einschließlich Treibstoff) gehört. Weitere Details sind in /BAH 11/ beschrieben.

7.5.4.1 Aufprall einer McDonnell Douglas F4 Phantom

Die Last-Zeitfunktion für den Aufprall einer McDonnell Douglas F4 Phantom mit 215 m/s ist in Abb. 7.17 zusammen mit der angenommenen Aufprallfläche als Funktion der Aufpralldauer dargestellt. Dabei wird ein Gesamtgewicht von 19 t einschließlich Treib-

stoff (4,8 t) angenommen. Da die Hauptanteile der Masse insbesondere die Triebwerke und der Treibstoff im Rumpfbereich liegen, wird eine konstante Aufprallfläche von 7 m^2 angenommen. In den ersten 30 ms prallen die vergleichsweise leichte Nasenstruktur und der Cockpit-Bereich auf die Targetstruktur, wobei die Aufpralllast das Niveau 55 MN erreicht. Im weiteren Verlauf der Last-Zeitfunktion erhöht sich die Last auf 110 MN infolge des Aufpralls der Triebwerke und des Treibstoffs.

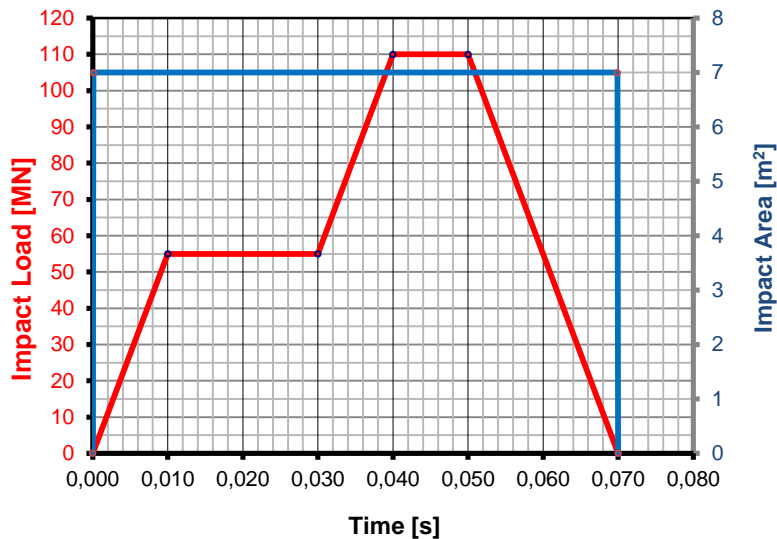


Abb. 7.17 Last-Zeitfunktion der McDonnell Douglas F4 Phantom bei einer Aufprallgeschwindigkeit 215 m/s.

Abb. 7.18 zeigt die Auswirkungen der Last-Zeitfunktion auf die äußere Containmentstruktur durch Verformung, Schädigung im Beton sowie Plastifizierung in der Bewehrung 100 ms nach Beginn des Aufpralls. In den roten Bereichen (linkes Bild) wird der Beton als nicht mehr tragfähig angesehen und das rechte Bild zeigt die Plastifizierung der Bewehrungsstäbe. In dem hier beschriebenen Rechenfall beginnt die Plastifizierung nach etwa 50 ms zunächst im Aufprallbereich und später auch im Bereich der Innenoberfläche.

Die Widerstandsfähigkeit der Struktur gegenüber Durchstanzen wird durch die Tragfähigkeit der Bewehrungsstäbe, d. h. insbesondere durch die Annahmen bezüglich der Versagensdehnung bestimmt. Bei Annahme einer Versagensdehnung von 8 – 9 % kann ein lokales Versagen der Containmentstruktur nicht ausgeschlossen werden.

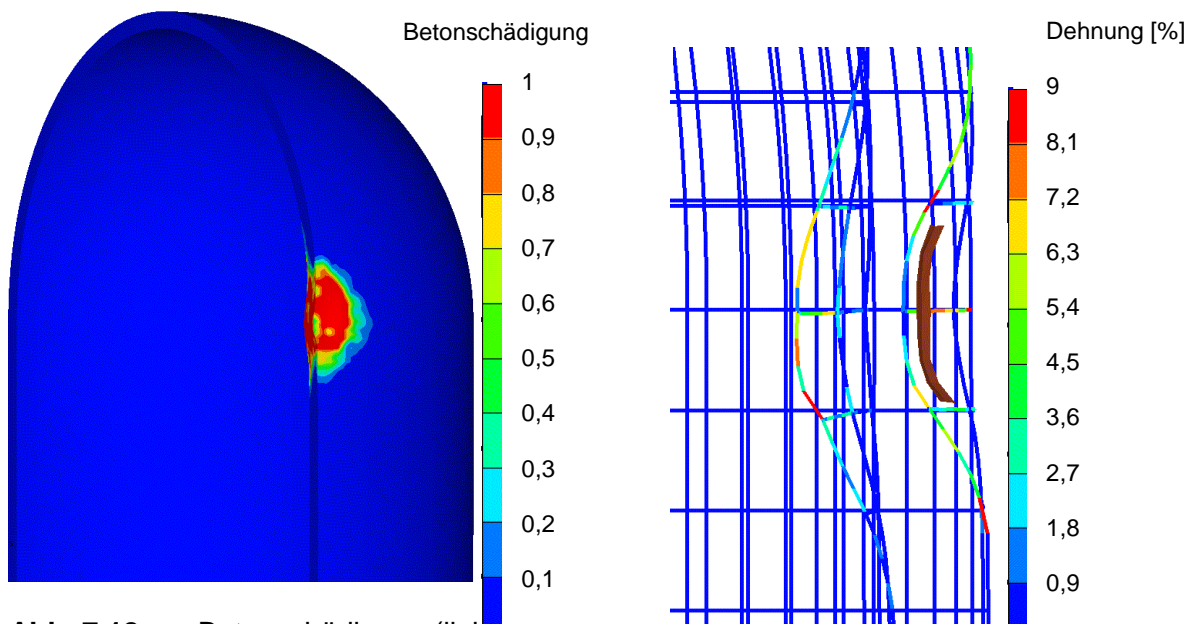


Abb. 7.18 Betonschädigung (links) und Plastifizierung der Bewehrung (rechts) 100 ms nach dem Aufprall

7.5.4.2 Aufprall eines schweren Passagierflugzeugs

Die Last-Zeitfunktion für den Aufprall eines schweren Passagierflugzeugs mit 175 m/s ist in Abb. 7.19 zusammen mit der angenommenen Aufprallfläche als Funktion der Aufpralldauer dargestellt. Die Aufprallfläche ist aufgeteilt in einen Bereich für den Rumpf und einen Bereich für die Flügel, der ab etwa 160 ms wirkt.

Abb. 7.20 zeigt die Auswirkungen der Last-Zeitfunktion auf die äußere Containmentstruktur durch Verformung, Schädigung im Beton sowie Plastifizierung und Versagen in der Bewehrung 250 ms nach Beginn des Aufpralls. In den roten Bereichen (linkes Bild) wird der Beton als nicht mehr tragfähig angesehen und in den hellblauen Bereichen (rechtes Bild) sind die Bewehrungsstäbe plastifiziert. Im roten Bereich (rechtes Bild) erreichen einzelne Stabelemente des Analysemodells nahe der Innen- und Außenoberfläche die angenommene Versagensdehnung von 9 %. Dadurch kann ein lokales Versagen der Containmentstruktur nicht ausgeschlossen werden.

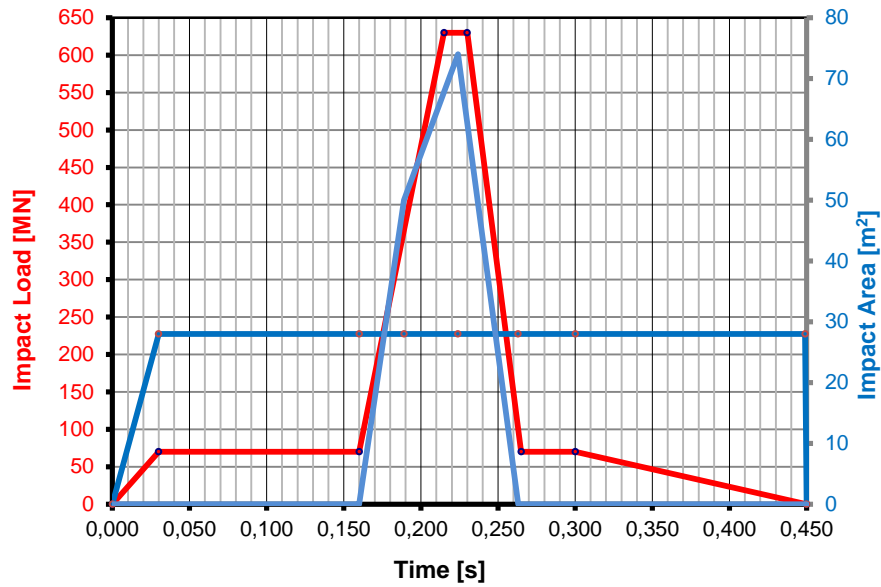


Abb. 7.19 Last-Zeitfunktion eines schweren Passagierflugzeugs bei der Aufprallgeschwindigkeit 175 m/s.

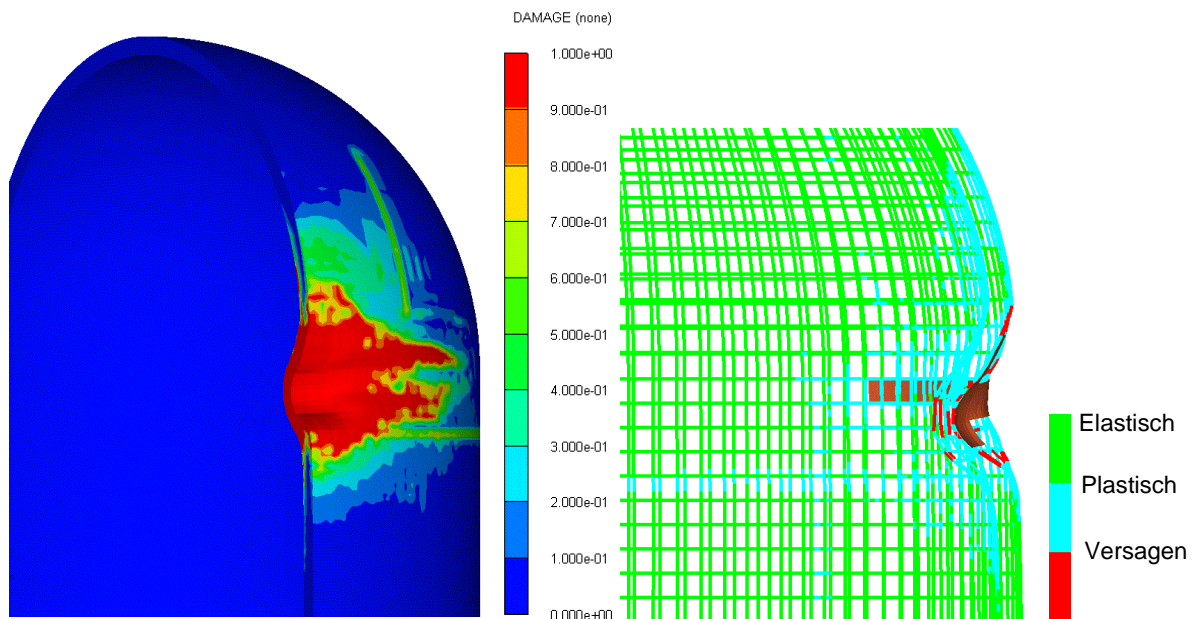


Abb. 7.20 Betonschädigung (links) und Plastifizierung der Bewehrung 250 ms nach dem Aufprall

7.5.5 Zusammenfassung und Ausblick

Basierend auf den von der bulgarischen Behörde bereitgestellten anlagenspezifischen Informationen zu der inneren und der äußeren Containmentstruktur wurden strukturelle Berechnungen zur Integrität der Containmentstrukturen durchgeführt.

Bezüglich der Tragfähigkeit der inneren Containmentstruktur unter quasi-statischen global wirkenden Innendruckbelastungen ergibt sich ohne Berücksichtigung von Störstellen (z. B. Schleusen und Kabeldurchführungen), dass ab einem Differenzdruck von etwa 0,9 MPa die berechneten Spannungen in einzelnen Spannkabeln die Streckgrenze erreichen, d. h. plastisches Fließen eingeleitet wird. Für die Bestimmung der Grenztragfähigkeit wurde der Einfluss der Störstellen vereinfacht berücksichtigt, indem Ergebnisse des im Sandia National Laboratory (SNL) durchgeführten Großversuchs mit einem 1:4 skalierten vorgespannten Stahlbeton Modellcontainments herangezogen wurden. Mit dieser vereinfachten Methodik wurde ein Versagensdifferenzdruck von etwa 0,85 MPa für das innere Containment ermittelt. Dieser Wert entspricht etwa dem 2,1-fachen des Auslegungsdifferenzdrucks und etwa dem 2,4-fachen des größten Differenzdrucks von 0,35 MPa, wie er beim Bruch einer Hauptkühlmittelleitung zu erwarten ist. Die Änderungen der Materialeigenschaften der Bewehrung und der Spannkabel infolge Temperaturbelastungen bleiben bei den im ISAR betrachteten schweren Störfällen gering. Abschätzungen zur Integrität des Liners ergeben, dass Leckdichtheit des Containments bis zum o. g. Versagensdruck zu erwarten ist.

Im Rahmen zukünftiger Arbeiten zur Integrität der inneren Containmentstruktur soll das Analysemodell, das bisher keine Durchführungen in Form von Schleusen und Rohrdurchführungen enthält diesbezüglich erweitert und verfeinert werden. Mit dem erweiterten Modell sollen dann Berechnungen zur Grenztragfähigkeit durchgeführt und die Ergebnisunterschiede zur vereinfachten Methodik bewertet werden.

Zur Tragfähigkeit der äußeren Containmentstruktur des KKW Belene bei Aufprallbelastungen infolge Flugzeugabsturzes wurden erste Berechnungen durchgeführt. Die bisher durchgeführten Analysen zur Tragfähigkeit des äußeren Containments zeigen, dass die mit einem Analysemodell ohne Schubbewehrung beim Aufprall einer McDonnell Douglas F4 Phantom mit 215 m/s berechneten Analyseergebnisse im Aufprallbereich starke Schädigung der Betonstruktur mit Plastifizierung der Bewehrungsstäbe nahe der Außen- sowie der Innenoberfläche zeigen. Bei Annahme einer Versagensdehnung von 8 – 9 % kann ein lokales Versagen der Containmentstruktur nach

100 ms nicht ausgeschlossen werden. Beim Aufprall eines schweren Passagierflugzeugs mit 175 m/s werden in den Stabelementen nahe der Außen- sowie der Innenoberfläche nach etwa 250 ms Dehnungen im Bereich 9 % erreicht, sodass ein lokales Versagen der Containmentstruktur nicht ausgeschlossen werden kann. Die Analyseergebnisse zur Integrität der Containmentstruktur zeigen Abhängigkeiten insbesondere von der Netzfeinheit, von Annahmen bezüglich der Approximation der Oberflächenbewehrung, der Dehnratenabhängigkeit der Werkstoffdaten für den Bewehrungsstahl sowie numerischer Parameter wie das „hourglass damping“. Dazu sind Parameterstudien erforderlich, die im Vorhaben 3608R01504 nicht durchgeführt werden konnten, sodass hier keine endgültigen Ergebnisse enthalten sind.

Weiterhin sei betont, dass die in den Rechenbeispielen ausgewiesenen starken Schädigungen der äußeren Containmentstruktur infolge der betrachteten Lastfälle mit einem Analysemodell berechnet wurden, das keine Schubbewehrung enthält. Diese sicherheitstechnisch begründete verschärfende Annahme wurde aufgrund der bisher verfügbaren Konstruktionsunterlagen getroffen, nach denen die Schubbewehrung durch haarnadelförmige Bügel („hairpins“) gebildet wird. Die Wirkung dieser Art von Schubbewehrung als Bindeglied zwischen den Oberflächenbewehrungen ist nach Einschätzung der GRS in den Bereichen mit starker Betonschädigung erheblich eingeschränkt und somit die Tragfähigkeit der äußeren Containmentstruktur bei Aufpralllasten wesentlich geringer als bei Konstruktionen mit stabiler ausgeführter Schubbewehrung.

Im Rahmen zukünftiger Arbeiten soll der Einfluss unterschiedlicher Annahmen bezüglich der Wirkung der Schubbewehrung sowie der Approximation der Oberflächenbewehrung quantifiziert werden. Dazu sollen Modellvarianten generiert werden, die sich bezüglich der Simulation des Biege- und Scherversagens von Bewehrungselementen unterscheiden. Mit diesen Modellen sollen dann Berechnungen zu ausgewählten Lastannahmen durchgeführt und die Ergebnisunterschiede bezüglich der Grenztragfähigkeit der Containmentstruktur bewertet. Weiterhin ist geplant, dass die GRS einen Review der von Wölfel Beratende Ingenieure (WBI) für den Antragsteller des KKW Belene durchgeführten Arbeiten zum Thema „Absturz eines großen Passagierflugzeugs“ durchführt und Vergleichsberechnungen zu ausgewählten Lastannahmen vornimmt.

Im Review zum ISAR für Belene hat die GRS empfohlen, dass die Schubbewehrung konstruktiv verbessert werden sollte. Durch die Untersuchungen soll die Erhöhung der Grenztragfähigkeit durch eine verbesserte Anordnung der Schubbewehrung für ver-

schiedene Lastannahmen gemäß verschiedener zugrunde gelegter Flugzeuge und Aufprallgeschwindigkeiten aufzeigt werden.

Weiterhin sollen erste gekoppelte Berechnungen durchgeführt werden, bei denen die Flugzeugstruktur durch ein 3D-Modell berücksichtigt wird. Diese Berechnungen sollen dann mit Berechnungen basierend auf Lastannahmen nach Riera verglichen und bewertet werden.

7.6 Analyse der Relevanz der IAEA-Issues für WWER-1000/W-320 für das KKW Belene

Anfang/Mitte der 1990er Jahre wurde im Rahmen des „IAEA Extrabudgetary Programme on the Safety of WWER and RBMK Nuclear Power Plants“ unter Mitarbeit von Experten der Betreiberländer von WWER-1000-Reaktoren und westlicher Experten eine konsolidierte Liste von Sicherheitsmängeln im Design und im Betrieb der WWER-1000-Anlagen erstellt. Diese Safety Issues wurden entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung klassifiziert und es wurden Maßnahmen zu ihrer Beseitigung bzw. Kompensation vorgeschlagen.

Die WWER-1000/W-320-Anlage Balakowo-4 ist die Referenzanlage für das geplante KKW Belene und wird als solche auch ausdrücklich im vorläufigen Sicherheitsbericht (ISAR) genannt. Gleichzeitig wird im ISAR Belene NPP keine Information darüber gegeben wie und in welchem Umfang diese Safety Issues im Design des KKW Belene berücksichtigt wurden. Es lag deshalb nahe, im Rahmen der vertieften Sicherheitsuntersuchungen für das KKW Belene eine Überprüfung durchzuführen, inwieweit die bekannten Safety Issues der WWER-1000/W-320-Anlagen bei der Projektierung des KKW Belene gelöst wurden.

Die Ergebnisse der GRS-Analyse wurden ausführlich im Bericht /BAK 09a/ dargestellt. Die durchgeführten Arbeiten beschränkten sich auf die 71 Design Safety Issues in /WWE 96/, die 13 verbleibenden Operational Issues wurden auf dieser Etappe der Arbeiten nicht einbezogen. Darüber hinaus hat es sich während der Arbeiten gezeigt, dass für einige Issues die Informationen im ISAR nicht ausreichend waren, andere Issues wurden auf Grund anderer technischer Lösungen als nicht relevant für das Belene-Design eingestuft. Insgesamt wurden 54 im Detail bewertet. Im Ergebnis der Analyse wurden 37 der 54 bewerteten Issues der Kategorien 1 bis 3 (ca. 70 % der analysierten Issues) auf der Basis der verfügbaren Informationen als gelöst bewertet. Für

15 weitere Issues wurde festgestellt, dass auf Basis der verfügbaren Informationen noch keine vollständige Beseitigung der Schwachstelle eingeschätzt werden kann. Die verbliebenen beiden Issues wurden als nicht relevant für das KKW Belene eingestuft.

7.7 Adaption von Simulationsmodellen an das zukünftige KKW Belene und Analyse eines Frischdampfleitungsbruchs mit dem gekoppelten Programmsystem ATHLET/COCOSYS

Übergeordnete Zielsetzung der Arbeiten in diesem Arbeitspunkt war die Erweiterung der Bearbeitungskapazitäten zur Durchführung von unabhängigen Störfallanalysen für das geplante bulgarische Kernkraftwerk Belene. Dazu wurde von der GRS in Abstimmung mit dem Auftraggeber ein Unterauftrag an die bulgarische Ingenieurfirma ENPRO Consult Ltd. zur Entwicklung eines Anlagenmodells des KKW Belene für ATHLET und COCOSYS sowie zur Durchführung einer Störfallanalyse für einen Frischdampfleitungsbruch mit dem gekoppelten Programmsystem ATHLET/COCOSYS erteilt. ENPRO verfügt einerseits im Ergebnis der langjährigen Zusammenarbeit mit der GRS bereits über erfahrene Anwender der genannten GRS-Simulationsprogramme, andererseits ist ENPRO von der bulgarischen Behörde BNRA als Gutachter für die sicherheitstechnische Bewertung des KKW Belene im Rahmen des Genehmigungsprozesses gebunden worden.

Eine wichtige Randbedingung für die durchgeführten Arbeiten war die Notwendigkeit der Entwicklung eigener Eingabedatensätze für ATHLET und COCOSYS für das KKW Belene unter Nutzung vorhandener Datensätze für WWER-1000/W-320 und der verfügbaren technischen Dokumentation für das KKW Belene. Die von der GRS gemeinsam mit den russischen Designern OKB Gidropress und Atomenergoprojekt Moskau entwickelten Datensätze standen für die Arbeiten nicht zur Verfügung, da die GRS nicht zur Übergabe an Dritte berechtigt ist. Die unabhängig voneinander erstellten ATHLET- und COCOSYS-Datensätze von ENPRO und der GRS wurden im Verlauf der Arbeiten in jeweils einer Vergleichsrechnung gegeneinander verifiziert.

Gemäß vereinbartem Arbeitsprogramm wurden von den Fachleuten der bulgarischen Ingenieurfirma ENPRO Consult Ltd. nachfolgend genannte Arbeitsschritte in enger Zusammenarbeit mit der GRS realisiert und die Ergebnisse dokumentiert:

- Modernisierung des vorhandenen ENPRO-Datensatzes für ATHLET auf der Basis der neuesten verfügbaren Projektdaten für das KKW Belene und Anpassung für die Analyse des Störfalls Frischdampfleitungsbruch /RIJ 10a/,
- Entwicklung eines Eingabedatensatzes für das KKW Belene für das Containment-Simulationsprogramm COCOSYS auf der Basis der neuesten verfügbaren Projektdaten /SAR 10a/,
- Überprüfung des verbesserten ATHLET-Datensatzes in einer Vergleichsrechnung mit den Ergebnissen einer von der GRS mit einem unabhängigen Datensatz durchgeführten Analyse /RIJ 10b/,
- Überprüfung des entwickelten COCOSYS-Datensatzes in analoger Art und Weise /SAR 10b/,
- Kopplung der ATHLET und COCOSYS-Modelle zur gekoppelten Simulation der Prozesse im Primärkreislauf und im Containment bei Störfällen. Test des gekoppelten Modells /SAR 10c/,
- Durchführung einer Störfallanalyse für einen Frischdampfleitungsbruch mit dem gekoppelten ATHLET/COCOSYS-Modell. Analyse der Ergebnisse unter Nutzung der Visualisierungsmöglichkeiten von ATLAS und Vergleich mit den Ergebnissen des Designers im vorläufigen Sicherheitsbericht für das KKW Belene /RIJ 10c/.

Zur Unterstützung der bulgarischen Experten und zur gemeinsamen Analyse der Zwischenergebnisse wurden im Jahr 2010 drei Arbeitstreffen in der GRS Berlin durchgeführt. Während des ersten Treffens im Mai 2010 wurden die von ENPRO vorbereiteten ATHLET- und COCOSYS-Datensätze für das KKW Belene einschließlich der ersten Ergebnisse von Vergleichsrechnungen mit den GRS-Datensätzen für diese Anlage besprochen und modifiziert. Neben der ausführlichen Diskussion über die Nutzung verschiedener Programmversionen und Compiler zur Erstellung der Lademodule für die gekoppelten Rechnungen wurden die weiteren Arbeitsschritte präzisiert /PRO 07/.

Während des nächsten Arbeitstreffens im August 2010 wurden die von ENPRO erstellten Beschreibungen der ATHLET- und COCOSYS- Datensätze für das KKW Belene (/RIJ 10a/, /SAR 10a/) sowie die Ergebnisse der Vergleichsrechnungen seitens der GRS durchgesehen und zum Teil durch eigene Analysen überprüft und kommentiert. Die ATHLET- und COCOSYS-Datensätze wurden gemeinsam für die gekoppelte Rechnung vorbereitet. Dazu wurde die BOP320-Bibliothek für ATHLET für das SAR-

System erweitert und für COCOSYS die Wärmekopplung über die Strukturen verbessert. Außerdem wurde von den GRS-Experten eine überarbeitete gekoppelte Entwicklerversion von COCOSYS (2.4dev) und ATHLET-CD (2.2B) erfolgreich auf einem ENPRO-Laptop installiert /PRO 08/.

Das abschließende Arbeitstreffen mit einer Expertin von ENPRO Consult in der GRS Berlin fand im Dezember 2010 statt /PRO 09/. Während des Treffens wurden die von ENPRO durchgeführten Arbeiten abschließend diskutiert und die Ergebnisse zum Frischdampfleitungsbruch im Containment des KKW Belene auf der Grundlage eines vorliegenden Entwurfs des Abschlussberichtes zu diesem Aufgabenkomplex gemeinsam analysiert /RIJ 10c/. Außerdem wurde von den GRS-Spezialisten die überarbeitete gekoppelte Entwicklerversion von COCOSYS (2.4dev) und ATHLET-CD (2.2B) erfolgreich auf einem ENPRO-Laptop installiert. Das war wegen der zwischenzeitlich zahlreichen Überarbeitungen der gekoppelten Programmversion notwendig geworden.

Von ENPRO wurde der Bruch der Frischdampfleitung des Dampferzeugers in Loop 2 innerhalb des Containments mit dem gekoppelten Rechenprogramm ATHLET/COCOSYS analysiert. Dabei wurde wie im ISAR für das KKW Belene angenommen, dass die Frischdampfabsperrarmatur dieses Dampferzeugers nicht schließt und die Reaktorschnellabschaltung erst mit Erreichen des zweiten Auslösekriteriums erfolgt. Die Funktionen des aktiven Dampferzeuger-Abkühlsystems (SAR) und des passiven Dampferzeugerkühlsystems SPOT wurden gemäß den Angaben im ISAR mit vereinfachten Annahmen modelliert.

Die Containmentparameter wurden sowohl mit dem gekoppelten Programmsystem ATHLET/COCOSYS als auch in einer stand-alone COCOSYS-Rechnung untersucht, wobei für letztere die Massen- und Energiefreisetzungsraten aus der gekoppelten Rechnung genutzt wurden. Die ermittelten Containmentparameter waren in beiden Fällen praktisch identisch.

Die Ergebnisse der ENPRO-Störfallanalyse wurden mit den Ergebnissen im ISAR des KKW Belene verglichen. Die Parameter des Primär- und Sekundärkreislaufs der Anlage zeigen dabei insgesamt eine gute Übereinstimmung mit den entsprechenden Parametern, die mit dem russischen Rechenprogramm TRAP ermittelt wurden. Der mit COCOSYS berechnete maximale Druck im Containment ist etwa 1 bar höher als der mit dem russischen Code ANGAR ermittelte Wert. Die im ISAR gegebenen Informationen zu den russischen Rechnungen reichen jedoch nicht aus, um die Ursachen dieser

signifikanten Abweichung zu erkennen. Der höhere Druck in den COCOSYS-Rechnungen liegt jedoch ebenfalls innerhalb der definierten Akzeptanzkriterien /RIJ 10c/.

8 Störfallanalysen für WWER-1000 (AP 7)

8.1 Zielstellung

Im Rahmen dieses Arbeitspunktes wurden verschiedene Störfallanalysen für WWER-1000-Anlagen unter Verwendung von in der GRS entwickelten Rechenprogrammen durchgeführt. Die unten beschriebenen Teilaufgaben wurden in Zusammenarbeit mit russischen bzw. ukrainischen Nutzern dieser Rechenprogramme (ASTEC, ATHLET, ATHLET-CD, COCOSYS, SUSA) realisiert. Neben den unmittelbaren Erkenntnissen über die analysierten Stör- und Unfallabläufe in WWER-1000-Anlagen durch die Teilnahme von GRS-Experten an diesen Arbeiten ist der Erfahrungsrückfluss aus der Programmanwendung in einer Vielzahl unterschiedlicher Anwendungsfälle als Beitrag zur Weiterentwicklung der Programme von besonderer Bedeutung für die GRS.

In diesem Arbeitspaket wurden in der Laufzeit des Vorhabens erhebliche Änderungen des ursprünglichen Arbeitsprogramms erforderlich. Dafür gab es eine Reihe verschiedener Ursachen. Der entscheidende Grund war die Möglichkeit der Durchführung von qualifizierten Störfallanalysen für das KKW Belene, deshalb wurde der Anteil der geplanten Analysen für bestehende Anlagen zugunsten der Analysen für neue Reaktoren (AP 6) reduziert. Hinzu kamen langwierige Kapazitätsengpässe für die Arbeiten mit ATHLET-CD bei der GRS und personeller Engpässe bei den russischen Partnern, auch wegen der hohen Priorität von nationalen Arbeiten für neue Reaktoren. Der ursprünglich geplante Unterauftrag zur Durchführung von ATHLET-Analysen für das KKW Südukraine durch ATHLET-Nutzer des Tschernobyl-Zentrums wurde wegen der unklaren Situation bezüglich des weiteren Bestands des Zentrums nicht vergeben.

Unter Berücksichtigung dieser Randbedingungen sowie der inhaltlichen sowie kostenseitigen Reduzierungen des Arbeitspakets sollten nachfolgend genannte Arbeitspunkte bis zum Abschluss des Vorhabens durchgeführt werden:

- Analyse des auslegungsüberschreitenden Ereignisses „station blackout“ mit schweren Kernschäden mit ASTEC. Vergleich der Anfangsphase mit den Ergebnissen des Systemcodes ATHLET.
- Störfallanalysen mit ATHLET-CD und COCOSYS zur Wasserstoffverteilung im Containment eines WWER-1000 (im Unterauftrag durch SEC NRS),

- Realisierung der Kopplung von ATHLET-CD und COCOSYS für KKW mit WWER-1000/W-320 und Testrechnung (in Zusammenarbeit mit dem Kurtschatow-Institut),
- Nachrechnung einer Anlagentransiente im KKW Rowno-3 mit Offenbleiben eines DH-Sicherheitsventils bei der Funktionserprobung zur Überprüfung des ATHLET-Anlagenmodells (im Unterauftrag durch SSTC NRS).

Diese Präzisierung des Arbeitsprogramms wurde mit dem Änderungsdienst Revision 4a vom 30.11.2010 vom Auftraggeber bestätigt. Nachfolgend werden die durchgeführten Arbeiten und die erzielten Ergebnisse zusammenfassend dargestellt.

8.2 Analysen des Kreislaufverhaltens bei einem „station blackout“ (SBO) für eine WWER-1000/W-320-Anlage

8.2.1 Zielsetzung und Aufgaben

Das Integralprogramm ASTEC (Accident Source Term Evaluation Code) wird seit Mitte der 1990er Jahre gemeinsam von der GRS und IRSN entwickelt. Mit ASTEC soll der vollständige Ablauf eines schweren Unfalls vom auslösenden Ereignis bis hin zum Quellterm aus dem Containment in die Umgebung simuliert werden können.

In früheren Vorhaben (SR 2441 /RIW 05/, SR 2511 /RIW 09a/) wurde von der GRS erstmals ASTEC für die Analyse eines schweren Störfalls in einer WWER-1000-Anlage eingesetzt. Dabei wurde die ASTEC-Version V1.0 für die Analyse der In-Vessel-Phase eines Kühlmittelverluststörfalls mit einem Leck DN 70 (~38,48cm²) und Totalausfall der Energieversorgung („station blackout“) insbesondere im Hinblick auf Wasserstofffreisetzung und Aerosoltransport untersucht. Diese Untersuchungen wurden im nachfolgenden Vorhaben SR 2511 fortgeführt, wobei neue, verbesserte Programmversionen eingesetzt wurden (V1.2 bzw. V1.3) sowie weitere ASTEC-Programmmodule zur Modellierung der späteren Phase des Kernschmelzunfalls in die Analysen einbezogen wurden.

Ausgehend von den dort erzielten Ergebnissen sollen die ASTEC-Analysen für WWER-1000 in diesem Arbeitspunkt fortgesetzt werden. Mit den geplanten Arbeiten werden einerseits weitere Beiträge zur Verifikation für den noch in Entwicklung befindlichen Integralcode ASTEC geleistet und Erfahrungen bei der Anwendung des Pro-

gramms gewonnen, andererseits werden die Erkenntnisse bezüglich des Verlaufs von schweren Störfällen in WWER-1000 vertieft. In diesem Zusammenhang war die Mitarbeit russischer Fachleute vom Kurtschatow-Institut an den nachfolgend spezifizierten Aufgaben vorgesehen, die ihr WWER-1000-Know-How in die Arbeiten einbringen werden und einen wesentlichen Beitrag für das vertiefte Verständnis der ASTEC-Ergebnisse durch den Vergleich mit den Ergebnissen anderer Programme (ATHLET, MELCOR) leisten werden.

Zur Realisierung dieser Zielsetzung waren die Durchführung einer ASTEC-Analyse für das auslegungsüberschreitende Ereignis „station blackout“ (SBO) unter Nutzung des im SR 2511 durch die GRS erstellten Datensatzes für WWER-1000 und ein Vergleich der Ergebnisse zum thermohydraulischen Verhalten der Anlage in der Anfangsphase des Ereignisses mit Ergebnissen einer Analyse mit dem detaillierten Systemcode ATHLET vorgesehen. Wegen der Reduzierung des Umfangs der Arbeiten zu den WWER-1000-Störfallanalysen sind weitere, ursprünglich vorgesehene Arbeiten (vergleichende MELCOR-Analysen durch Kurtschatow-Institut und Analyse der Ex-Vessel Schmelzeausbreitung) entfallen.

Wurde in den bisherigen Vorhaben die ASTEC Version V1 und entsprechende Revisionen (V1.1, V1.2, V1.3) verwendet, kam wird im Rahmen dieses Vorhabens die überarbeitete ASTEC Version V2 zum Einsatz. Diese zeichnet sich neben einer Vielzahl von Modellverbesserungen und Fehlerbeseitigungen insbesondere durch den Austausch des Kernzerstörungsmoduls DIVA durch das best-estimate Programm ICARE aus. Mit Beginn der Kernaufheizung simuliert ICARE wesentliche Phänomene des Kernschmelzens sowie der Kernverlagerung bis hin zum RDB-Versagen. Im Gegensatz zum Thermohydraulikmodul CESAR simuliert ICARE die 2-Phasen-Thermohydraulik im Kern selbst mit vereinfachten Modellansätzen während CESAR dann nur noch den oberen Teil des RDB, den gesamten Kühlkreislauf sowie den oberen Teil des Downcomers simuliert. Gegenüber dem in der Version V1 verwendeten Modul DIVA ermöglicht ICARE eine erweiterte 2-dimensionale Simulation des Kernzerstörungsvorgangs. Langfristig stellt es auch die Basis für eine völlig neue Kopplung von Thermohydraulik (CESAR) und Kernzerstörungsprozessen (ICARE) dar. Die nachfolgenden Abb. 8.1 gibt eine Übersicht über die einzelnen Module des ASTEC Codes.

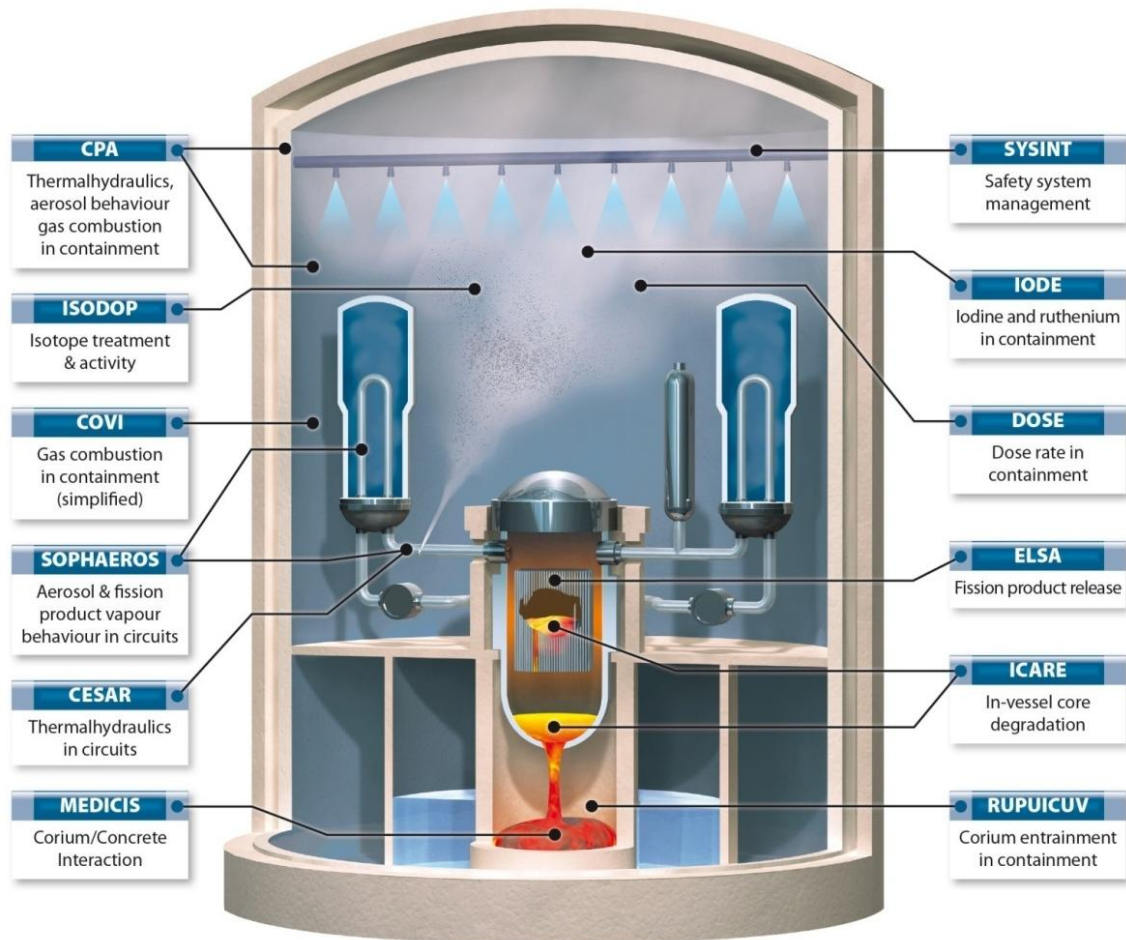


Abb. 8.1 Modulare Struktur von ASTEC V2

8.2.2 Störfallsequenz SBO

Im Sinne einer kontinuierlichen Fortführung der Arbeiten zur Anwendung von ASTEC für WWER-1000/W-320 wurde ein Störfall für die Analyse herangezogen, der zunächst auf die Einkopplung wesentlicher Module, die für die Simulation eines Unfalls mit Spaltproduktfreisetzung ins Containment und einem Versagen des RDB notwendig sind, beschränkt ist. Aus früheren Analysen zeigte sich andererseits, dass insbesondere die frühe Phase des Unfalls und hier speziell der Beginn der Kernaufheizung und -zerstörung maßgeblich den weiteren Verlauf des Störfalls beeinflussen und zudem sehr sensitiv sind.

Die ausgewählte Unfallsequenz beschreibt den Ausfall der kompletten Stromversorgung einschließlich des Startens der Notstromdiesel (sog. „station blackout“). Zudem werden auch keine Handmaßnahmen des Personals berücksichtigt.

Ausgehend vom Volllastzustand wird der Notstromfall ausgelöst. Bei unterstellter Nicht-Verfügbarkeit der Dieselanlage und keinen Personalhandlungen führt dies im Primärkreislauf zunächst zum Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen und zur Schnellabschaltung. Sekundärseitig fällt die Speisewasserversorgung aus und die Dampferzeuger werden isoliert. Durch den Ausfall aller aktiven Sicherheitseinrichtungen, wie z. B.. des Hochdruck- und des Niederdruck-Einspeisesystems, verbleiben dann – als passive Sicherheitseinrichtungen – lediglich die vier Kernflutbehälter mit einer Kapazität von je 50 m^3 Borsäurelösung. Zwei Flutbehälter speisen dabei direkt in das obere Plenum des RDB, die anderen zwei in den Fallraum des RDB ein. Das Stickstoffpolster in den Kernflutbehältern hat einen maximalen Druck von 5,89 MPa. Fällt bei einem Störfall der Druck im Primärkreis unter 5,89 MPa wird die Borsäurelösung in den Reaktor eingespeist.

Zur Nachwärmeabfuhr aus dem Kern verbleibt damit zunächst nur der Weg über die Sekundärseite. Bei dem hier unterstellten Unfallszenario stehen nach Isolation der Dampferzeuger als Sicherheitseinrichtungen des Frischdampfsystems die Abblaseventile BRU-A (Öffnungsdruck 7,26 MPa, Schließdruck 6,28 MPa, Durchsatz $4 \times 900 \cdot 10^3 \text{ kg/h}$) zur Verfügung. Nach Ausfall der Umleitstation BRU-K und der Eigenbedarfsreduzierstation BRU-SN leiten sie den Dampf in die Atmosphäre. Dies ist allerdings aufgrund der fehlenden Bespeisung der Dampferzeuger nur in der Anfangsphase gegeben, langfristig kann die Nachwärmeabfuhr nicht sichergestellt werden. Nach dem Ausdampfen der Dampferzeuger bricht der Energietransport zusammen und die Nachzerfallsleistung kann nicht mehr in ausreichendem Maß abgeführt werden, so dass der Druck im Primärkreislauf ansteigt, bis schließlich das Druckhalterregelventil und bei einem weiteren Anstieg die Druckhaltersicherheitsventile öffnen. Der Druck wird begrenzt und gleichzeitig Energie aus dem Primärkreis ins Containment abgeführt, gleichbedeutend mit einem Kühlmittelverlust. Bei dem hier unterstellten Versagen des Druckhalterregelventils in Offenstellung fällt der Druck im Primärkreislauf sogar relativ schnell auf den Ansprechdruck der Akkumulatoren ab, so dass diese Wasser in den Kühlkreislauf einspeisen. Dies kann die Kühlung nur mittelfristig wiederherstellen. Nach Beendigung der Akkueinspeisung führt der Kühlmittelverlust über das fehloffene Druckhalterventil zu Freilegung des Kerns. Dieser heizt sich nachfolgend auf, bis schließlich die Hüllrohre versagen, nachfolgend erstmalig Spaltprodukte freigesetzt werden und langfristig der Kern zerstört und ins untere Plenum des RDB verlagert wird. Schließlich führt die mechanische wie thermische Belastung zum Versagen der RDB-Bodenkalotte und dem Austrag von Kern- und Strukturmaterial in die Reaktorgrube,

wodurch die Ex-Vessel Phase mit dem Aufschmelze des Betonfundaments eingeleitet wird.

8.2.3 Eingabedatensatz

Die Rechnungen wurden mit der aktuell verfügbaren ASTEC Version V2.01 durchgeführt. Im Vergleich zu den in früheren Vorhaben durchgeführten Rechnungen mit den verschiedenen Revisionen der Version ASTEC V1 zeichnet sich der Datensatz durch umfangreiche Änderungen aus, die insbesondere aber nicht ausschließlich das als Ersatz für das DIVA Modul der Version V1 neu eingekoppelte Modul ICARE betreffen. Im vorliegenden Datensatz werden die Module CESAR, ICARE, SOPHAEROS und CPA angesprochen. Durch die Auswahl vorgenannter Module können wesentliche Phänomene und Ereignisse des Unfalls berechnet werden, also:

- die Thermohydraulik im Primär- und Sekundärkreislauf (CESAR),
- die Kernaufheizung und -zerstörung sowie die Spaltproduktfreisetzung (ICARE + ELSA),
- der Spaltprodukttransport und die Ablagerung längs des Transportpfades im Primärkreislauf (SOPHAEROS) sowie
- die Thermohydraulik, der Spaltprodukttransport und die Ablagerung im Containment (CPA).

Der bisher verwendete WWER-1000-Datensatz musste dazu von der Version V1 an die Erfordernisse der Version V2 angepasst werden. Aufbauend auf einem bei der bulgarischen Partnerorganisation INRNE verfügbaren Datensatz wurden die erforderlichen Modifikationen durchgeführt, wobei von GRS der Originaldatensatz hinsichtlich folgender Aspekte verbessert worden war:

- Einbau passiver autokatalytischer Rekombinatoren (PAR) zu Wasserstoffabbau im Containment,
- Berücksichtigung der für WWER-1000 typischen Klöpperbodenform des RDB,
- Neuausrichtung der Regelung für den stationären Fall,
- Modifikation der Eingabedaten für den Übergang von ASTEC V1 auf ASTEC V2 speziell für das Kernzerstörungsmodul ICARE,

- Weitere Modifikationen des Datensatzes entsprechend den Anforderungen der Version V2 für Verbindungen zwischen verschiedenen Modulen (sog. CONNECTI), für Systeme (z. B.. Ventile) etc..

8.2.4 Rechnung mit ASTEC V2.01

Die Rechnungen wurden mit der im Rahmen dieses Vorhabens aktuell verfügbaren Version ASTEC V2.01 auf einem PC mit Windows-Betriebssystem (Windows 7) durchgeführt.

Vor jeder transienten Rechnung muss eine Startrechnung durchgeführt werden, um konsistente Systemparameter für den stationären Betrieb einzustellen. Charakteristische Parameter der ASTEC Startrechnung sind beispielhaft in Tab. 8.1 den entsprechenden Auslegungsparametern des Kraftwerks gegenübergestellt. Alle aufgelisteten Parameter stimmen gut mit den Messwerten überein.

Tab. 8.1 WWER-1000/W-320 Anlagendaten und ASTEC-Ergebnisse

Parameters		Design Value	ASTEC V2.01 Value
Core power	[MW]	3 000	3 000
Primary pressure	[MPa]	15.7	15.7
Average coolant temperature at reactor outlet	[°C]	320.15	323.36
Maximum coolant temperature at reactor inlet	[°C]	290.0	294.02
Mass flow rate through one loop	[kg/s]	4 400.0	4 405.3
Pressure in SG	[MPa]	6.27	6.09
Steam mass flow rate through SG	[kg/s]	408	404.4

Für die dann folgende Störfallrechnung wird ASTEC neu gestartet. Die Ergebnisse sind detailliert in /REN 11/ beschrieben. Eine Übersicht über den zeitlichen Verlauf des Unfalls ist in Tab. 8.2 gegeben, wobei die Auflistung auf der von ASTEC erzeugten sogenannten „quicklook“-Datei basiert, die hier in gekürzter Version wiedergegeben ist. Die Rechnungen konnten wie geplant bis zum RDB-Versagen durchgeführt werden. Die Rechenzeit liegt dann bei einigen Tagen. Mit Blick auf die Ergebnisse scheint der Störfall deutlich verzögert. Eine Ursache ist die extrem lange Einspeisung der Akkus, die mehrere Stunden beträgt und nicht realistisch erscheint. Hier sind weitere Analysen

dringend angeraten, zumal dieses Verhalten bei früheren Rechnungen nicht aufgetreten ist.

Tab. 8.2 Von ASTEC erzeugte Quicklook Datei der Rechnung (gekürzt)

*	2.07812E+00	MCP#1 stop
*	2.07812E+00	MCP#2 stop
*	2.07812E+00	pressurizer heating stop
*	7.48867E+00	FW1 CONNECTON OFF
*	7.48867E+00	FW2 CONNECTON OFF
*	1.13330E+01	Turbine trip
*	1.19513E+04	Start of ACCU1&2 accumulator discharge (s)
*	1.19513E+04	Start of ACCU3&4 accumulator discharge (s)
*	2.64313E+04	Start of ICARE - automatic start (s)
*	2.64314E+04	Beginning of oxidation (s)
*	2.64315E+04	Start of structural material release (s)
*	2.64413E+04	Pprim <= 10 bars => :stop accu1&2
*	2.64413E+04	Pprim <= 10 bars => :stop accu3&4
*	2.65872E+04	First cladding creep rupture (s)
*	2.65902E+04	Start of FPs release from fuel pellets (s)
*	3.06040E+04	Melting pool formation in the core (s)
*	3.33063E+04	First total core uncover (s)
*	3.47457E+04	First material slump in lower plenum (s)
*	3.69782E+04	First slump of corium with FPs in lower plenum (s)
*	4.07003E+04	First lateral material slump in lower plenum (s)

*	4.31063E+04	Lower head vessel failure (s)
*	1.00000E+00	Rupture on maximum temperature (axial level)
*	-1.10900E+00	Elevation of rupture (m)
*	6.57408E+04	Corium mass in the lower head (kg)
*	1.83633E+02	H2 mass produced during the in-vessel phase (kg)
*	7.70302E+02	Aerosols mass produced during the in-vessel phase (kg)
*	2.22728E+02	Aerosols mass in containment at vessel failure (kg)
*	4.37046E+04	End of corium slump from lower head vess. to cav. (s)
*	6.55328E+04	Total mass of corium ejected from lower head (kg)
*	2.67579E+03	Temperature of corium ejected from lower head (K)
*	4.37046E+04	End of primary circuit gases blowdown (s)

*	1.50000E+05	End of sequence calculation (s)
*	3.95374E-10	H2 mass produced during MCCI (kg)
*	1.56556E+02	Final H2 mass in containment (kg)
*	3.22827E-01	Total H2 mass leaked outside containment (kg)
*	2.22868E+02	Final aerosols mass in containment (kg)
*	3.23962E-02	Total aerosols mass leaked outside containment (kg)
*	3.05549E+05	Pressure peak value (Pa) reached in zone EW-TANK
*	2.57313E+04	Time at which this pressure peak value was reached (s)
*	6.57408E+04	Total corium mass ejected from the vessel (kg)
*	1.83633E+02	Total H2 mass produced in the vessel (kg)

Vor diesem Hintergrund wurden dann Vergleichsrechnungen mit Variation der Kriterien für die Aktivierung von ICARE in Abhängigkeit des Füllstands der Akkumulatoren durchgeführt. Bei Testrechnungen hatte sich gezeigt, dass insbesondere die Einspeisung der Akkumulatoren maßgeblich den Unfallablauf beeinflusst. Aufgrund der derzeit in ASTEC verfolgten Strategie der Kopplung des Kernzerstörungsmoduls (IACRE) mit dem Thermohydraulikmodul (CESAR) ist der Startzeitpunkt von ICARE von bestimmten Kriterien abhängig. Neben rein thermohydraulischen Größen wie z. B. Dampfgehalt und -temperatur an der Kernoberkante kann auch der Füllstand der Akkus als Kriterium

herangezogen werden. Standardmäßig wird ICARE allerdings unabhängig vom Füllstand aktiviert. Das heißt insbesondere, dass auch bei nahezu vollen Akkus die Aktivierung von ICARE möglich ist. Derzeit bestehen aber noch deutliche Schwächen bei der Modellgüte für die Flutung eines (teil-)zerstörten Kerns. ICARE kann die Wassereinspeisung nur sehr vereinfacht simulieren. So fließt z. B. das in das obere Plenum eingespeiste Wasser der Akkus nicht, den realen Verhältnissen entsprechend, in einer Zweiphasenströmung entgegen der Dampfströmung entlang den heißen Kernregionen nach unten, sondern wird gleich dem unteren Wasserpool zugeschlagen. Ebenso kann ein vollständiges Auffüllen numerisch nicht behandelt werden. Empfehlungen des Hauptentwicklers IRSN folgend, ist ein automatischer Start unter Nicht-Berücksichtigung des Füllstands deshalb nur bedingt zu empfehlen. Vielmehr können und sollen vom Anwender die Kriterien für den automatischen Start in Abhängigkeit des zu untersuchenden Störfallszenarios modifiziert oder eventuell sogar neue Kriterien zusätzlich definiert werden. Dazu sind eingehende Analysen notwendig.

Bei den hier diskutierten Rechnungen wurde der minimale Füllstand der Akkus, ab dem das Modul ICARE – unter der Voraussetzung, dass alle anderen Kriterien wie Temperatur und Dampfgehalt ebenfalls erfüllt sind – aktiviert werden kann, systematisch variiert. Als Grenzwerte wurde dabei einerseits der Start bei vollständig gefüllten Akkus sowie bei einem Restwasservolumen von 10% des Anfangsvolumens gewählt. Der letztere Wert ergibt sich ungefähr als Restwasservolumen, bei dem der Akku sowieso abriegelt.

Es zeigte sich, dass die Rechnungen deutlich variieren. So werden für den Zeitpunkt des RDB-Versagens Werte zwischen ~11,7 h und 13,5 h errechnet. Noch extremer zeigt sich der Einfluss bei der mit RDB-Versagen in die Reaktorgrube ausgetragene Masse an Kern- und Strukturmaterialien, die zwischen ~ 26000 kg und 65000 kg variiert. Insgesamt zeigen die Ergebnisse, dass eine automatische Aktivierung von ICARE nicht vorbehaltlos übernommen werden kann. Vielmehr sind die Kriterien je nach vorliegendem Unfallszenario zu modifizieren. Des Weiteren treten insbesondere bei massiver Einspeisung noch nach der Aktivierung von ICARE zudem Stabilitätsprobleme zu Tage, die wahrscheinlich aufgrund der massiven Einspeisung von Wasser in den durch ICARE modellierten Kern zurückzuführen sind. Diese Ergebnisse sind in /REN 11/ detailliert erläutert.

Tab. 8.3 Gegenüberstellung charakteristischer Rechnungsparameter bei Variation des Starts von ICARE in Abhängigkeit Restwassermasse in den Akkus (Parameter ACCUCD)

		1 Run 6	2 Run 0	3 Run 5	4 Run 7	5 Run 4	6 Run 411	7 Run 41	8 Run 11	9 Run 10	10 Run 9	11 Run 3	12 Run 8
ACCU STOP (input)	[MPa]	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
ACCUCD (input)	[-]	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.525	0.55	0.6	0.7	0.8	0.9	1.0
WEIGHT (input)	[-]	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
Accu ON	[s]	11951	11951	11951	11951	11951	11951	11951	11951	11951	11951	11951	11739
Accu OFF	[s]	27276	27276	27276	27276	27276	26441	25741	26361	28571	29086	29041	29241
Accu water mass ejected	[kg]	49726	49726	49726	49726	49726	49225	50150	49922	49926	49600	49378	49474
ICARE start	[s]	27276	27276	27276	27276	27276	26431	22926	22906	19756	16296	13521	11171
Start of oxidation	[s]	27276	27276	27276	27276	27276	26431	22926	22906	19756	16296	13521	11206
Start of FP release	[s]	27335	27335	27335	27335	27335	26590	24009	23835	21424	17675	14663	12310
First total core uncover	[s]	31471	31471	31471	31471	31471	33306	34136	36031	37816	38731	38886	40001
Vessel rupture	[s]	43529	43529	43529	43529	43529	43106	42080	43588	44660	46457	47309	48911

		1 Run 6	2 Run 0	3 Run 5	4 Run 7	5 Run 4	6 Run 411	7 Run 41	8 Run 11	9 Run 10	10 Run 9	11 Run 3	12 Run 8
Corium mass in lower plenum	[kg]	63480	63480	63480	63480	63480	65740	38169	33598	58603	57128	43719	26110
Corium ejected from LP	[kg]	63275	63275	63275	63275	63275	65532	38022	33442	58440	56970	43663	25985
Corium temperature	[K]	2663	2663	2663	2663	2663	2675	2248	2133	2443	2349	2248	2194
Entrained corium in containment	[kg]	-	-	-	-	-	-	-	-	86	-	44	85
H2-release in-vessel	[kg]	150	150	150	150	150	183	333	356	330	385	418	371
Pressure peak in containment	[MPa]	0.307	0.307	0.307	0.307	0.307	0.305		0.298	0.296	n.a.	0.294	0.292
Aerosol prod. in-vessel	[kg]	686	686	686	686	686	770	855	874	881	874	876	889
Aerosol in containment	[kg]	164	164	164	164	164	222	234	247	262	235	268	226

8.2.5 Rechnung mit ASTEC V2.01 und Vergleich mit ATHLET

Gegen Ende der Projektlaufzeit wurde von den Fachleuten des Kurtschatow-Instituts absprachegemäß eine Vergleichsrechnung für die frühe Phase des Unfalls mit ATHLET durchgeführt und die Ergebnisse der GRS zur Verfügung gestellt /SUS 11/. Aus Zeitgründen konnte kein intensiver Abgleich der Datensätze mehr vorgenommen werden, jedoch wurden Randbedingungen, wie Nachzerfallsleistung, Öffnungscharakter der Ventile sowie Verfügbarkeiten einzelner Komponenten abgesprochen. Ansonsten wurden beide Datensätze so verwendet, wie sie beim Kurtschatow-Institut und GRS vorlagen. Ein Vergleich kann deshalb nur qualitativen Charakter besitzen.

Für die thermohydraulischen Parameter wie z. B.. Primärkreisdruck, Akkumulatoreinspeisung etc. kann nur tendenziell eine Übereinstimmung zwischen den ATHLET- und ASTEC-Daten festgestellt werden. Im Einzelnen zeigen sich deutliche Unterschiede sowohl im zeitlichen Ablauf als auch in den Ergebnisdaten selbst. Dies ist zum einen auf Unterschiede in den Datensätzen selbst, die wahrscheinlich sind, aber nicht mehr analysiert werden konnten, als auch auf die in den Codes verfügbaren Modelle zurückzuführen. Es zeigt sich aber, dass schon in der sehr frühen Phase des Unfalls, in der die Thermohydraulik maßgeblich den Unfall beeinflusst, eine intensive Analyse angeraten ist. Als ein weiteres Ergebnis kann festgehalten werden, dass die Anwendung zweier unterschiedlicher Unfallanalysecodes, einerseits ASTEC als Integralcode, andererseits ATHLET als detaillierter, mechanistischer Code, eine Notwendigkeit darstellt. Der direkte Vergleich ermöglicht einen Erfahrungsgewinn, der sich für externe Anwender z. B. in Form von Anwender-Richtlinien widerspiegeln kann. Weiterhin können auch Rückschlüsse für die Codeweiterentwicklung gezogen werden.

Tab. 8.4 Vergleich der ASTEC V2 Daten mit verfügbaren Daten von ATHLET

Ereignis		ASTEC	ATHLET
Station blackout	(Eingabe) [s]	0,0	0,0
RESA	(Eingabe) [s]	1,5	0,0
Abblasen über BRU-A Umleitstation	[s]	11,5	3,2
Erstmaliges Öffnen des Druckhalterregelventils und Versagen in „Offen“-Stellung	[s]	2400,0	3620,0
Beginn der Akkumulator-Einspeisung	[s]	11950,0	9000,0
Beginn der Spaltproduktfreisetzung	[s]	26590,0	-

Erste Verlagerung von Corium ins untere Plenum	[s]	34745,0	-
RDB-Versagen	[s]	43106,0	-
Ende der Rechnung (Eingabe)	[s]	150000,0	20000,0

8.2.6 Zusammenfassung und Ausblick

Für einen russischen Reaktor vom Typ WWER-1000/W320 wurde die aktuelle verfügbare ASTEC Version V2.01 auf einen Totalausfalls der Energieversorgung („station blackout“) angewendet. Die Analyse des Störfalls konzentrierte sich dabei auf die frühe Phase des Unfalls, wenngleich die Rechnungen bis zum RDB-Versagen durchgeführt worden sind. Dabei lag das Hauptaugenmerk auf der Untersuchung des Einflusses der Akkueinspeisung und den damit zusammenhängenden Startzeitpunkt von ICARE auf den Unfallverlauf. Aufgrund der derzeit in ASTEC verfolgten Strategie der Kopplung der Kernzerstörungsmodellierung (IACRE) mit der Thermohydraulik (CESAR) ist der Startzeitpunkt von ICARE von bestimmten Kriterien abhängig. Neben rein thermohydraulischen Größen, wie z. B. Dampfgehalt und -temperatur an der Kernoberkante, kann auch der Füllstand der Akkus als Kriterium herangezogen werden. Standardmäßig wird ICARE allerdings unabhängig vom Füllstand aktiviert. Empfehlungen des Hauptentwicklers IRSN folgend, ist ein automatischer Start unter Nicht-Berücksichtigung des Füllstands nur bedingt zu empfehlen. Vielmehr können und sollen vom Anwender die Kriterien für den automatischen Start modifiziert oder sogar neue Kriterien zusätzlich definiert werden. Dazu sind eingehende Analysen notwendig. Die hier vorgestellten Rechnungen zeigen deutlich den Einfluss und die Sensitivität der Akkueinspeisung auf den Unfallverlauf auf. Die durchgeführte Parameteranalyse lässt ein wohl gewähltes Kriterium angeraten erscheinen und legt den Schluss nahe, dass die derzeitige Strategie der Kopplung für einzelne Unfallszenarien nicht ohne weiteres zu konsistenten Ergebnissen führt.

Die gegen Ende des Vorhabens vorliegenden Ergebnisse einer ATHLET-Rechnung des Kurtschatow-Instituts wurden für einen qualitativen Vergleich herangezogen. Dieser zeigt partiell ähnliche Tendenzen bezüglich z. B. des Druck- und Temperaturverhaltens im Primärkreislauf für die frühe Phase des Störfalls. Deutliche Unterschiede zeigen sich im zeitlichen Ablauf der Ereignisse insbesondere auch mit fortschreitendem Unfallablauf. Deren Ursache ließe sich nur im Rahmen eines detaillierten Abgleichs der Datensätze ergründen. Es zeigt sich aber, dass schon in der sehr frühen Phase des Unfalls, in der die Thermohydraulik maßgeblich den Unfall beeinflusst, eine intensive

Analyse angeraten ist, da die nachfolgende Phase der Kernzerstörung natürlich von dieser zeitlich früher stattfindenden Phase u. U. beeinflusst wird.

Ein besserer Abgleich der Datensätze ist notwendig, um die Ursache unterschiedlicher Ergebnisse eindeutig zu identifizieren. Erst daran anschließend sollte eine Analyse und Bewertung der modellimmanenten Unterschiede anknüpfen.

Eine weitere Verbesserung der Codestabilität scheint derzeit immer noch erwünscht, Abbrüche aufgrund kleinerer Änderungen am Datensatz scheinen nicht erklärbar, zumal sich die Fehlersuche als schwierig erweist.

Schließlich ist festzuhalten, dass der Anspruch eines schnell laufenden Integralcodes hinsichtlich der Rechenzeit mehr und mehr einem gesteigerten Anspruch an die Qualität der Ergebnisse, bedingt durch aufwendigere Anlagennodalisationen weichen muss. So waren zu Beginn der ASTEC-Entwicklung Rechenzeiten von zwölf Stunden für ein komplettes Störfallszenario anvisiert worden, um die Rechnungen sozusagen 'über Nacht' durchzuführen. Mit fortschreitender Entwicklung mussten diese Vorgaben an die geänderten Anforderungen angepasst werden. Dies hat zwei Gründe: Zum einen ist eine deutliche Tendenz ersichtlich, einfache Modelle, die teilweise parametrischen Ansätzen folgen, durch mechanistische Modellierungen zu ersetzen und somit die Qualität der Rechnungsergebnisse zu erhöhen. Zum anderen sind die teils recht groben Nodalisationen, z. B. des Containments, im Zuge neuerer Erkenntnisse zum Strömungsverhalten und des Einflusses auf Schichtungsphänomene (z. B. Wasserstoff), zunehmend verfeinert worden. Beide Maßnahmen führen mithin zu einer Rechenzeiterhöhung, die aber für Rechnungen im Sinne von 'best-estimate'-Analysen in Kauf genommen werden muss.

Mit Blick auf den hier diskutierten Störfallverlauf sind weitere Analysen notwendig. Zukünftig sollte ein besonderes Augenmerk auf die frühe Phase des Unfalls gelegt werden und möglichst an „best-estimate“ Programmen wie ATHLET verifiziert werden. Weiterhin wäre dann in einem nachfolgenden Schritt die Erweiterung der Analyse auf die Kernzerstörungsphase selbst bis zum Versagen des RDB anzuraten.

8.3 Störfallanalysen mit ATHLET-CD und COCOSYS zur Wasserstoffverteilung im Containment eines WWER-1000

In diesem Arbeitspunkt war die Durchführung von Untersuchungen zur Wasserstoffverteilung im Containment eines WWER-1000-Reaktors durch Experten von SEC NRS mit Unterstützung der GRS vorgesehen. Diese Fragestellung gewinnt ihre Aktualität aus den russischen Plänen zur Nachrüstung der Anlagen mit H₂-Rekombinatoren. Für die analytischen Untersuchungen sollte eine gekoppelte Version der Rechenprogramme ATHLET-CD und COCOSYS zum Einsatz kommen. Für die Arbeiten konnte auf einem COCOSYS-Datensatz und einem ATHLET-CD-Datensatz für WWER-1000 zurückgegriffen werden, wobei letzterer allerdings stark modernisierungsbedürftig war.

Da darüber hinaus auch im Kurtschatow-Institut großes Interesse an einer Zusammenarbeit mit der GRS bei der Adaption und Pilotanwendung der Kopplung von ATHLET-CD und COCOSYS zur Untersuchung der Strategien von Notfallmaßnahmen in WWER-1000-Anlagen bei schweren Störfällen bestand, wurde im Jahr 2008 vereinbart, dass die russischen Fachleute von SEC NRS und Kurtschatow-Institut mit Unterstützung der GRS in einem vorbereitenden Arbeitsschritt zunächst einen aktuellen ATHLET-CD-Datensatz für WWER-1000 entwickeln und mit einem entsprechenden COCOSYS-Datensatz koppeln. Die eigentlichen Störfallanalysen sollten dann anschließend von russischen Fachleuten in einem Unterauftrag durchgeführt und gemeinsam ausgewertet werden.

Gemäß diesem Programm wurde im Jahr 2008 ein Arbeitsaufenthalt für zwei russische Fachleute von SEC NRS und vom Kurtschatow-Institut realisiert. Während dieses Aufenthalts wurden die russischen Experten mit dem aktuellen Entwicklungsstand von ATHLET-CD vertraut gemacht und bei der Vorbereitung eines aktuellen ATHLET-CD-Datensatzes für WWER-1000 auf der Basis früherer Arbeiten unterstützt. Dazu wurden sowohl die Methodologie des Rechenprogramms als auch Fragen zur Eingabedaten-Beschreibung erläutert. Es wurden zwei vorläufige Datensätze (mit/ohne Akkumulatoren) erstellt und erste Testrechnungen durchgeführt. Die Rechenergebnisse wurden gemeinsam analysiert und Empfehlungen für die weitere Qualifizierung des Eingabemodells erarbeitet /PRO 10/.

Ab Ende des Jahres 2008 und im Jahr 2009 konnten die Arbeiten wegen langfristiger, schwerer Erkrankungen der dafür vorgesehenen Experten auf deutscher und russischer Seite nicht planmäßig weitergeführt werden. Ende 2009 wurde deshalb mit den

russischen Partnern von SEC NRS und vom Kurtschatow-Institut nach gemeinsamer Beratung der entstandenen Situation vereinbart, die Arbeiten im Jahr 2010 nach einem angepassten Arbeitsplan fortzusetzen.

Anfang 2010 wurde die Zusammenarbeit mit SEC NRS ein präzisierter Arbeitsplan abgestimmt, der die Grundlage für die Vergabe eines Unterauftrags bildete. Darin war die Durchführung einer Analyse der Wasserstoffverteilung im Containment bei einem Kernschmelzunfall (in-Vessel-Phase) mit Bruch der Hauptkühlmittelleitung und totalem Spannungsausfall im WWER-1000/W-320 durch SEC NRS mit der aktuellen gekoppelten Programmversion ATHLET-CD/COCOSYS vereinbart.

Zur Unterstützung der russischen Experten von SEC NRS fanden im 4. Quartal 2010 drei Arbeitstreffen in der GRS Berlin statt. Während der Arbeitstreffen wurden die Fachleute vom SEC NRS mit der aktuellen gekoppelten Programmversion mit COCOSYS V2.4dev und ATHLET-CD 2.2Bdev für den Intel-Compiler V11.1 vertraut gemacht und diese Programmversion erfolgreich auf den SEC NRS-Laptops installiert. Die vom russischen Partner vorbereiteten stand-alone Eingabedatensätze für ATHLET-CD und COCOSYS für Balakovo-3 wurden für die neue gekoppelte Programmversion überarbeitet und erfolgreich auf den Laptops von SEC NRS ausgeführt. Von den GRS-Programmentwicklern wurden ein Überblick zum Stand der Entwicklung von ATHLET-CD und die nächsten Entwicklungsschritte gegeben. Probleme gibt es mit der Umsetzung von ATHLET-CD auf die neueste Programmversion mit den Modulen SOPHAEROS und FIPREM. Für die gegenwärtige Analyse sind diese Module nicht relevant. Die GRS-Fachleute arbeiten an einer Lösung.

Im Bericht /KOZ 11a/ sind die durchgeführten Arbeiten zur Modernisierung des ATHLET-CD-Datensatzes für einen generischen WWER-1000/W-320 sowie die Erweiterungen und Anpassungen in den ATHLET-CD und COCOSYS-Datensätzen sowie die Kopplung beider Programme beschrieben. Darüber hinaus enthält dieser Bericht die Ergebnisse einer Testrechnung mit dem gekoppelten Programmsystem für einen LBLOCA mit komplettem Ausfall der aktiven Notkühlsysteme zur Demonstration der Richtigkeit der vorgenommenen Änderungen und Erweiterungen an den Datensätzen beider Rechenprogramme.

Mit Abschluss des Vorhabens wurde von SEC NRS der Bericht /KOZ 11b/ übergeben, der die Ergebnisse der durchgeführten Pilotrechnung für einen schweren Unfall in einer generischen WWER-1000/W-320-Anlage mit Kernschmelze nach einem Doppelend-

bruch einer Hauptkühlmittelleitung mit Ausfall aller Notkühlsysteme (einschließlich der passiven Hydroakkumulatoren) mit dem gekoppelten Programmsystem ATHLET-CD/COCOSYS beschreibt. In dem untersuchten Szenario treten die ersten Kernschäden nach 250 s auf. Dabei werden etwa 360 kg Wasserstoff durch Zirkonoxidation generiert. Diese Menge könnte sich bei Verfügbarkeit der passiven Hydroakkumulatoren weiter erhöhen, da dadurch eine weitere Dampfquelle im Kern zur Verfügung stehen würde. Außerdem könnte die Berücksichtigung der Oxidation der austenitischen Reaktoreinbauten die Menge des generierten Wasserstoffs signifikant (≈ 100 kg) erhöhen. Am Ende des berechneten Zeitraums von 6.000 s hat sich ein signifikanter Teil des Kernbrennstoffs in den unteren Teil des Kerns verlagert.

Abb. 8.2 zeigt beispielhaft, dass die Wasserstoffkonzentration in einigen Räumen nach etwa 3000 s größer als 4 Volumenprozent ist. Da der Sauerstoffanteil in diesen Räumen größer als 5 % und der Dampfanteil kleiner 60 % ist, sind die Bedingungen für die Formierung eines leicht entzündbaren Gasgemischs und eine Wasserstoff-Deflagration in diesen Räumen gegeben.

Infolge der verspäteten Bearbeitung des Unterauftrags durch SEC NRS konnte dieser nicht vollständig wie geplant abgeschlossen werden. Die vereinbarten finanziellen Mittel wurden entsprechend der tatsächlich erbrachten Leistungen gekürzt.

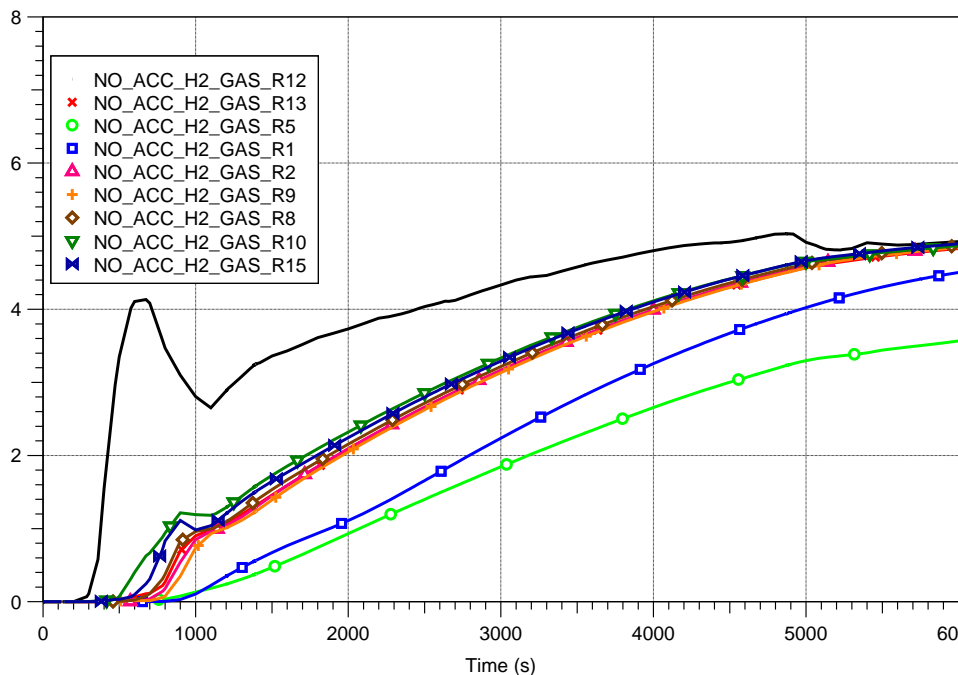


Abb. 8.2 H₂-Konzentration in den Räumen im unteren Teil des Containments

8.4 Realisierung der Kopplung von ATHLET-CD und COCOSYS für KKW mit WWER-1000/W-320 und Testrechnung

Die Arbeiten zur Erstellung von ATHLET-CD-Datensätzen und zur Kopplung mit COCOSYS wurden, wie im vorhergehenden Abschnitt beschrieben, von der GRS gemeinsam mit Experten vom Kurtschatow-Institut und von SEC NRS durchgeführt. Die Kopplung der Programme wurde während der Arbeitstreffen im Herbst 2010 in Berlin mit Testrechnungen überprüft. Eine weitere Pilotrechnung wurde gemeinsam von Fachleuten von SEC NRS und vom Kurtschatow-Institut durchgeführt (s. auch Abschnitt 8.3).

Darüber hinaus wurde im Oktober 2010 auf Anfrage des ukrainischen SSTC NRS ein zusätzlicher ATHLET-CD-Workshop für zwei Mitarbeiter des SSTC NRS in Garching organisiert und durchgeführt. Während dieses Workshops wurde ein vorläufiger ATHLET-CD-Datensatz auf der Basis eines ATHLET-Datensatzes für eine ukrainischen WWER-1000/W-320-Anlage erarbeitet. Die Funktionsfähigkeit dieses Datensatzes wurde anhand einer Testrechnung für ein Leck DN 109 mit Ausfall des aktiven Notkühlsystems und der Hydroakkumulatoren überprüft; die Ergebnisse wurden mit einer vorhandenen ATHLET-Rechnung verglichen. Darüber hinaus wurden die erforderlichen Arbeiten zur Erweiterung des ATHLET-CD-Datensatzes besprochen /PRO 11/.

8.5 Simulation des Ereignisses im KKW Rowno-3 mit offengebliebenen Druckhalter-Sicherheitsventil bei einer Funktionsprobe mit ATHLET

Am 22.09.2009 kam es in der WWER-1000/W-320-Anlage KKW Rowno-3 während der Funktionsprobe eines DH-Sicherheitsventils vor Wiederinbetriebnahme der Anlage nach Revision zu einem Leckstörfall wegen Nichtschließens des getesteten Sicherheitsventils der Fa. Sempell /ROW 09b/. Mitte 2010 wurde von Experten der ukrainischen TSO SSTC NRS das Angebot gemacht, diesen Ereignisablauf zur Validierung der Eingabemodelle für WWER-1000/W-320 mit ATHLET nachzurechnen.

In Abstimmung mit dem Auftraggeber wurde ein Unterauftrag an das "Analytical Research Bureau for Nuclear Safety" (eine Filiale der ukrainischen TSO "State Scientific and Technical Center on Nuclear and Radiation Safety" (SSTC NRS)) zur Anpassung des generischen ATHLET-Datensatzes für WWER-100/W-320 an die Anlage Rowno-3 und

zur Validierung dieses Datensatzes durch Nachrechnung des Ereignisses vom 22.09.2009 erteilt.

Tab. 8.5 Chronologie der Hauptereignisse

Zeit, sec		Ereignis
KKW	ATHLET	
0.0	0.0	DH-Sicherheitsventil öffnet
58-61	60	Alle DH-Heizer sind angeschaltet
116	116	Beendigung der KM-Entnahme durch das Volumenregelsystem
131	120	Abschaltung der DH-Heizgruppen wegen Füllstandsabfall auf 4.2 m
191	190	Umschaltung der Zuspisepumpen auf den Behälter TB10 mit Borsäuregehalt 40 g/kg
296	315	Verringerung der Temperaturdifferenz zwischen der Siedetemperatur im PKL und der KM-Temperatur in einem beliebigen Strang auf weniger als 10 °C
311	315	Einspeisebeginn der Hydroakkumulatoren nach Abfall des Primärkreisdrucks auf 58 kp/cm ²
381	385	Einspeisebeginn der HD-Borierpumpen TQ14-34 in den PKL
841	850	Einspeisebeginn der HD-NKP TQ13 in den PKL
911-5771	950	Einspeisebeginn der Hilfsspeisewasserpumpen in die Dampferzeuger
1041	1050	Ende der Einspeisung der HD-NKP TQ13 in den PKL
1201	1205	Einspeisebeginn der HD-NKP TQ23 in den PKL
1331	1335	Öffnung des Notgasabfuhrsystems aus dem Reaktor, dem DH und den DEs
-	1665	Beginn der Abkühlung über die BRU-K1
1761	1765	Einspeisebeginn der HD-NKP TQ33 in den PKL
2081	2085	Einspeisebeginn der HD-NKP TQ13 in den PKL
2111	2120	Ende der Einspeisung der HD-Borierpumpen TQ14÷34 in den PKL
2156	2160	Ende der Einspeisung der HD-NKP TQ33 in den PKL
-	2395	Öffnung der BRU-A4 (Spindelstellung 13.3%)
2436	2440	Ende der Einspeisung der HD-NKP TQ23 in den PKL
-	3475	Schließen der BRU-A4
3521	3525	Ende der Einspeisung der HD-NKP TQ13 in den PKL
-	4000	Ende der Rechnung

Die Ergebnisse dieser Arbeiten wurden von den ukrainischen Fachleuten in zwei Berichten dokumentiert und an die GRS übergeben (Statusbericht /ARB 10a/ und Technischer Bericht /ARB 10b/). Die Berichte enthalten eine kurze Beschreibung des angepassten ATHLET-Datensatzes für Rowno-3, die Ergebnisse der durchgeführten Nachrechnungen mit ATHLET sowie den Vergleich mit den gemessenen Anlagendaten

während des Ereignisses. Die mit ATHLET berechneten Parameter zeigen eine gute Übereinstimmung mit den während des Ereignisses gemessenen Anlagendaten (vgl. auch Tab. 8.5, Abb. 8.3, Abb. 8.4). Ausgenommen hiervon sind lediglich die Temperaturen in den kalten und heißen Strängen der vier Kühlmittelschleifen, für die nach etwa der Hälfte des analysierten Zeitraums von 4.000 s in der Nachrechnung deutlich höhere Werte ermittelt wurden (siehe auch Abb. 8.5, Abb. 8.6).

Die ukrainischen Fachleute vermuteten, dass dieser Unterschied auf eine Schichtung der Kühlmittelströmung bei fehlendem entwickeltem Naturumlauf zurückzuführen sein könnte. Dieses Phänomen kann mit der in ATHLET üblichen Modellierung der Kühlmittleitungen nicht erfasst werden. Zur Überprüfung dieser Annahme wurden die horizontalen Bereiche der kalten und heißen Kühlmittleitungen als zwei übereinander liegende Rohrleitungen modelliert, von denen jede über die Hälfte der Querschnittsfläche der realen Rohrleitung verfügt. Der vertikale Abstand zwischen den Achsen der beiden Modellrohre beträgt 0,4 m. Durch zusätzliche vertikale Rohre wird eine Querströmung zwischen dem oberen und unteren Teil der Hauptkühlmittleitung ermöglicht. Die HD-Notkühlpumpen speisen in die obere Leitung des kalten Strangs der Schleifen Nr. 1, 3 und 4 ein. Die Temperaturmessstellen liegen in den unteren Leitungen der kalten und heißen Stränge. Die veränderte Nodalisierung der kalten und heißen Kühlmittleitungen wird in Abb. 8.7 und Abb. 8.8 gezeigt. Die mit dieser Nodalisierung durchgeführten Rechnungen haben die Richtigkeit der oben beschriebenen Annahme bestätigt und zeigen eine deutlich bessere Übereinstimmung der Schleifentemperaturen mit den gemessenen Daten (Abb. 8.9, Abb. 8.10).

Für eine ausführlichere Darstellung der durchgeführten Arbeiten und Ergebnisse wird auf /ARB 10b/ verwiesen.

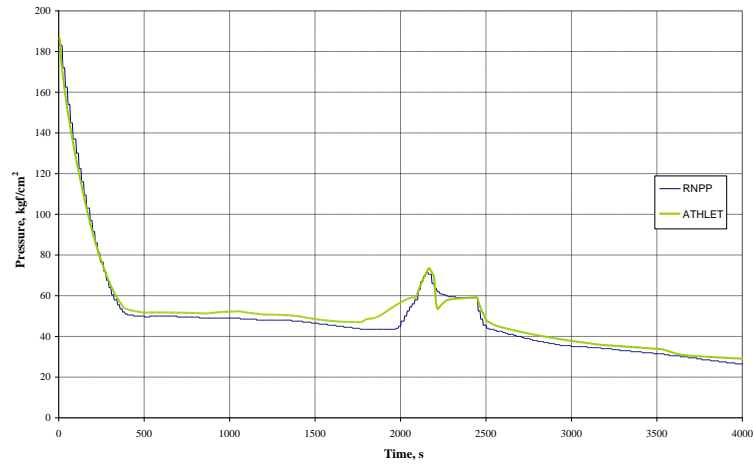


Abb. 8.3 Druck am Reaktorausstritt

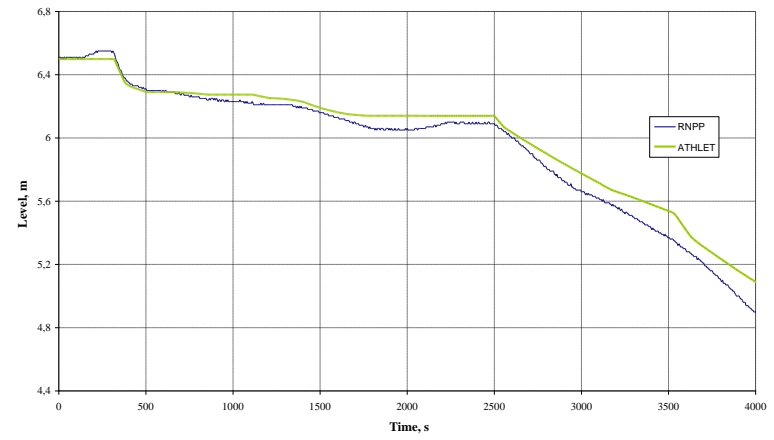


Abb. 8.4 Füllstand im Hydroakkumulator 1

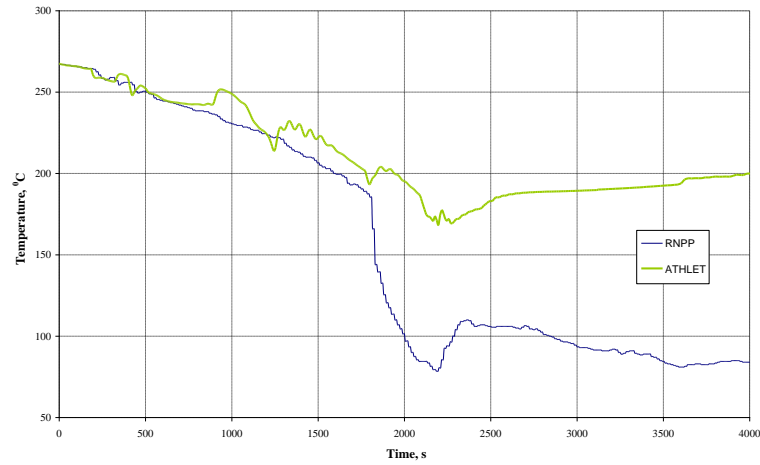


Abb. 8.5 Temperatur im kalten Strang Schleife 3

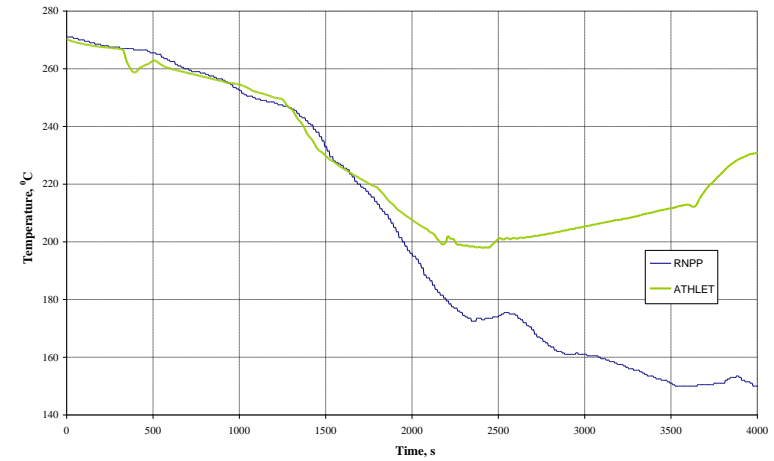


Abb. 8.6 Temperatur im heißen Strang Schleife 3

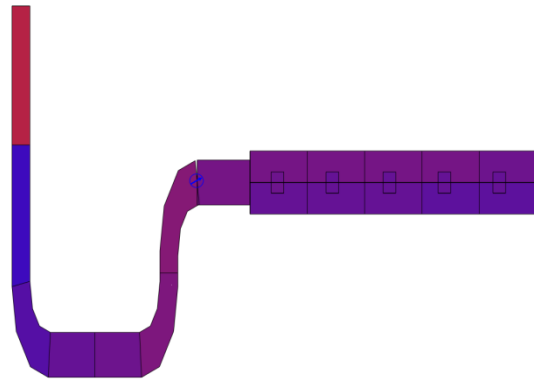
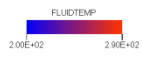


Abb. 8.7 Detail-Nodalisierung des kalten Strangs (Schleife 3)

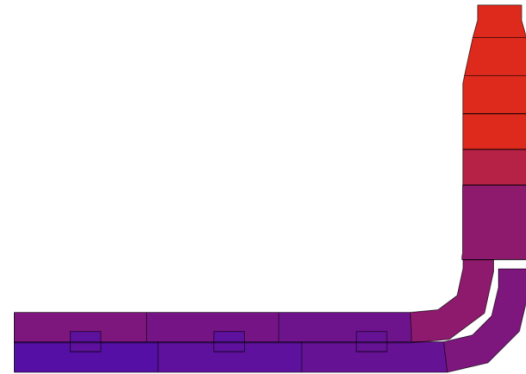
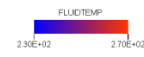


Abb. 8.8 Detail-Nodalisierung des heißen Strangs (Schleife 3)

118

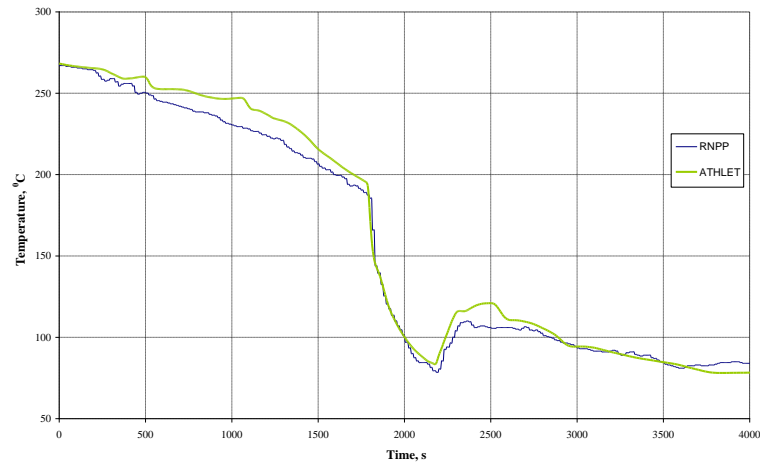


Abb. 8.9 Temperatur im kalten Strang Schleife 3

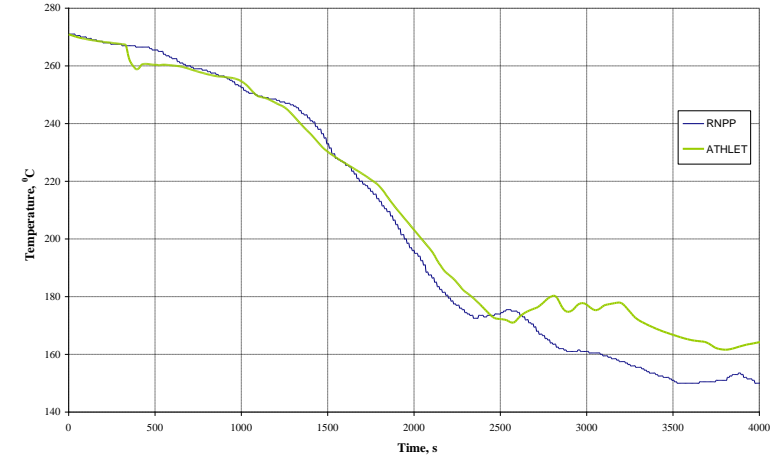


Abb. 8.10 Temperatur im heißen Strang Schleife 3

9 Verifizierung und Validierung von Reaktorphysikcodes und Datenbibliotheken für WWER-1000 (AP 8)

9.1 Zielstellung

In diesem Arbeitspunkt sollte die erfolgreiche Kooperation mit dem Staatlichen Wissenschaftlich-Technischen Zentrum für nukleare und radiologische Sicherheit der Ukraine (SSTC NRS) zur Verifizierung und Validierung von Reaktorphysikcodes und Datenbibliotheken für WWER-1000-Reaktoren fortgeführt werden.

Auf deutscher Seite wurden die Arbeiten federführend vom TÜV SÜD Industrie Service (TÜV SÜD IS) in Kooperation mit dem Forschungszentrum Dresden/Rossendorf (FZD), dem Ingenieurbüro Blank & Schulz (IBBS) sowie der GRS durchgeführt. Die zu Beginn des Vorhabens spezifizierten Arbeiten bauten auf den in den Vorläuferprojekten erzielten Ergebnissen auf und setzten diese inhaltlich und methodisch fort. Im Mittelpunkt standen dabei neue Entwicklungen bei der Brennstoff-, Brennelemente- und Kernauslegung für WWER-1000-Reaktoren, die bei sicherheitstechnischen Analysen und Bewertungen durch Gutachter- und Expertenorganisationen zu berücksichtigen sind.

Im Zeitraum von 2008 bis 2010 waren folgende Arbeiten geplant:

1. Erweiterung der Brennelement-Datenbibliotheken für das Programm DYN3D um die Daten für weitere aktuelle BE-Typen, die in ukrainischen Kernkraftwerken mit WWER-1000 zum Einsatz kommen. Diese Daten werden für die Durchführung sicherheitstechnischer Analysen und die Begutachtung von neuen BE-Typen für WWER-1000 genutzt werden. Die Validierung der Analyseergebnisse soll anhand von Betriebsdaten fortgeführt werden (2009/2010). Vom Auftragnehmer wird vor allem methodische Unterstützung für die Realisierung dieser Arbeiten durch Experten der ukrainischen Behörde geleistet werden.
2. Erweiterung der Einsatzmöglichkeiten des Programms DYN3D für Berechnungen der Leistungsdichte- und Abbrandverteilung auf der Basis einer Verbesserung und Vervollkommnung der Bibliothek von BE-Daten mit Hilfe des Programms HELIOS.

In einem ersten Arbeitsschritt werden hierzu im Jahr 2008 die programmtechnischen Voraussetzungen in DYN3D überprüft und gegebenenfalls angepasst werden. Erste statische Testanwendungen sind für 2009 geplant, im Jahr 2010 ist die

Durchführung von Analysen von lokalen ortsabhängigen Effekten in der Neutronenflussverteilung (Störungen) auf Reaktivitätseffekte und die Berechnung von Transienten und RIA-Störfällen vorgesehen.

Die Analyse von Kernbrennstoffnachladungen und Berechnung sicherheitstechnisch wichtiger Kernparameter auf der Basis von brennstabweisen Kernberechnungen gewinnt bei der Nutzung moderner Brennelemente und bei der auch in der Ukraine geplanten Nutzung von Kernkraftwerken zur Leistungsregelung im Netz im Lastfolgebetrieb zunehmend an Bedeutung. Bei häufigen Lastwechseln spielen lokale Effekte, die messtechnisch nur schwierig zu erfassen sind, eine wichtigere Rolle. Deshalb sind exakte Vorausrechnungen der maximalen lokalen Brennstableistungsdichte und des maximalen lokalen Brennstababbrandes im Reaktorkern von großer Bedeutung.

3. Sammlung und Analyse von Betriebsdaten über Störfälle und Transienten zur Erweiterung der Datenbasis für die Validierung und Verifizierung von Reaktorphysikprogrammen für WWER-1000.
4. Vorbereitung und Durchführung eines Benchmarks für Zyklus-Abbrandrechnungen für 3 – 5 aufeinanderfolgende Brennstoffzyklen in einem WWER-1000-Reaktor. Diese Arbeiten werden mit verschiedenen stationären Abbrand-Programmen durchgeführt, wobei die Ergebnisse mit den im Verlauf des Abbrands ermittelten Messwerten für die Borsäurekonzentration, die Leistungsdichte- und Abbrandverteilungen sowie die Reaktivitätskoeffizienten für ausgewählte Abbrandzustände verglichen werden. Die Rechnungen dienen zur Absicherung der Datenbasis für reaktorphysikalische Berechnungen und sollen im Jahre 2010 durchgeführt werden.
5. Durchführung eines internationalen Informationsaustauschs über aktuelle Fragen der Sicherheitsbewertung von WWER- und DWR-Anlagen im Zusammenhang mit optimierten Kernbeladungen, Anreicherungs- und Abbranderhöhung.

Wie in den Vorläufervorhaben festgestellt wurde, ist der Informationsaustausch für eine dem Stand von Wissenschaft und Technik angemessene sicherheitstechnische Bewertung von neuen Entwicklungen auf dem Gebiet der reaktorphysikalischen Analysen von entscheidender Bedeutung. Deshalb wird für das 2. Halbjahr 2009 die Organisation und Durchführung eines internationalen Workshops geplant, der sich mit neuen Aspekten und Entwicklungen der Berechnungen, Analysen und Bewertungen auf dem Gebiet der Reaktorphysik beschäftigen soll. Die dazu erforder-

derlichen Arbeiten umfassen die organisatorische Vorbereitung und Durchführung des Workshops, die Vorbereitung der eigenen Fachbeiträge sowie die Zusammenfassung der Ergebnisse und Beiträge des Workshops in einem Bericht.

Der Großteil der beschriebenen Arbeiten sollte von den verantwortlichen Experten am jeweiligen Arbeitsort durchgeführt werden (in enger Abstimmung mit allen Beteiligten). Die Diskussion und Bewertung der Arbeitsergebnisse sowie die Erstellung von Berichten sollte im Verlauf von Arbeitstreffen der Experten in München (TÜV EC), Kiew (SSTC) bzw. Dresden (FZD) erfolgen.

Die im Rahmen des Vorhabens erzielten Ergebnisse werden in Jahresberichten, Zuarbeiten zum Zwischen- und Abschlussbericht des Vorhabens sowie in einem Bericht über den durchzuführenden Workshop dokumentiert werden. Darüber hinaus werden ausgewählte Ergebnisse in Form von Beiträgen zu den jährlich im September stattfindenden Symposien des Atomic Energy Research Forums (AER) veröffentlicht. Dieses Forum dient dem Erfahrungsaustausch, der Diskussion neuer Entwicklungen und Aufgaben und stellt damit eine zusätzliche Basis für den Informationsaustausch und der Sicherstellung der Qualität der erzielten Ergebnisse. Unterstützung im Rahmen des Vorhabens erhalten jeweils bis zu drei ukrainische Experten in Form von Reisekostenerstattung.

9.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

Die Arbeiten wurden auf der Grundlage des abgeschlossenen Unterauftrags im 3. Quartal 2008 von der TÜV Industrie Service GmbH mit der Feinplanung der Arbeiten und Termine zwischen TÜV, IBBS, FZD und SSTC NRS begonnen. Zur Datenvalidierung und -verifizierung für Brennelemente des Typs TVSA wurden Rechnungen mit NESSEL, MCNP und SCALE durchgeführt /BLA 08/. Während des 18. AER-Symposiums wurden mit Teilnehmern anderer Institutionen die Möglichkeiten für das im Vorhaben geplante Abbrand-Benchmark diskutiert.

Im 4. Quartal 2008 wurden zwei Workshops unter Beteiligung von Experten des TÜV EC und von SSTC NRS in Kiew (24. - 28.11.2008) /PRO 12/ bzw. München (08. - 12.12.2008) /PRO 13/ durchgeführt. Inhaltliche Schwerpunkte der Arbeiten waren die Überprüfung und Korrekturen an der gemeinsamen Brennelement-Datenbibliothek sowie die Diskussion des im Vorhaben geplanten Benchmark für Zyklus-Abbrand-

rechnungen für 3 bis 5 aufeinanderfolgende Brennstoffzyklen in einem WWER-1000-Reaktor und die Spezifikation der dafür benötigten Daten. Von ukrainischer Seite wurden während des zweiten Workshops bereits erste Daten für das KKW Khmel'nitsky-2 übergeben, die allerdings noch geprüft und aufbereitet werden müssen. Darüber hinaus wurde die Planung der Arbeiten für 2009 besprochen, insbesondere auch die Themen und der Termin für den Mitte 2009 geplanten internationalen Workshop in Garching.

Ein weiterer Workshop mit zwei ukrainischen Experten von SSTC NRS wurde im Dezember 2008 im Forschungszentrum Dresden-Rossendorf realisiert. Gegenstand dieses Workshops war eine Erweiterung des FZD-Reaktordynamik-Programms DYN3D und ein Vergleich von DYN3D-Ergebnissen mit Messdaten aus einem ukrainischen Kernkraftwerk mit Reaktoren vom Typ WWER-1000. Außerdem wurden Vergleichsrechnungen mit dem Zellabbrand-Programm HELIOS für ein WWER-440-Brennelement durchgeführt /FZD 08/.

Vom Auftragnehmer TÜV IS wurde ein Zwischenbericht über die Arbeiten und Ergebnisse im AP 8 im Jahr 2008 angefertigt /TÜV 08/.

Ein weiteres Arbeitstreffen mit Fachleuten vom SSTC NRS wurde vom 27.03. - 03.04.2009 in Kiew durchgeführt /PRO 14/. Während dieses Treffens wurden folgende Themen bearbeitet:

- Vergleich der mit CASMO und HELIOS berechneten Weniggruppensdaten und Analyse der Unterschiede,
- Vorbereitung von Abbrand- und Transientenrechnungen mit DYN3D zur Programmverifikation und -validierung der Weniggruppensdaten-Bibliotheken,
- Aufbereitung der Betriebsdaten für das VVER-1000-Abbrand-Benchmark (4 Zyklen des 2. Blockes des KKW Khmel'nitsky),
- Vorbereitung des internationalen Workshops im Juli 2009 in Garching,
- Diskussion von Fragen zum Einsatz neuer Brennelemente (Westinghouse, 3. Block KKW Südukraine): Methoden, Nachweise,
- Fertigstellung der Zwischenberichte für 2008, Planung der gemeinsamen Arbeiten im Jahr 2009.

Vorbereitung und Durchführung eines internationalen Workshops

Vom 06.-10.07.2009 in wurde in der GRS Garching ein internationaler Workshop zum Erfahrungsaustausch auf dem Gebiet reaktorphysikalischer Berechnungen und Bewertungen mit 29 Teilnehmern aus Deutschland, Russland, Slowakei, Ukraine und Ungarn durchgeführt. Unter der Überschrift „New Aspects and Developments of Calculations, Evaluations and Assessments in the Field of Reactor Physics“ wurden neuere Entwicklungen und Erfahrungen in den MOE-Ländern auf dem Gebiet der Reaktorphysik und der sicherheitstechnischen Bewertung von BE und Reaktorauslegung sowie Perspektiven der weiteren Zusammenarbeit diskutiert.

Von den Teilnehmern des Workshops wurden ca. 30 Vorträge zu den nachfolgend genannten sechs thematischen Schwerpunkten präsentiert und diskutiert:

- Reaktorphysikalische Rechenprogramme und Datenbibliotheken für die nukleare Kernausslegung,
- Transienten- und Störfallanalysen,
- Validierung und Verifikation von Programmsystemen für neutronenphysikalische Berechnungen
- Experimentelle und betriebliche Daten,
- Kritikalitätssicherheit und Lagerung von abgebranntem Brennstoff,
- Thermohydraulische und CFD –Rechnungen,
- Informations- und Erfahrungsaustausch.

Die Teilnehmer empfahlen eine Fortführung des äußerst fruchtbaren Erfahrungsaustausches. Die Ergebnisse der Diskussionen sind ausführlich im Tagungsprotokoll dargestellt. Die Beiträge des Workshops wurden auf CD an alle Teilnehmer und Interessenten verteilt.

Vorbereitung und Teilnahme an AER-Symposien

Die im Rahmen des Vorhabens erzielten Ergebnisse werden in Form von Beiträgen zu den jährlich im September stattfindenden Symposien des Atomic Energy Research Forums (AER) veröffentlicht. Dieses Forum dient dem Erfahrungsaustausch, der Diskus-

sion neuer Entwicklungen und Aufgaben und stellt damit eine zusätzliche Basis für den Informationsaustausch und der Sicherstellung der Qualität der erzielten Ergebnisse dar. Unterstützung im Rahmen des Vorhabens erhalten jeweils drei ukrainische Experten Unterstützung in Form von Reisekostenerstattung.

Während des 18. AER-Symposiums wurden die Möglichkeiten für das im Vorhaben geplante Benchmark diskutiert. Für das 19. AER-Symposium vom 21. - 25.09.2009 in Varna (Bulgarien) wurden zwei Beiträge vorbereitet und dort präsentiert /KUC 09, LOT 09/. Weitere Informationen zu inhaltlichen Schwerpunkten und aktuellen Entwicklungen auf dem Gebiet der Reaktorphysik für WWER-Reaktoren können dem Reisebericht /KHA 09/ entnommen werden. Dieser Bericht wurde von Fachleuten des SSTC NRS (Ukraine) erstellt, die im Rahmen des Vorhabens am Symposium teilgenommen haben.

Prüfung Nachweise für den Einsatz von Brennelementen des Typs TVS-W der Firma Westinghouse im KKW Südukraine

Mit Schreiben vom 17.02.2009 hatte sich die Vorsitzende der ukrainischen nuklearen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde SNRCU an die GRS und die TÜV SÜD Industrie Service GmbH mit der Bitte gewandt, im Rahmen des Programms der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit zwischen der SNRCU/SSTC NRS der Ukraine und dem BMU/GRS Unterstützung bei der Begutachtung des Einsatzes neuer Brennelemente der amerikanischen Fa. Westinghouse im KKW Südukraine in Form von Konsultationen und Empfehlungen zu leisten.

Im Rahmen eines Vorhabens zur Diversifizierung der Kernbrennstofflieferung in der Ukraine war im Jahr 2009 im KKW Südukraine, Block 3, eine Nachladung mit 42 Brennelementen (BE) der Firma Westinghouse geplant. Im Ergebnis wird der Kern anschließend aus drei verschiedenen BE-Typen (TVS-W der Firma Westinghouse, TVSM und TVSA aus russischer BE-Herstellung) zusammengesetzt sein, die unterschiedliche nukleare und thermohydraulische Parameter aufweisen. Demzufolge stand die ukrainische Behörde vor der Herausforderung, dass bei der Begutachtung der vorgelegten Unterlagen zum Nachweis der Sicherheit einer solchen Kernbeladung für jeden dieser BE-Typen der Mischbeladung die Einhaltung der sicherheitstechnischen Anforderungen zu bewerten ist.

Unter Berücksichtigung der Erfahrung der TÜV-Sachverständigen bei der Bewertung der nuklearen Sicherheit und der Begutachtung der Nachweisunterlagen für die Einführung von BE der Firma Westinghouse in Deutschland wurde mit Zustimmung des BMU der bestehende Unterauftrag der TÜV SÜD Industrie Service GmbH um diese Aufgabe erweitert. Die Unterstützung für das SSTC NRS bei der Bewertung des Einsatzes von Westinghouse-BE im KKW Südukraine erfolgte im Rahmen des Vorhabens in begrenztem Umfang in Form von Konsultationen zu den Vorgehensweisen des TÜV. Analysen, Berechnungen etc. wurden von den ukrainischen Experten selbst realisiert. Experten des TÜV und des FZD unterstützen diese Arbeiten im u. a. Umfang und Inhalt sowie durch eine abschließende Review des Gutachtens zu den BE vom Typ TVS-W der Firma Westinghouse.

Unter Berücksichtigung der Termine für die ukrainischen Gutachten wurden folgende Teilaufgaben definiert:

1. Prüfung der Vollständigkeit der vorgelegten Nachweisunterlagen zu den Analysebereichen Reaktorphysik, Thermohydraulik und thermomechanische Auslegung von Kernbauteilen durch den TÜV SÜD gemeinsam mit SSTC NRS,
2. Unterstützung der ukrainischen Experten bei der Begutachtung und Bewertung in den Analysebereichen (TÜV SÜD IS-ET, SSTC),
3. Unterstützung der Experten des SSTC bei der Vorbereitung und Durchführung von Kontrollrechnungen (TÜV SÜD IS-ET, SSTC, FZD),
4. Review des Gutachtens, der Zusammenstellung der Prüfergebnisse, Schlussfolgerungen, ev. zusätzlicher Bedingungen und Forderungen (TÜV SÜD IS-ET, SSTC).

Die Arbeiten zur Prüfung der Vollständigkeit der vorgelegten Nachweise für den Einsatz von Brennelementen des Typs TVS-W der Firma Westinghouse im KKW Südukraine wurden bei der TÜV SÜD Industrie Service GmbH auf der Basis der fachlichen Anforderungen des TÜV SÜD zur Begutachtung eines neuen Brennelementtyps durchgeführt. Die für den Sicherheitsnachweis des Einsatzes der amerikanischen Brennelemente übergebenen Unterlagen wurden von Experten des TÜV Süd durchgesehen und kommentiert. Die Zwischenergebnisse wurden an SSTC NRS übergeben und während eines Arbeitstreffens vom 03. - 06.11.2009 in Kiew mit den ukrainischen Experten besprochen /PRO 15/. Dabei wurden offene Fragen zu den Unterlagen des Antragstellers und zum Brennelement TVS-W geklärt.

Schwerpunkte eines weiteren Arbeitstreffens vom 07. - 11.12.2009 in München waren die Vollständigkeit der Nachweisunterlagen und die Diskussion des Entwurfs des Gutachtens des SSTC NRS. Ein weiteres Arbeitstreffen mit zwei Experten von SSTC NRS wurde vom 02.-09.12.2009 im Forschungszentrum Dresden-Rossendorf mit dem Schwerpunkt der Validierung und Überprüfung der SSTC-Kontrollrechnungen durchgeführt. Darüber hinaus wurden Verbesserungen im Rechenprogramm DYN3D besprochen und teilweise realisiert /FZD 09/.

Die Arbeiten wurden auf deutscher Seite im 1. Quartal 2010 von Experten des TÜV SÜD Industrie Service GmbH mit der Fertigstellung von zwei Ergebnisberichten zur „Prüfung der Vollständigkeit der zur Begutachtung vorgelegten Informationen: ...“: und zur „Durchsicht des Gutachtensentwurfs zur Expertise von Brennelementen TVS-W der Firma Westinghouse“ abgeschlossen (/TÜV 10a/, /TÜV 10b/). Die fertig gestellten Berichte wurden während eines Arbeitstreffens von Experten des TÜV SÜD und des SSTC NRS in Kiew vom 12. – 16.04.2010 übergeben und erläutert.

Bezüglich der Vollständigkeit der zur Begutachtung vorgelegten Informationen musste festgestellt werden, dass die vorgelegten Informationen und Nachweise der Firma Westinghouse für eine sicherheitstechnische Bewertung des Einsatzes von Brennelementen „TVS-W“ nicht ausreichend sind. Für eine positive Begutachtung ist die Vorlage wesentlich ausführlicherer und überarbeiteter Unterlagen zu folgenden Punkten erforderlich:

- ausführliche Beschreibungen der Modelle und Programme, die für die Nachweissführung zum Einsatz kommen,
- ausführliche Nachweise zur Validierung und Verifikation und somit für die Eignung der Modelle und Rechenprogramme an Hand von Experimenten und Betriebsdaten für WWER-1000,
- Vorlage von Nachweisen für die Einhaltung von sicherheitstechnischen Auslegungskriterien und Anforderungen, deren Fehlen festgestellt wurde,
- Informationen zum Erfahrungsstand aus dem Einsatz von TVS-W der Firma Westinghouse in WWER-1000,
- Nachweis der Kompatibilität der Brennelemente TVS-W zu anderen Kernbauteilen und schon eingesetzten Brennelementen.

Die Durchsicht des vom SSTC erstellten Gutachtens durch die Sachverständigen des TÜV SÜD auf der Grundlage des deutschen Regelwerks (z. B. KTA) bestätigt die Schlussfolgerungen und Ergebnisse der ukrainischen Experten. Die Vervollständigung der Nachweisunterlagen ist erforderlich, um die Einhaltung aller sicherheitstechnischen Anforderungen des Regelwerks nachweisen.

Die Beteiligung deutscher Experten an diesen Arbeiten hat den ukrainischen Experten die Möglichkeit gegeben, die Erfahrungen des TÜV SÜD aus dem Genehmigungsverfahren für den Einsatz von Brennstoff der Firma Westinghouse in Kernkraftwerken Deutschlands zu nutzen. Damit wurde ein wichtiger Beitrag für eine hohe Qualität der sicherheitstechnischen Analysen von Mischbeladungen in Reaktoren des Typs WWER-1000 geleistet. Dabei konnten die ukrainischen Experten Erfahrungen gewinnen, die für die Durchführung von solchen Arbeiten in der Zukunft notwendig sind.

Auf dem Arbeitstreffen im April in Kiew und während eines weiteren Treffens in München vom 28.06. - 03.07.2010 wurden die von ukrainischer Seite bereitgestellten Daten zum geplanten Benchmark für Zyklus-Abbrandrechnungen für 3 – 5 aufeinanderfolgende Brennstoffzyklen in einem WWER-1000-Reaktor analysiert und aufbereitet. Dazu wurden die Daten und die Ergebnisse von bereits durchgeführten Rechnungen für den ersten und zweiten Zyklus analysiert sowie die erforderlichen Daten für die Zyklen 3 und 4 geprüft und zusammengestellt. Darüber hinaus wurde die Spezifikation des Benchmarks diskutiert. Dabei wurden zwei Teilaufgaben definiert (Task 1 – Brennelement-Daten: Multiplikationsfaktoren, Nuklidkonzentrationen vs. Abbrand, Task 2 – Abbrandrechnungen 1. – 4. Zyklus, Borkonzentration, 2D Leistungsdichte- und Abbrandverteilungen, 3D-Verteilungen für ausgewählte Brennelemente).

Von der GRS wurden während eines Arbeitsaufenthaltes im September 2010 gemeinsam mit einem Experten vom Kurtschatow-Institut zwei Konferenzbeiträge zu ausgewählten Ergebnissen der Validierung des gekoppelten Rechenprogramms ATHLET/BIPR-WWER für das 20. AER-Symposium zur WWER-Reaktorphysik und Reaktorsicherheit in Finnland vom 20. - 24.09.2010 erstellt und während des Symposiums vorgetragen (/NIK 10a, NIK 10b/). Von den drei ukrainischen Teilnehmern wurden zwei Vorträge präsentiert (/OVD 10a/, /OVD 10b/) und gemeinsam mit dem TÜV ein weiterer Konferenzbeitrag zur Spezifikation der Aufgaben für den im Vorhaben vorbereiteten WWER-Abbrand-Benchmark erarbeitet (/LOT 10/). Darüber hinaus wurden während des Symposiums die bis zum Abschluss des Vorhabens durchzuführenden Arbeiten diskutiert und die Aufgabenstellung für den zusätzlichen Arbeitspunkt „Moder-

nisierung der Kopplung ATHLET-DYN3D“ präzisiert. Ausführlichere Informationen zu den wichtigsten Inhalten und Trends der Beiträge auf dem 20. AER-Symposium wurden von den ukrainischen Experten in einem Reisebericht /SSTC 10/ zusammengefasst.

Neben den oben beschriebenen Arbeiten zur Vorbereitung und Teilnahme am AER-Symposium wurden auch die gemeinsamen Arbeiten von FZD und SSTC NRS zur Modernisierung des Programms DYN3D fortgeführt. In diesem Zusammenhang wurde vom 09. - 13.08.2010 ein Arbeitstreffen mit zwei ukrainischen Experten im FZD durchgeführt. Während dieses Treffens wurden die Arbeiten zur Implementierung der brennstabweisen Berechnung von Leistungs- und Abbrandverteilungen fortgesetzt sowie Methoden/Algorithmen zur Berücksichtigung von Historie-Effekten (Veränderung der Gaszusammensetzung in den Brennstäben) bei Kernabbrandrechnungen implementiert und getestet. Die Ergebnisse wurden in einem Kurzbericht festgehalten /FZD 10a/.

Ebenfalls weitergeführt wurden die Abbrandrechnungen zu den Zyklen 1 - 4 des KKW Khmelnitsky, Block 2. Die 3D-Rechnungen wurden mit dem nodalen Programm TRAPEZ auf Basis eines 2-Gruppensatzes sowie mit dem finite Differenzen Programm FLEX (FD) auf Basis eines weiteren 2-Gruppensatzes durchgeführt. Die Ergebnisse wurden analysiert und, soweit möglich, mit Messwerten verglichen und in einem Bericht dokumentiert /BLA 10/.

Die Auswertung der Daten für das Benchmark wird fortgesetzt. Die aktualisierte Auswertung der berechneten Borkonzentrationen für den ersten Zyklus des WWER-1000 Benchmarks zeigt eine zufriedenstellende Übereinstimmung mit den Messwerten sowie den statistischen Mittelwerten. Maximale Abweichungen liegen im Bereich von $\pm 10\%$. Dies ist für die relative heterogene Kernkonfiguration sowie die häufigen Leistungsänderungen infolge von IBS-Experimenten sowie Prüfungen ein akzeptabler Wert. In den Folgezyklen verringern sich diese bis unter 5 %.

Im 2. Halbjahr 2010 konnte mit der Modernisierung der Kopplung des 3D-Reaktor-kinetikprogramms DYN3D mit dem Anlagendynamik-Code ATHLET eine zusätzliche Aufgabe in das Arbeitsprogramm des Vorhabens aufgenommen werden. Diese Kopplung war ursprünglich vom Forschungszentrum Dresden-Rossendorf (FZD) entwickelt und getestet worden. Sie ist als interne oder externe Kopplung verfügbar. Seit dieser Zeit sind neue Datenbibliotheken entwickelt und das Programm DYN3D selbst ist um Optionen und Features erweitert worden. Dasselbe trifft auf die neueren Versionen des

Programms ATHLET zu. Deshalb war eine Modernisierung und Anpassung dieser Programmkopplung notwendig geworden. Die vereinbarten Arbeiten wurden vom FZD im Dezember 2010 abgeschlossen.

Die Ergebnisse wurden auf einer CD übergeben. Diese CD enthält neben dem Ergebnisbericht /FZD 10b/ die Eingabedatenbeschreibung für die Kopplung, vier Eingabedatensätze für Beispielrechnungen sowie den ausführbaren Programmcode (executable).

Zusammenfassung

Ziel des Vorhabens war die Erarbeitung von Ergebnissen sowie eines Benchmarks, die eine reproduzierbare und systematische Einschätzung der erzielbaren Rechengenauigkeit von sicherheitstechnisch bedeutsamen Reaktorparametern und Charakteristiken von WWER-1000 Reaktorkernen mit U-Gd-BE erlauben.

Da nicht alle wichtigen Reaktorkernparameter standardmäßig durch Messungen in einer konkreten Anlage ermittelt werden, wird in solchen Fällen eine rechnerische Nachweisführung der Einhaltung von definierten Grenzwerten als akzeptabel angesehen. Z. B. ist die messtechnische Ermittlung von Reaktivitätskoeffizienten eine sehr aufwendige Prozedur, die nur als Sondermessprogramme in speziellen Fällen zur Anwendung kommt. Voraussetzung dafür ist allerdings die Validierung und Verifizierung der dabei zum Einsatz kommenden Daten und Programme.

Die Code- und Datenvalidierung und -verifizierung umfassen den Nachweis, dass

- sicherheitstechnisch wichtige Reaktorparameter richtig berechnet werden,
- die ermittelten rechnerischen Reaktorparameter mit einem abschätzbaren Fehler behaftet sind,
- im Vergleich mit gemessenen Werten den akzeptablen Fehlerbereich nicht überschreiten,
- im Vergleich mit Werte, die von validierten und verifizierten Reaktorcodes berechnet wurden, den akzeptablen Fehlerbereich nicht überschreiten, wenn keine gemessenen Werte zur Verfügung stehen,
- Durchführung der Daten- und Codevalidierung und -verifikation mit einer systematischen, reproduzierbaren Aufgabenstellung in Form eines Benchmarks,

die das gesamte Paket der BE-Datenbereitstellung und der Reaktorkernberechnung erfasst.

So wurden im Verlaufe der Realisierung des Vorhabens sowohl Rechenergebnisse, die mit unterschiedlichen Programmen ermittelt wurden, als auch in ukrainischen Anlagen mit Reaktoren vom Typ WWER-1000 gemessen sicherheitstechnisch wichtigen reaktorphysikalischen Kernparametern verglichen.

Zusammenfassend kann erklärt werden, dass die Arbeiten im Rahmen des Vorhabens zu einer weiteren Verbesserung von reaktorphysikalischen Berechnungen für sicherheitstechnische Einschätzungen insbesondere bei Einsatz neuer BE-Typen und neuer Kernbeladungen geführt haben.

Der im Rahmen des Vorhabens stattgefundenene Methodentransfer bzw. Erfahrungsaustausch bei der Vorgehensweise für die sicherheitstechnische Bewertung der nuklearen Auslegung von BE und Reaktorkernen für WWER-1000 Anlagen erhöht die Vergleichbarkeit sowie die Verlässlichkeit der Bewertungsergebnisse. Durch die gestärkte Kompetenz in der Anwendung des zur Verfügung gestellten Instrumentariums sowie der Einschätzung der erzielten Ergebnisse wird eine Erhöhung der nuklearen Sicherheit auch bei neuen, zu bewertenden Entwicklungen erreicht. Dies trägt auch zur Stärkung der Rolle und der Kompetenz des SSTC NRS und der ukrainischen Behörde SSNRCU in ukrainischen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für kerntechnische Anlagen bei. Damit wird letztendlich ein Beitrag zur Erhöhung der Sicherheit von kerntechnischen Anlagen in der Ukraine geleistet.

10 Sicherheitstechnische Untersuchungen für das KKW Metsamor (W-270) (AP 9)

10.1 Zielstellung

Die Arbeiten der GRS in diesem Arbeitspaket sind auf die Erhaltung und die Vertiefung des Know-hows auf dem Gebiet der Sicherheit der WWER-440-Kernkraftwerke der ersten Generation ausgerichtet. Durch die Beteiligung an den Sicherheitsanalysen für Ereignisse mit schweren Kernschäden für das armenische Kernkraftwerk Metsamor-2 (WWER-440/W-270) in Zusammenarbeit mit armenischen und amerikanischen Fachleuten besteht die Möglichkeit, detaillierte Informationen und praktische Erfahrungen zum Status der Sicherheitsnachweise für diese Anlage zu gewinnen. Diese Arbeiten stellen eine gute Gelegenheit dar, deterministisches und probabilistisches Know-how zu erhalten bzw. weiterzuentwickeln, was auch für die deutsche Reaktorsicherheit von Interesse ist.

In den vergangenen Jahren hat die GRS sehr erfolgreich in verschiedenen BMU-Vorhaben gemeinsam mit amerikanischen und ukrainischen Fachleuten (Betreiber, PSA-Entwickler, ukrainisches Peer Review Team, Behörde) Peer Reviews zu in amerikanisch-ukrainischer Zusammenarbeit entwickelten probabilistischen Sicherheitsanalysen für ukrainische Kernkraftwerke durchgeführt. Für drei Anlagen (Südukraine-1, Saporoshje-5 und Rowno-1) wurde ein Peer Review für die PSA Level 1 durchgeführt, wobei alle erforderlichen Arbeitsschritte einer detaillierten Prüfung für ein auslösendes Ereignis (SBLOCA) unterzogen und Empfehlungen für die Qualitätsverbesserung der PSA erarbeitet wurden.

Im Vorhaben SR 2511 wurde der Review der Level-2-PSA für die Anlage Südukraine-1 abgeschlossen. Die Zusammenarbeit in diesem dreiseitigen Projekt wird von den amerikanischen Verantwortlichen als sehr effektiv gelobt.

In Fortsetzung dieser erfolgreichen trilateralen Zusammenarbeit hat die armenische Behörde die Mitarbeit der GRS an der Sicherheitsanalyse für postulierte Ereignisse mit schweren Kernschäden im das KKW Metsamor-2 angefragt. Dabei wird sich die GRS auf die Review-Tätigkeit konzentrieren, darüber hinaus werden von den Partnern auch einzelne Pilotanalysen zu ausgewählten Fragestellungen gewünscht.

Zur Durchführung des Peer Review werden von der GRS voraussichtlich folgende Arbeiten durchgeführt:

- Review der PSA-Level-1-Ergebnisse;
- Review des Auswahlverfahrens für die zu untersuchenden Ereignisabläufe (leading sequences);
- Einbringen der eigenen vorliegenden Erfahrung zur Anpassung der schweren Störfallphänomene an die spezifischen KKW-Gegebenheiten;
- Beteiligung am Review des Abschlussberichtes, insbesondere bezüglich der Schlussfolgerungen und Empfehlungen.

Die geplanten Arbeiten der GRS zum Peer Review mussten mit dem Arbeitsprogramm zur Durchführung der Sicherheitsanalysen für Ereignisse mit schweren Kernschäden koordiniert werden. Nach den Informationen zu Vorhabensbeginn sollten diese Arbeiten Anfang 2008 beginnen. Tatsächlich traten jedoch erhebliche Verzögerungen in den vom US-DOE finanzierten Sicherheitsanalysen auf, so dass erste Ergebnisse erst mit mehr als einem Jahr Verzögerung vorlagen.

Neben den Arbeiten zum Peer Review der Ereignisanalysen für Unfälle mit Kernschmelzen sollten auch weitere Unterlagen zur Sicherheit des KKW Metsamor-2 analysiert (z. B. Sicherheitsbericht, PSA-1) werden.

Im Ergebnis der dreiseitigen Arbeiten wurden folgende Ergebnisse erwartet:

- Erhalt und Erweiterung des baulinienspezifischen Know-hows der GRS zu Fragestellungen zur Sicherheit von WWER-440/W-230,
- Erweiterung der Wissensbasis zur Anlagentechnik und Störfällen in WWER-440/W-230 durch den Peer Review der PSA Level-2 und weiterer Unterlagen zur Sicherheit des KKW Metsamor,
- Unterstützung der armenischen Behörde beim Aufbau einer eigenen Wissensbasis zur nuklearen Sicherheit,
- Belastbare Ergebnisse von Analysen für Kernschmelzunfälle im KKW Metsamor-2,
- Erfahrungsrückfluss zur Weiterentwicklung der Level 1 PSA für das KKW Metsamor-2,

- Erfahrung in der Anwendung von Programmen für schwere Störfälle, in der Bewertung von schweren Störfallphänomenen, Einschätzung von möglichen „Accident Management“-Strategien;
- Entwicklung eines Rahmens für „Accident Management“-Richtlinien.

Die Ergebnisse des Peer Review der Analysen für Ereignisse mit schweren Kernschäden sollten in einem GRS-A-Bericht zusammengefasst werden. Die Ergebnisse der von der GRS durchgeführten Pilotanalysen und die Ergebnisse der durchgeführten dreiseitigen Workshops werden dokumentiert. Die Ergebnisse der Analyse von weiteren Unterlagen zur Sicherheit des KKW Metsamor-2 werden in geeigneter Form (z. B. Handbuchbeitrag) festgehalten.

10.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

Die in diesem Arbeitspaket geplanten Arbeiten bauen auf den Vorleistungen bzw. parallelen Arbeiten in einem vom US DOE finanzierten Vorhaben zur Durchführung von Sicherheitsanalysen für das armenische KKW Metsamor mit Beteiligung amerikanischer, armenischer und ukrainischer Fachleute auf. Entgegen den ursprünglichen Planungen wurden diese Arbeiten im Jahr 2008 nicht ausreichend finanziert, so dass auch die GRS-Arbeiten nicht begonnen werden konnten. Die amerikanisch-armenisch-ukrainischen Arbeiten wurden Anfang 2009 mit einem reduzierten Arbeitsprogramm gestartet. Dieser Situation war bereits in der Vorhabensplanung Rechnung getragen worden, indem der Umfang der GRS-Leistungen auf der Grundlage des mit den ausländischen Partnern abgesprochenen reduzierten Arbeitsplans bis Ende 2010 mit dem Änderungsdienst Revision 3 reduziert wurde.

Nach Beginn des US-amerikanischen Projektes wurde im Februar 2009 ein erstes Arbeitstreffen mit Fachleuten aus allen vier beteiligten Ländern in Berlin organisiert und durchgeführt. An dem Treffen nahmen neben GRS-Mitarbeitern Vertreter der wichtigsten am Projekt beteiligten Organisationen teil: ANL (USA), KKW Armenien, ARMATOM, ANRA und NRSC (Armenien) sowie ET&D (Ukraine). Das wichtigste Ziel des Meetings für die GRS war es, Informationen über die geplanten Arbeiten zu erhalten um die eigenen Aufgaben im Rahmen des Projektes möglichst genau definieren zu können.

Der Projektleiter von ANL informierte einleitend über das „Armenia Unit 2 Safety Analysis Capability Project: Summary, future plans and priorities“. Dabei informierte er auch darüber, dass die Erstellung einer PSA, Level 2, entgegen den ursprünglichen Planungen kein Bestandteil des Projektes ist. In weiteren Präsentationen wurde von Vertretern der beteiligten Organisationen der Status der Arbeiten zu den Arbeitsgebieten

- Entwicklung eines MELCOR-Datensatzes für das KKW Metsamor-2
- Erarbeitung eines Upgrades der PSA, Level 1, für das KKW Metsamor-2
- Erstellung des Sicherheitsberichtes für das KKW Metsamor-2

dargestellt. Ausgehend von den Präsentationen und Diskussionen zum erreichten Arbeitstand auf den genannten Gebieten wurden der Inhalt und zeitliche Ablauf der weiteren Arbeitsschritte diskutiert. Von der GRS wurde dazu ein Vortrag zu erforderlichen Informationen und Arbeitsschritten für das PSA, Level-1/Level-2-Interface vorbereitet und zur Diskussion gestellt.

Im Ergebnis des Arbeitstreffens wurden folgende Vereinbarungen hinsichtlich der weiteren Zusammenarbeit getroffen:

1. Fachliche Unterstützung der Entwicklung eines MELCOR-Modells für das KKW Metsamor-2

Armatom und Fachleute des KKW werden mit technischer Unterstützung durch ET&D ein MELCOR-Modell zur Durchführung von Störfallanalysen für das KKW entwickeln (Fertigstellungstermin: September 2009). Die GRS wird dieses Modell fachlich überprüfen und Verbesserungen/Modifikationen vorschlagen. Dazu wird die GRS im Herbst 2009 ein weiteres Arbeitstreffen organisieren. Die Fachleute der GRS stehen auch für die fachliche Beratung des Entwicklerteams während der Modellerstellung und als Konsultanten für ANRA/NRSC beim Review des endgültigen Modells zur Verfügung.

2. Fachliche Unterstützung der Arbeiten zum Upgrade der PSA, Level-1

Die GRS bietet fachliche Konsultationen und einen parallelen Review im Upgrading-Prozess der PSA, Level 1, sowie Unterstützung bei der Erstellung des Level-1/Level-2-Interfaces an. Einige spezifische Gebiete des armenischen Interesses sind: Human Reliability Analysis (HRA), Zuverlässigkeitsdatenbasis und Analyse der digitalen Leit-

technik. Die GRS wird im Herbst 2009 einen Workshop zur Anwendung der HRA-Methoden für eine spezifische Ereignissequenz für armenische Fachleute durchführen. Der Termin für die Fertigstellung des PSA-Upgrades ist das Frühjahr 2010.

3. Unterstützung von ANRA beim Review des Sicherheitsberichts für das KKW Metsamor-2

Die GRS ist bereit, ANRA wie gewünscht beim Review des Sicherheitsberichts zu unterstützen. ANL und GRS sind bereit, Möglichkeiten für eine ggf. zukünftig erforderliche Unterstützung bei der Lösung offener Punkte im Sicherheitsbericht, die sehr komplex sind und detaillierte Analysen erfordern, sorgfältig zu prüfen.

Während des Meetings wurden der GRS von der ANL-Projektleitung technische Unterlagen zur PSA, Level-1, für das KKW Metsamor-2 (Stand: Anfang 2007) und zum aktuellen Stand des Sicherheitsberichts für die Anlage in russischer Sprache sowie der Entwurf eines Berichts über die Ergebnisse der IPSART-Mission zur PSA, Level 1, vom November 2007 übergeben. Die Ergebnisse des Meetings wurden in einem Protokoll festgehalten /PRO 16/.

Ausgehend von den Vereinbarungen des Februar-Meetings hat die GRS vom 07. - 11.09.2009 in der GRS Garching einen HRA-Workshop unter Teilnahme von zwei Fachleuten des armenischen KKW Metsamor und der ukrainischen Beraterfirma ET & D durchgeführt. Der zu diesem Thema durchgeführte Erfahrungsaustausch sollte einen Beitrag zur Qualität der Bewertung der Personalhandlungen als einem wichtigen Bestandteil der PSA für das KKW Metsamor leisten. Mit diesem Ziel wurden die folgenden Themen diskutiert:

- methodische Grundlagen, „good practice“ auf dem Gebiet von HRA (GRS-Präsentation);
- in der PSA für das KKW Metsamor verwendete Methoden zur Bewertung der Personalhandlungen (Präsentation durch die armenischen Fachleute);
- Diskussionsbeispiele von Bewertungsbeispielen aus der PSA für das KKW Metsamor.

Am Ende des Workshops wurde von den Teilnehmern übereinstimmend festgestellt, dass der durchgeführte Erfahrungsaustausch von großem Nutzen war. Insbesondere die Diskussion über Umfang, Grenzen und praktische Anwendung der beiden HRA-

Methoden HCR und THERP war sehr hilfreich und könnte in der Folge zu Verbesserungen bei der Bewertung der Personalhandlungen in der PSA für das KKW Metsamor genutzt werden. Die Ergebnisse des Workshops wurden in /PRW 09/ dokumentiert.

Obwohl die meiste Zeit während des Workshops für die Diskussion konkreter Beispiele verwendet wurde, konnte lediglich ein Teil der in der PSA berücksichtigten Personalhandlungen betrachtet werden. Die Workshop-Teilnehmer schlagen deshalb die Fortsetzung des Expertenaustauschs zu den HRA-Methoden vor.

Im September 2009 hat die armenischen Behörde ANRA den Sicherheitsbericht für Block 2 des KKW Armenien in russischer Sprache an die GRS übergeben /ARM 08/. Der komplette Bericht wurde von einem GRS-Experten durchgesehen. Im Ergebnis wurde eine Arbeitsunterlage (ebenfalls in Russisch) mit Anmerkungen und Fragen erstellt und der Behörde anlässlich des Arbeitstreffens im November 2009 in Köln zur Beantwortung übergeben /BNS 09/.

Darüber hinaus wurde vom 24.11. – 01.12.2009 in der GRS Köln ein weiteres multilaterales Arbeitstreffen zu den vereinbarten Themen der Sicherheitsanalysen für das KKW Metsamor unter Teilnahme von Fachleuten des KKW, der armenischen Behörde, ihrer TSO sowie ukrainischer, amerikanischer und GRS-Experten vorbereitet und durchgeführt /PRO 17/. Entgegen der im Februar 2009 bekanntgegebenen Terminplanung zur Erstellung des MELCOR-Datensatzes waren diese Arbeiten in der Zwischenzeit nur wenig fortgeschritten. Deshalb wurde die zur Verfügung stehende Zeit auf Wunsch der Partner schwerpunktmäßig für unterstützende Arbeiten der GRS für die armenischen und ukrainischen Experten bei der Erstellung eines MELCOR-Datensatzes für das KKW Armenien-2 genutzt. Als neuer Fertigstellungstermin für den Datensatz wurde Februar 2010 vereinbart mit der Durchführung des Reviews des kompletten Datensatzes durch die GRS im März 2010.

Die beiden letzten Tage des Arbeitstreffens wurden zur Durchführung von Fachgesprächen zu den beiden anderen Themen der Zusammenarbeit sowie zur Absprache der weiteren Aktivitäten im Jahr 2010 genutzt. Dabei wurden die Fortschritte bei der Human Reliability Analysis (HRA) sowie der Status der Erarbeitung und die Arbeiten zum Review des Sicherheitsberichts thematisiert. Beim letzteren Thema wurde deutlich, dass es sich bei der im Dezember 2008 an die Behörde übergebenen Version des Sicherheitsberichts noch nicht um die abschließende Version gehandelt hat. Während die Kapitel 1 bis 4 als Revision 2 vorliegen, wurden die Kapitel 5 und 6 als Revision 1

übergeben und sind vom Kraftwerk noch zu überarbeiten. Die Behörde wird den Sicherheitsbericht erst nach Vorliegen der kompletten Revision 2 bearbeiten. Das ist für die weiteren Arbeiten der GRS insofern von Bedeutung, als das die überarbeiteten Kapitel 5 und 6 nochmals zu überprüfen sind.

Das nächste Arbeitstreffen fand vom 26. - 30.04.2010 unter Teilnahme von Fachleuten von ANL (USA), NRSC, KKW Metsamor, Armatom (Armenien), ET&D (Ukraine) und der GRS in Berlin organisiert und durchgeführt /PRO 18/.

Ein inhaltlicher Schwerpunkt war die Entwicklung eines MELCOR-Datensatzes für die Anlage. Ziel der durchgeführten Arbeiten war die Bewertung des erreichten Status des Eingabedatensatzes mit allen erforderlichen Komponenten, die Durchführung von Testrechnungen, die Identifikation offener Fragen und die Festlegung der weiteren Arbeitsschritte zur Fertigstellung des Datensatzes. Dazu war der vorab übergebene Datensatz von GRS-Fachleuten überprüft worden. Die wichtigsten Ergebnisse dieser Überprüfung wurden zu Beginn des Arbeitstreffens vorgestellt /SOM 10/ und bildeten die Grundlage für die weiteren Arbeiten am Datensatz während des Arbeitstreffens. Insgesamt musste festgestellt werden, dass die Arbeiten zur Erstellung des MELCOR-Datensatzes nicht in dem auf den vergangenen Treffen vereinbarten Umfang realisiert worden waren. Die identifizierten offenen Fragen und die erforderlichen weiteren Arbeitsschritte zur Fertigstellung des MELCOR-Datensatzes wurden im Protokoll des Treffens festgehalten bzw. vereinbart /PRO 18/.

Ein weiterer inhaltlicher Schwerpunkt war die weitere Zusammenarbeit mit der armenischen Behörde und ihrem TSO zum Review des Sicherheitsberichts für Block 2 des KKW Armenien. Die im Dezember 2009 übergebene Arbeitsunterlage der GRS mit Anmerkungen und Fragen zum Sicherheitsbericht wurde bisher von armenischer Seite nicht beantwortet. Der anwesende Vertreter der TSO der armenischen Behörde erklärte, dass die Antwort bis Juni 2010 nachgereicht würde und bestätigte nochmals das Interesse an der Zusammenarbeit mit der GRS. Zudem wurde eine überarbeitete Version des Kapitels 6 des Sicherheitsberichts an die GRS übergeben /ARM 10/.

Die überarbeitete Version des Kapitels 6 des Sicherheitsberichts wurde von der GRS ausgewertet, die Kommentare wurden in einer Arbeitsunterlage /BNS 10/ zusammengefasst und an die armenische Seite übergeben.

Vom 12. - 15. Oktober 2010 besuchte zwei GRS-Experten das Kernkraftwerk in Armenien um einen Folgeworkshop zur Verbesserung der Analyse der Personalzuverlässigkeit in der Probabilistischen Sicherheitsanalyse für dieses Kernkraftwerk mit armenischen und ukrainischen Fachleuten durchzuführen. Die Ergebnisse dieser Veranstaltung wurden in einem Kurzbericht dokumentiert /PRW 10/.

Das abschließende multilaterale Arbeitstreffen zu den Sicherheitsanalysen für das KKW Armenien fand vom 22.-26. November 2010 wiederum in der GRS Berlin statt. Die Ergebnisse des Treffens wurden in einem ausführlichen Protokoll festgehalten /PRO 19/. Ebenfalls im November 2010 fand in Berlin ein Gedankenaustausch mit zwei Mitarbeitern NRSC (TSO der armenischen Behörde) zur Bewertung des Sicherheitsberichts für die Anlage Metsamor-2 statt.

Die Zusammenarbeit mit der armenischen Behörde und ihrer TSO wurde in russischer Sprache durchgeführt. Die Ergebnisse der Arbeiten wurden deshalb nach Abschluss der Arbeiten in einem zusammenfassenden Bericht in deutscher Sprache bereitgestellt /BNS 11/.

11 Störfallanalysen für WWER-440 (AP 10)

11.1 Zielstellung

Analyse von Störfallprozeduren mit dem Analysesimulator für WWER-440/W-213

In einem Vorläufervorhaben (SR 2512) wurden von Experten der TSO der russischen Behörde (SEC NRS) Störfallanalysen für Lecks vom Primär- in den Sekundärkreislauf des KKW Kola-3/4 (WWER-440/W-213) unter Nutzung des Rechenprogramms ATHLET durchgeführt.

In Weiterführung dieser Analysen sollten in diesem Arbeitspunkt unabhängige Überprüfungsrechnungen zu den Prozeduren für auslegungsüberschreitende Ereignisse (in Russisch: RUSA – Leitfaden zur Steuerung auslegungsüberschreitender Störfälle) in diesen beiden Anlagen durchgeführt werden.

Die Analysen sollten unter Nutzung des im Tacis-Vorhaben RF/TS/46 in Zusammenarbeit von SEC NRS und der GRS entwickelten Analysesimulators für die Anlagen des KKW Kola-3/4 durchgeführt werden. Neben den Ergebnissen der Analysen bezüglich der Wirksamkeit der Prozeduren sind die praktischen Erfahrungen beim Einsatz des Analysesimulators und der damit verbundenen Erfahrungsrückfluss für die GRS von Bedeutung.

Folgende Arbeitsschritte waren geplant:

- Analyse des Komplexes der Prozeduren (RUSA) für die Anlagen Kola-3/4 (WWER-440/W-213) und Erarbeitung einer Liste mit Szenarien für die Durchführung der Störfallrechnungen,
- Durchführung der Rechnungen und Analyse der Ergebnisse (in zwei Etappen),
- Erstellung eines Berichts zur Dokumentation der Arbeitsergebnisse.

Die beschriebenen Arbeiten sollten zu einem wesentlichen Teil von russischen Fachleuten von SEC NRS realisiert werden, dazu war die Vergabe eines Unterauftrags an SEC NRS vorgesehen.

Modelladaption und Pilotanalysen zu Containmentparametern in Anlagen mit WWER-440

In KKW mit WWER-440 sind zur Druckbegrenzung bei Kühlmittelverluststörfällen im Containment bzw. Confinement spezielle Systeme installiert. Alle russischen Anlagen der älteren Generation WWER-440/W-230 sind mit Wirbelstromkondensatoren (Jet Vortex Condenser, JVC) nachgerüstet worden. Im KKW Metsamor-2 in Armenien wurden Vorbereitungen zum Einbau eines JVC getroffen. Die neueren Anlagen (WWER-440/W-213) verfügen über einen Nasskondensator (Bubble Condenser, BC), der im Vergleich zum W-230 das umbaute Volumen des Containments um mehr als 30.000 m³ vergrößert.

Im Rahmen der Vorläufervorhaben SR 2442 und SR 2512 wurden zum Nachweis der Funktionsfähigkeit des JVC Arbeiten zur Anpassung und zum Einbau eines russischen Modells in den COCOSYS-Code durchgeführt. Des Weiteren erfolgten Nachrechnungen der in Russland durchgeführten Experimente und Pilotrechnungen zu Leckstörfällen für das KKW Kola-1/2. Diese Arbeiten waren ausschließlich auf die thermohydraulischen Prozesse bei Kühlmittelverluststörfällen konzentriert.

Auch die vielfältigen Untersuchungen in den Vorläufervorhaben zum BC in W-213 Anlagen waren überwiegend auf die Berechnung von Drücken, Temperaturen und Druckdifferenzen ausgerichtet.

Da den genannten Systemen zur Druckbegrenzung auch in auslegungsüberschreitenden Szenarien eine wichtige Rolle zukommt, sind die Arbeiten zur Anpassung und Überprüfung der Modelle für sowohl den JVC als den BC im Rahmen des vorliegenden Vorhabens weiterzuführen. Dazu sollen die Modelle weiter präzisiert werden. Folgende Schwerpunkte sind hierbei zu betrachten:

- Untersuchung zu Fragen des Wasserstoff-Transports und seiner Abbildung im speziellen Modell für den Wirbelstromkondensator,
- Adaption der Modelle in Bezug auf die Spaltprodukt- und Aerosolrückhaltung in den Druckbegrenzungssystemen (Wirbelstromkondensator und Nasskondensator),
- Überprüfung der adaptierten Modelle in Pilotrechnungen,
- Durchführung von COCOSYS-Rechnungen zu ausgewählten BDBA-Szenarien unter Anwendung der adaptierten Modelle,
- Durchführung einer Unsicherheitsanalyse für ein mit COCOSYS berechnetes Störfallszenarium.

Die in den Vorläufervorhaben sehr erfolgreiche Zusammenarbeit mit den Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden bzw. deren Sachverständigenorganisationen in Russland (SEC NRS), der Ukraine (SSTC NRS), Armenien (NRSC) und der Slowakei (UJD) wird fortgeführt. Die Vergabe von Unteraufträgen für SEC NRS, SSTC NRS und NRSC ist vorgesehen. Im Ergebnis der gemeinsam durchgeführten Arbeiten wird das Know-how zu JVC und BC bei DBA als BDBA auf breiter Ebene vervollständigt. Auf diesem Wege werden qualitativ hochwertige Analysen zu Vorgängen in Containments bzw. Confinements von WWER-440 Anlagen bei auslegungsüberschreitenden Störfällen ermöglicht.

11.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

11.2.1 Analyse von Störfallprozeduren mit dem Analysesimulator für WWER-440/W-213

Die geplanten Arbeiten erfolgten in Zusammenarbeit mit russischen Fachleuten von SEC NRS. Dazu wurde im Jahr 2009 mit den beteiligten Experten ein Arbeitsprogramm abgestimmt, welches die folgenden Hauptarbeitsschritte umfasste:

- Analyse des Komplexes der Notfall-Prozeduren für auslegungsüberschreitende Ereignisse für die Anlagen Kola-3/4 (WWER-440/W-213) und Ableitung einer Liste von Szenarien für die Durchführung von Störfallanalysen,
- Anpassung des neuen Dampferzeugermodells, das für den WWER-440/W-230-Analysesimulator entwickelt wurde, und Implementierung in den WWER-440/W-213-Analysesimulator,
- Durchführung von Störfallanalysen mit dem Analysesimulator für WWER-440/W-213, Analyse und Dokumentation der Ergebnisse in einer Technischen Notiz,
- Erstellung eines kurzen zusammenfassenden Berichts über die wichtigsten Ergebnisse der durchgeführten Arbeiten mit Schlussfolgerungen bezüglich weiterer Anforderungen an die Störfallanalyse.

Dieses Arbeitsprogramm wurde als Bestandteil eines Unterauftrags an SEC NRS übergeben. Der entsprechende Vertrag wurde im Jahr 2009 nicht unterzeichnet, da die russische Seite Probleme bezüglich der Genehmigung der Übergabe ausführlicher Informationen zu meldepflichtigen Ereignissen in russischen Reaktoren nicht lösen konnte. Letztendlich wurde entschieden, den umstrittenen Punkt zu streichen, so dass der

Unterauftrag im Jahre 2010 mit korrigierten Terminen für die Realisierung der hier geplanten Arbeiten unterzeichnet werden konnte.

Im Bericht /PON 11a/ wird von SEC NRS eine Übersicht zu dem in den Anlagen Kola-3/4 verwendeten mehrstufigen System von Störfall-Prozeduren gegeben. Das Störfallhandbuch (russisch: Instruktionen zur Liquidation von Auslegungsstörfällen - ILA) beschreibt die erforderlichen Handlungen des Betriebspersonals zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen, d. h. zur Überführung der Anlage in einen stabilen und sicheren Zustand. Dieses Dokument umfasst ereignisorientierte Prozeduren für jeden der der Auslegung der Anlage zugrunde gelegten Störfälle. Das Betriebspersonal muss zunächst das auslösende Ereignis identifizieren und dann gemäß der für dieses Ereignis vorgesehenen Prozedur handeln, wenn das auslösende Ereignis zu einer Reaktorschnellabschaltung und/oder zur Inbetriebnahme von Sicherheitssystemen führt. Solange das auslösende Ereignis nicht zur Reaktorschnellabschaltung bzw. zur Zuschaltung von Elementen des Sicherheitssystems führt, sind die entsprechenden Personalhandlungen im Betriebshandbuch für den Normalbetrieb beschrieben.

Daneben existieren „Richtlinien zum Management auslegungsüberschreitender Störfälle (russisch: RUZA). Dabei handelt es sich um eine Sammlung von symptomorientierten Prozeduren. Wenn ein auslösendes Ereignis die Reaktorschnellabschaltung bzw. Zuschaltung von Sicherheitssystemen zur Folge hat, muss das Betriebspersonal parallel zu den Handlungen gemäß Störfallhandbuch die Einhaltung der Bedingungen für die kritischen Sicherheitsfunktionen

- Unterkritikalität,
- Kernkühlung,
- Wärmeabfuhr an den Sekundärkreislauf,
- Integrität des Primärkreislaufs und
- Integrität der Räume des Lokalisierungssystems

kontinuierlich überprüfen. Falls es im Laufe des Ereignisses zu einer Abweichung von den definierten Bedingungen für eine beliebige der kritischen Sicherheitsfunktionen kommen sollte, muss das Personal die in den RUZA-Richtlinien beschriebenen Handlungen zur Wiederherstellung ausreichender Bedingungen für die Erfüllung der kritischen Sicherheitsfunktionen durchführen um schwere Kernschäden zu vermeiden. Die RUZA-Richtlinien beinhalten keine Maßnahmen zur Begrenzung der Folgen von schweren Störfällen mit erheblichen Kernschäden. Dazu wird gegenwärtig eine „Richt-

linie zur Begrenzung der Folgen schwerer Störfälle“ (russisch: RUTA) für die Anlage Kola-3 entwickelt.

Parallel mit den Aktionen gemäß RUZA-Richtlinien muss das operative Personal die kontinuierliche Kontrolle der radiologischen Situation in der Anlage und in der Umgebung gewährleisten. Falls bei einem Störfall die festgelegten Grenzwerte überschritten werden, muss der „Plan zum Schutz des Personals und der Bevölkerung“ in Kraft gesetzt werden (für Maßnahmen außerhalb der Anlage).

Darüber hinaus werden in /PON 11A/ die Prozeduren für die auslösenden Ereignisse detaillierter beschrieben, deren Effektivität mit Hilfe des Analysesimulators überprüft werden sollte:

- Abriss eines Dampferzeuger-Kollektordeckels (Leck vom Primär- in den Sekundärkreislauf),
- Vollständiger Ausfall der Speisewasserversorgung der Dampferzeuger.

Der erste Fall ist ein Auslegungsstörfall und wird in den ILA-Prozeduren beschrieben, wogegen der komplette Speisewasserausfall für Kola-3/4 ein auslegungsüberschreitendes Ereignis ist, bei dem die RUZA-Richtlinien zum Einsatz kommen sollen.

Im Bericht /PON 11b/ werden von SEC NRS die Verbesserungen des Analysesimulators für WWER-440/W-213 beschrieben, die in Vorbereitung der geplanten Analysen zur Überprüfung der Prozeduren für die beiden o. g. auslösenden Ereignisse realisiert wurden. Den Schwerpunkt der Arbeiten bildete die Implementierung eines neuen Dampferzeugermodells, welches die Modellierung der realen physikalischen Prozesse insbesondere durch die Simulation der Zirkulation des Kühlmittels auf der Sekundärseite verbessert (s. a. Abb. 11.1). Darüber hinaus wurden einige weitere Detailverbesserungen an der Nutzeroberfläche des Analysesimulators vorgenommen. Die Arbeiten zur Modernisierung des Analysesimulators für WWER-440/W-230 wurden von SEC NRS mit der Durchführung einer stationären Rechnung abgeschlossen.

Bei den nachfolgend durchzuführenden Analysen zur Überprüfung der ausgewählten Störfallprozeduren traten jedoch nach Auskunft des Auftragnehmers SEC NRS unerwartete Probleme bei der praktischen Anwendung des Simulators auf. Im Ergebnis war SEC NRS in der verbliebenen Zeit bis zum Abschluss des Vorhabens nicht in der Lage das vertraglich vereinbarte Arbeitsprogramm vollständig zu realisieren und die

Ergebnisse der vereinbarten Analysen zu übergeben. Die für diese Arbeiten vereinbarten finanziellen Mittel wurden entsprechend der tatsächlich erbrachten Leistungen gekürzt.

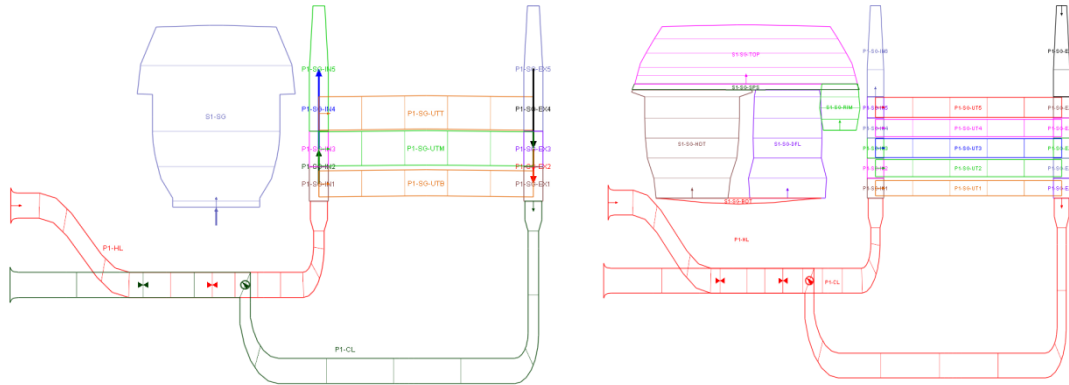


Abb. 11.1 Nodalisation der Primär- und Sekundärseiten der DE im alten (links) und im neuen Modell

11.2.2 Modelladaption und Pilotanalysen zu Containmentparametern in Anlagen mit WWER-440

In einem Projektgespräch mit SEC NRS im März 2010 in Moskau wurden die geplanten Arbeiten zum Modell des VORTEX-Kondensators für die WWER-440/W-230-Anlagen mit den russischen Partnern abgestimmt /PRO 20/.

Die Arbeiten zur Adaption und zur Überprüfung des Wasserstofftransports durch den Wirbelstromkondensator (JVC) und die Rückhaltung von Aerosolen und Spaltprodukten im JVC von KKW mit WWER-440/W-230 wurden Anfang 2009 begonnen. Basis dafür war ein COCOSYS-Datensatz für das KKW Kola-1/2 von SEC NRS, der für Rechnungen zum Druck- und Temperaturverhalten im Druckraumsystem erstellt wurde. Die Modellerweiterungen und Pilotrechnung mit den adaptierten Modellen erfolgen für einen postulierten Kühlmittelverluststörfall 1F DN 200 mit totalem Spannungsausfall, zu dem für ein vergleichbares KKW Freisetzungsraten in das Raumsystem als Ergebnis einer MELCOR-Analyse vorliegen.

Der COCOSYS-Datensatz zum KKW Kola-1/2 wurde hinsichtlich der Simulation von Wasserstoff sowie der Berücksichtigung des Aerosol- und Spaltproduktverhaltens (AFP Hauptmodul) erweitert. Zum Einsatz kommt ein vereinfachtes JVC-Modell, da einerseits in der Langzeitphase dynamische Vorgänge nicht relevant sind und andererseits

der numerische Aufwand damit wesentlich geringer ist. Erste Testrechnungen wurden durchgeführt, die die prinzipielle Funktionsfähigkeit der Modelle zeigen. Eine detaillierte Bewertung der Aerosolrückhaltung im JVC ist nicht möglich, da die verfügbaren Modelle in COCOSYS nicht für die Bedingungen im JVC validiert sind und keine verwertbaren Versuchsdaten zur Aerosolrückhaltung im JVC vorliegen.

Die durchgeführten Pilotrechnungen zu einem postulierten Kühlmittelverluststörfall 1F DN 200 mit totalem Spannungsausfall zeigen die prinzipielle Funktionsfähigkeit der Modelle. Eine Technische Notiz zur Dokumentation des exemplarischen COCOSYS Datensatzes und zu den Rechenergebnissen der Pilotanalyse liegt vor und wurde an SEC NRS Moskau als Basis für gemeinsame Analysen im Rahmen eines weiteren BMU-Projektes (3608I01512 - INT Ost) übergeben /BAK 09b/. Parallel dazu wurde SEC NRS bei der Erweiterung des Kola-1/2-Datensatzes um die notwendigen Daten zur Nutzung des COCOSYS-AFP-Hauptmoduls (Aerosol and Fission Products) unterstützt.

11.2.3 Durchführung einer Unsicherheitsanalyse für ein mit COCOSYS berechnetes Störfallszenarium

In Zusammenarbeit mit UJD Bratislava wurde für eine Anlage des Typ WWER-440/213 für den Auslegungsstörfall "Doppelendbruch der Hauptkühlmittelleitung 2F DN500" über eine Prozesszeit von 30 min das Verhalten des Containment mit COCOSYS analysiert. Dabei kam ein im BMU-Vorhaben 3608I01512 (INT Ost) erstellter Eingabedatensatz zur Anwendung. Unter Nutzung dieses Datensatzes und des GRS-Tools SUSANA wurde anschließend eine Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse für die COCOSYS-Ergebnisse zum Verhalten des Containments durchgeführt.

In einem ersten Arbeitsschritt wurde gemeinsam mit UJD die Liste der zu berücksichtigenden Parameter sowie deren Unsicherheitsverteilung abgestimmt. Anschließend wurde der COCOSYS-Datensatz modifiziert (Einbau von Platzhaltern für die Unsicherheitsparameter) und der Anwendung von SUSANA. Bewertet wurden dabei die Ergebnisse zum Auslegungsstörfall 2F DN500 über einen Zeitbereich von 30 min. Zur Anwendung kommt das "medium detailed" COCOSYS-Modell für eine generische Anlage, das von UJD im Rahmen des Vorhabens RS 1174 erstellt wurde.

Gemeinsam mit UJD wurde eine Liste mit 60 als unsicher eingestuften Eingabeparametern erarbeitet. Auf Grund fehlender Angaben insbesondere zur Verteilung der anlagenbezogenen Parameter (Längen, Flächen, Volumina, Öffnungsdrücke etc.) wurden von UJD Gleichverteilungen innerhalb der abgeschätzten Parameterbereiche verwendet. In einer parallelen Analyse werden von der GRS, soweit möglich, normalverteilte Parameterbereiche unterstellt. Der Referenzfall für COCOSYS V2.4dev inklusive Platzhaltern für die unsicheren Parameter wurde erstellt. Die Arbeiten werden auf der Grundlage der GRS-Methodik unter Nutzung des Programmpakets SUSAs realisiert. Zu den vorbereitenden Arbeiten gehörten u. a. die Austestung von SUSAs nach der Umstellung von MS Office 2003 auf 2007 sowie die Nutzung von Windows 7. In dieser Testphase wurde der vollständige Satz von Variantenrechnungen über 20 s Prozesszeit ausgewertet.

Im Rahmen der Analyse wurden von UJD und GRS mit den jeweiligen Parametersätzen durch das Programmpaket SUSAs 100 COCOSYS-Datensatzvarianten erzeugt und anschließend wurden mit COCOSYS die 100 Rechnungen durchgeführt. Die Ergebnisse sowie deren Eintrittszeitpunkte wurden in Bezug auf Maximal- und Minimaldrücke, Maximaltemperatur, maximale Druckdifferenzen über die Wände des Nasskondensators und zwischen Nasskondensator und Luftfallen ausgewertet.

Die UJD und GRS Ergebnisse dieser Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse mit der Anwendung der SUSAs Software wurden jeweils in einem Bericht dokumentiert. Die GRS-Ergebnisse wurden in einem V-Bericht /BAK 11/ in Englisch dokumentiert. Dieser Bericht wird in Zukunft als Muster für Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen in der Zusammenarbeit mit anderen osteuropäischen Partnern genutzt werden.

12 **Sicherheitstechnische Einschätzungen ausgewählter Probleme bei RBMK- und CANDU-Reaktoren (AP 11)**

12.1 **Zielstellung**

Im Arbeitspaket 11 sollten folgende Arbeiten durchgeführt werden:

1. Verfolgung der Maßnahmen zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit der RBMK-Anlagen in Russland und Litauen

Unter diesem Arbeitspunkt sollte im Wesentlichen die Umsetzung der Modernisierungsprogramme für RBMK in Russland verfolgt werden. Hierbei war weiterhin die Umsetzung der Schlussfolgerungen aus den vertieften Sicherheitsberichten (in-depth safety assessments) und ihrer Begutachtung für RBMK der ersten Generation von Interesse. Diese Reaktoren sind teilweise über 30 Jahre alt (Blöcke 1 und 2 des KKW Leningrad), bzw. nähern sich der ursprünglich geplanten Lebensdauer von 30 Jahren. Für all diese Blöcke ist eine schrittweise Verlängerung der Lebenszeit um bis zu 15 Jahren genehmigt bzw. beabsichtigt.

Die Verwirklichung der teilweise anspruchsvollen Ertüchtigungsprogramme für die RBMK in Russland ist wegen finanzieller Probleme zum Teil stark verzögert. Deshalb sollte der Realisierungsstand der Nachrüstmaßnahmen während der Projektlaufzeit zweimal zusammenfassend dargestellt und bewertet werden. Dabei sind auch der aktuelle Zustand der sicherheitsrelevanten E-Technik und Sicherheitsleittechnik und der Stand des Einsatzes moderner Sicherheitstechnologie in der Leittechnik zu erfassen. Hierbei ist vor allem zu prüfen, ob in allen Blöcken ein diversitäres Abschaltssystem installiert ist. Des Weiteren sind Ertüchtigungen des Notspeisesystems und des Notkühlsystems zu verfolgen. Fortschritte in der Verbesserung des Confinementsystems sind zu bewerten.

Die Arbeiten sollen im Wesentlichen zusammen mit der russischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Rostekhnadzor und deren wissenschaftlich-technischen Sachverständigenorganisationen durchgeführt werden. Zur Informationsbeschaffung zu den RBMK-Ertüchtigungsprogrammen in Russland war daher vorgesehen, einen Unterauftrag an das WTZ der Russischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde zu vergeben.

Darüber hinaus sollte die vollständige Implementierung der Maßnahmen des SIP-3-Programms für Ignalina-2 bis zum Ende des Jahres 2009 verfolgt werden.

2. Generische Auswertung von PSA-Ergebnissen für CANDU und RBMK

Die Begleitung und generische Auswertung von probabilistischen Sicherheitsanalysen zu Kernreaktoren mit Druckröhren sollte fortgesetzt werden. Daraus sollten Aussagen zum Sicherheitszustand der RBMK und der Notwendigkeit von Modernisierungsmaßnahmen abgeleitet werden. Für die RBMK- und CANDU-Reaktoren werden spezielle Ereignisabläufe betrachtet, die zu lokalen und zonalen Kühlungsdefiziten führen. Diese Ereignisabläufe unterscheiden sich von Szenarios, welche zu globalen Kernschäden führen. Dem entsprechend müssen bei der PSA (Level 1) für Kernreaktoren mit Druckröhren im Vergleich zu LWR erweiterte Schadenszustände betrachtet werden.

Der Sicherheitszustand der RBMKs kann erst durch eine PSA (Level 2) und die Bestimmung geeigneter Freisetzungsterme beschrieben werden. Dabei muss insbesondere die Erfordernis bzw. die Wirksamkeit der Störfall-Lokalisierungssysteme bewertet werden. Dies ist Neuland für RBMK-Reaktoren, weshalb vergleichbare Methoden und Erfahrungen zu PSAs der CANDU-Reaktoren erschlossen werden sollen. Dazu wird die Übertragbarkeit von PSA-Methoden und -Ergebnissen für beide Reaktorbaulinien mit Druckröhren ausgewertet. Dabei sollten auch neue Erkenntnisse berücksichtigt werden aus

- dem beabsichtigten internationalen Vorhaben zur PSA für Smolensk-3 (Level 2);
- der Revision der PSA (Level 2) für Ignalina-2 und
- dem Abschluss der PSA (Level 1, Brand, Erdbeben) für den CANDU-Block Cernavoda-1 (Rumänien).

Während der Laufzeit des Vorhabens konnte dieser Arbeitspunkt jedoch nur mit erheblich reduziertem Aufwand bearbeitet werden. Insbesondere standen die o. g. PSA-Unterlagen nicht für eine Auswertung zur Verfügung.

3. Mitarbeit in internationalen Gremien zur nuklearen Sicherheit in Litauen

Die Mitarbeit in den international besetzten Beratergremien zur nuklearen Sicherheit in Litauen erlaubt es, die aktuelle Situation zur Sicherheit des KKW Ignalina zu verfolgen

und fachlich qualifiziert auf Entscheidungsprozesse zur Sicherheitsverbesserung während der Restlaufzeit Einfluss zu nehmen.

Herr J.P. Weber ist benanntes Mitglied der litauischen Reaktorsicherheitskommission "Nuclear Safety Advisory Committee of Lithuania" (NSAC), welches den litauischen Präsidenten und die litauische Regierung auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit berät und war bisher auch namentlich benanntes Mitglied der „VATESI International Cooperation Group (ICG) Nuclear Safety“, einem international besetzten Beratergremium bei der litauischen Behörde VATESI, welches alle bilateralen und multilateralen Unterstützungsmaßnahmen für Litauen koordiniert.

Die Mitarbeit im NSAC ist eine wichtige Informationsquelle zum Sicherheitsstand des verbleibenden RBMK-1500 in Ignalina im EU-Mitgliedsland Litauen. Die bisherige Praxis der internationalen Koordination und die dadurch mögliche kurzfristige fachliche Beratung in der ICG haben sich sowohl für die litauische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde VATESI als auch für die GRS als sehr zweckmäßig erwiesen.

Die Ergebnisse und Erkenntnisse aus der Mitarbeit in diesen Gremien werden auch dem Auftraggeber in geeigneter Form zur Verfügung gestellt. Die Arbeiten werden von einem dazu bestellten Sachverständigen der GRS wahrgenommen.

Die vorgeschlagenen Arbeiten dienen dem Erhalt und der Erweiterung des baulinien-spezifischen Know-how der GRS zur Sicherheitsbewertung von RBMK- und CANDU-Reaktoren. Speziell wird ein aktueller Überblick über Realisierungsstand der Maßnahmen zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit der RBMK-Anlagen erarbeitet und die Wissensbasis zu anlagentechnischen Besonderheiten durch Erkenntnisse aus PSA-Analysen für RBMK und CANDU vertieft.

Die Ergebnisse der Arbeiten zu den einzelnen Arbeitspunkten werden in Berichtsform und als Beiträge zum RBMK-Baulinienhandbuch dokumentiert.

12.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

12.2.1 Verfolgung der Maßnahmen zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit der RBMK-Anlagen in Litauen

In diesem Arbeitspunkt sind die Maßnahmen zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit der RBMK-Anlagen Litauen verfolgt worden. Dazu wurden die aus der Mitarbeit in internationalen Gremien zur nuklearen Sicherheit in Litauen mitgebrachten Informationen zum Sicherheitsverbesserungsprogramm SIP-3 gesichtet und ausgewertet. Es zeigt sich, dass bis zum III. Quartal von den für 2008 im SIP-3 geplanten 43 sicherheitsverbessernden Maßnahmen 14 in Abstimmung mit VATESI bereits implementiert waren, 18 waren noch in Bearbeitung begriffen, 6 waren bei VATESI zum Review, 4 sollten in das Jahr 2009 verschoben werden und eine Maßnahme wollte das KKW Ignalina – angesichts der kurzen Restbetriebszeit – nicht mehr umsetzen. Insgesamt sind damit 108 sicherheitsverbessernde Maßnahmen des im Zeitraum von 2005 bis 2009 132 Maßnahmen umfassenden SIP-3-Programms umgesetzt. Der Stand zur Abarbeitung des SIP-3-Programms wurde in das GRS-Handbuch RBMK eingearbeitet.

12.2.2 Umsetzung der RBMK-Modernisierungsprogramme in Russland

Die Arbeiten zu diesem Arbeitspunkt wurden in Zusammenarbeit mit der russischen Sachverständigen-Organisation Scientific and Engineering Center of Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS) durchgeführt. Die von der russischen Seite im Rahmen eines Unterauftrags übergebenen Informationen /SEC A1/ zum Stand der Realisierung der Nachrüstungs- und Umrüstungsprogramme für die RBMK-1000 bis zum März 2010 wurden von der GRS in einem GRS-V-Bericht aufbereitet /GAG 11b/.

In diesem Bericht wird der Stand der Ertüchtigungsmaßnahmen in RBMK-1000-Anlagen wie im Vorläufervorhaben in tabellarischer Form präsentiert. Die Zusammenstellung der Informationen zur Nachrüstung und der technischen Umrüstung von KKW-Blöcken mit RBMK-Reaktoren sind somit leicht vergleichbar und entsprechend übertragbar.

Für die Darstellung der Informationen zum Stand der Ertüchtigungsmaßnahmen wird eine Tabelle genutzt, in der in jeder Zelle und in Bezug auf jeden RBMK-Block der Er-

füllungsgrad der entsprechenden Maßnahme angegeben wird. Um die aktuellen Veränderungen in der Tabelle leichter zu verfolgen, wurden die Zellen farblich markiert.

Eine Zelle der Tabelle wurde dann farblich unterlegt, wenn sich bis zum März 2010 im Vergleich zum Stand November 2007 eine Änderung im Status der Ertüchtigungsmaßnahmen ergeben hat. Zellen in Weiß repräsentieren den Status der Ertüchtigungsmaßnahmen zum November 2007, der ebenso dem Status zum März 2010 entspricht. Zellen von Maßnahmen, deren Status sich zwischen 2007 und 2010 geändert hat, sind geteilt. Die Zellen der Tabelle in hellgrün stellen den Status der Ertüchtigungsmaßnahmen zum Stand November 2007 dar, die Zellen in der Farbe gelb repräsentieren den Status der Ertüchtigungsmaßnahmen zum März 2010.

Bei den Ertüchtigungsmaßnahmen wird unterschieden zwischen:

- 100 – Erfüllungsgrad der Maßnahme 100%
- 50,... – Erfüllungsgrad der Maßnahme 50%,...
- NP – Maßnahme aus verschiedenen Gründen nicht geplant
- D – Ausführung in der Auslegung vorgesehen
- P-7 (8, 9, ...11,..) – Modernisierungsmaßnahme mit Änderung der Auslegung (z. B. Änderungen in den Systeme bzw. Komponenten einschließlich der Erweiterung ihrer Sicherheitsfunktionen) geplant für das Jahr 2007 (2008, 2009, ...2011,...)
- M-7 (8, 9, ...11,..) – technische Ertüchtigung (Modifikation) ohne prinzipielle Änderung der Auslegung (z. B. Austausch veralteter Hardware & Software) geplant für das Jahr 2007 (2008, 2009, ...2011,...).

Tab. 12.1 zeigt mit den o. g. Bezeichnungen für jeden Kraftwerksstandort mit RBMK-1000 Reaktoren den Fortschritt der Nachrüstungs- und Ertüchtigungsmaßnahmen seit November 2007 und den erreichten Anlagenstatus zum März 2010.

Tab. 12.1 Status von Maßnahmen zur Ertüchtigung von Systemen und Komponenten in russischen Kernkraftwerken mit RBMK-1000
(Stand: November 2007 und März 2010)

Nr.	Beschreibung der Nachrüstungsmaßnahmen	KKW Leningrad				KKW Kursk				KKW Smolensk		
		1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3
1	TECHNOLOGISCHE SYSTEME DES HAUPTKÜHLMITTELKREISLAUFS											
1. 1	Austausch der Gruppenverteilersammler mit Installation von Rückschlagventilen und Sammlern sowie deren Anschluss an das Speisewasser- und Notspeisewassersysteme	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	NP
1.2	Seismische Ertüchtigung der Dampfseparator-Trommeln	100	100	100	100	NP	NP	NP	NP	NP	NP	NP
1.3	Rekonstruktion des Schutzsystems der Hauptkühlmittelpumpen	100	100	100	100	100	100	100	100	NP	NP	NP
1.4	Einbau eines Entlüftungs- und Drainagesystems für Stagnationszonen	100	100	100	100	NP	NP	100	100	100	100	100
1.5	Austausch der Filter des Speisewassersystems	100	100	100	100	NP	NP	NP	NP	NP	NP	NP
1.6	Austausch der Drossel-Regelventile	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100
2	TECHNOLOGISCHE SYSTEME DER TURBINENHALLE											
2.1	Ertüchtigung der Leittechnik der Turbogeneratoren. Anschließen von bis zu 200 Signalen an das System A-701 nach messtechnischer Zertifizierung des Systems für Umgebungsbedingungen	100	100	100	100	P-10	P-10	P-10	P-10	100	100	100
						P-8	P-8	P-8	P-8	95		
2.2	Räumliche Trennung der Ölkühler der Transformatoren	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100

Nr.	Beschreibung der Nachrüstungsmaßnahmen	KKW Leningrad				KKW Kursk				KKW Smolensk		
		1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3
3	ÜBERWACHUNGS- UND DIAGNOSE-SYSTEME											
3.1	Installierung eines automatisierten Systems zur radiologischen Standort-Überwachung (ASKRO)	100	100	100	100	90	90	90	90	100	100	100
		90	90	90	90	75	75	75	75			
3.2	Austausch des Systems "Skala" durch das System "Skala-Mikro" (Skala-M)	100	100	100	100	100	100	100	100	P-10	P-11	P-12
				P-8	P-8			P-8	P-8			
3.3	Installation eines Leck-Überwachungssystems in den Räumen der unteren Wasserkommunikation	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100
3.4	Installation eines Überwachungssystems der Aerosol-Aktivität in den Räumen des Hauptkühlmittelkreislaufs	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100
3.5	Installierung eines automatisierten Überwachungssystems der Dichtheit der Komponenten des Hauptkühlmittelkreislaufs	100	100	100	90	100	100	100	100	80	80	100
				80	80			70	70	70	70	
3.6	Installierung eines vollständigen automatisierten Überwachungssystems der radiologischen Bedingungen	100	100	100	90	100	100	90	90	M-10	M-11	M-12
				M-8	M-8			M-8	M-10			
3.7	Ertüchtigung des Systems zur Integritätsüberwachung der Druckrohre	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100
3.8	Ertüchtigung des Systems zur Spannungsüberwachung der Beton-Baukonstruktionen des Hauptgebäudes: Austausch der Sonde durch wärmebeständige Sonde von Typ PSAS-TM-40	NP	NP	NP	NP	NP	NP	100	100	100	100	NP

Nr.	Beschreibung der Nachrüstungsmaßnahmen	KKW Leningrad				KKW Kursk				KKW Smolensk		
		1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3
5.1.	Wiederherstellung des Gasspalts zwischen den Druckrohren und den Graphitblöcken durch Austausch der Druckrohre	100	100	100 85	100 85	100	84	65	45	85	65	20
5.2.	Verwendung von Uran-Erbium-Brennstoff	100	100	100	100	100 70	95 70	98 50	90 50	95 75	50 15	50 15
5.3.	Ertüchtigung (Installierung) des Steuerungssystems der Umlademaschine	M-11 M-8	100	M-10 M-8	M-11 M-9	M-10 M-9	M-11 M-10	M-11 M-10	M-11	M-10 M-9	M-11 M-10	M-11 M-11
5.4.	Ertüchtigung des Umladesystems	NP	NP	NP	NP	100	100	100	100	NP	NP	NP
6	SICHERHEITSSCHUTZSYSTEME											
6.1.	Implementierung eines „schnellen“ Reaktor-Abschaltsystems	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100
6.2.	Implementierung eines zweiten (diversitären) Reaktorabschaltsystems	100	100	100 P-8	100 P-9	100	100	100 P-8	100 P-9	P-11 P-10	P-11 P-10	P-12
6.3.	Erhöhung der Durchlassfähigkeit des Schutzsystems des Reaktorraums (Bruch bis zu 9 Druckrohren)	100	100	100	100	100	100	100	100	P-11 P-10	P-11 P-10	D
6.4.	Entfernung des Wasserstoff-Receiver aus dem Reaktorgebäude	100	100	100	100	D	D	D	D	D	D	D

Nr.	Beschreibung der Nachrüstungsmaßnahmen	KKW Leningrad				KKW Kursk				KKW Smolensk		
		1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3
7	LOKALISIERUNGSSYSTEME (EINSCHLUSS DER RADIOAKTIVITÄT)											
7.1	Montage eines Begrenzungssystems für die Freisetzung der Radioaktivität bei Brüchen von Druckrohren im Reaktorraum	NP	NP	NP	NP	100	100	100	100	NP	NP	NP
7.2	Errichtung eines partiellen Confinements: Ertüchtigung der Baukonstruktion der Reaktorhalle zur Rückhaltung radioaktiver Dämpfe nach einem Störfall	100	100	100	100	NP	NP	NP	NP	NP	NP	NP
8	SICHERHEITSRELEVANTE STEUERUNGSSYSTEME											
8.1	Ertüchtigung eines Steuerungssystems zur Reaktor-Notnachkühlung	100	100	100	100	100	100	100	100	M-10	M-10	M-12
				M-8	M-10			M-8	M-9			
8.2	Implementierung (Ertüchtigung) des Systems „SKUZ“ (bisheriges nukleares Reaktorschutzsystem)	100	100	100	NP	NP	NP	NP	NP	NP	NP	NP
8.3	Implementierung des Systems „KSKUZ“ (digitales nukleares Reaktorschutzsystem)	NP	100	100	100	100	100	100	100	P-11	P-11	P-12
				P-8	P-10			P-8	P-9	P-10	P-10	
8.4	Einbau einer Notsteuerwarte	100	100	100	100	100	100	100	100	M-11	M-12	M-12
				M-8	M-10					100	100	100

Nr.	Beschreibung der Nachrüstungsmaßnahmen	KKW Leningrad				KKW Kursk				KKW Smolensk		
		1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3
9.5	Ertüchtigung des Systems zur zuverlässigen Versorgung mit technischem Wasser (Installation der Tauchpumpen)	100	100	100	100	D	D	D	D	NP	NP	NP
9.6	Ertüchtigung des Systems zur Abkühlung der Steuerstäbe und Instrumentierungskanäle des Steuer- und Schutzsystems (SUZ)	100	100	100	100	100	100	100	100	NP	NP	NP
10	BRANDSCHUTZMASSNAHMEN											
10.1	Schutz des Daches der Turbinenhalle durch Feuerlöscheinrichtungen	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100
10.2	Einrichtung der FeuerTreppen	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100
10.3	Einbau von Brandschutztüren und Brandschutzwänden in verschiedenen Räumen	100	100	100	100	100	100	100	100	M-11	M-12	M-12
										M-8	M-10	M-11
10.4	Ertüchtigung der Brandschutzsysteme der Hauptkühlmittelpumpen	100	100	100	100	NP	NP	NP	NP	100	100	100
10.5	Ertüchtigung der Brandschutzsysteme der Hochdruckkomponenten in der Turbinenhalle	100	100	100	100	NP	NP	NP	NP	100	100	100
10.6	Ertüchtigung der Brandschutzsysteme der Speisewasserpumpen	100	100	100	100	NP	NP	NP	NP	100	100	100
					50							
10.7	Ertüchtigung der automatischen Brandmeldeanlagen und Installierung von neuen Kabeltrassen für die Leittechnik	100	100	100	100	100	100	90	90	80	90	100
								P-7	P-8	70	80	

Nr.	Beschreibung der Nachrüstungsmaßnahmen	KKW Leningrad				KKW Kursk				KKW Smolensk		
		1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3
10.8	Einbau von automatischen Feuerlöscheinrichtungen in den Kabelschächten	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100
10.9	Ertüchtigung der Feuerlöscheinrichtungen der Transformatoren	100	100	100	100	NP	NP	NP	NP	100	100	100
10.10	Installation der Rauchabzugsanlagen in der Turbinenhalle, den Kabelschächten, den brandgefährdeten Räumen und an den Fluchtwegen	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100
								P-8	P-8			
10.11	Ausstattung der Steuerwarten mit Brandmelde- und Feuerlöscheinrichtungen	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100
												P-7
10.12	Installation der Abzugssysteme in den Steuerwarten	100	100	100	100	100	100	100	100	NP	NP	NP
10.13	Erhöhung der Feuerwiderstandsdauer der tragenden Konstruktionen der Turbinenhalle auf 45 Minuten (Feuerschutzanstrich)	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100
10.14	Erhöhung der Feuerwiderstandsdauer der Ölkühler der Transformatoren auf 45 Minuten	100	100	100	100	100	100	100	100	NP	NP	NP
								P-7	P-8			
10.15	Erhöhung der Feuerwiderstandsdauer der verschiedenen Kabeltrassen und der Baukonstruktionen(durch Feuerschutzanstrich)	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100
10.16	Ertüchtigung des Sprinklersystems	NP	NP	NP	NP	NP	NP	NP	NP	NP	NP	NP
10.17	Einbau von Brandschutztüren im Hauptgebäude	100	100	100	100	100	100	100	100	NP	NP	NP

Nr.	Beschreibung der Nachrüstungsmaßnahmen	KKW Leningrad				KKW Kursk				KKW Smolensk		
		1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3
11.5	Ertüchtigung der Leittechnik des speziellen Wasseraufbereitungssystems sowie der Lager für feste und flüssige radioaktive Abfälle	100	100	100	100	100	100	100	100	NP	NP	NP
11.6	Ertüchtigung des Lagers für flüssige radioaktive Abfälle	100	100	100	100	NP	NP	NP	NP	100	100	100
11.7	Installierung der Probeentnahmeeinrichtung für die Behälter mit flüssigen radioaktiven Abfällen	100	100	100	100	NP	NP	NP	NP	NP	NP	NP
						M-8	M-8	M-8	M-8	M-8	M-8	M-8
12	DURCHFÜHRUNG EINER PROBABILISTISCHEN SICHERHEITSANALYSE (PSA, STUFE 1)	100	100	100	100	100	100	100	100	80	80	100
									P-7	60	60	
13	DURCHFÜHRUNG EINER VERTIEFTEN SICHERHEITSANALYSE (SICHERHEITSBERICHT)	100	100	100	90	100	100	100	80	80	70	60
				M-8	M-9				P-8	NP	NP	NP
14	ERRICHTUNG EINES FULL-SCOPE-SIMULATORS	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100
						P-8	P-8					

Abkürzungen: 100 – zu 100 % durchgeführt; P-7 (M-7) (-8, -11, ...) – geplant für das Jahr 2007 (2008, 2011, ...); NP – nicht geplant; D – Auslegung

Im V-Bericht /GAG 11b/ wird darüber hinaus für die drei Standorte der RBMK-Anlagen in Russland der Erfüllungsgrad der Ertüchtigungsmaßnahmen detaillierter dargestellt, die zum Zeitpunkt März 2010 einen Erfüllungsgrad von weniger als 100 % aufweisen oder deren Umsetzung einer geänderten Planung unterlag. Dabei wird sowohl auf neu in die Planung aufgenommene Ertüchtigungsmaßnahmen als auch auf Verzögerungen bei der Implementierung von Ertüchtigungsmaßnahmen hingewiesen. Gegebenenfalls werden auch kurze Informationen zu standortspezifischen Besonderheiten (wie z. B. Arbeiten zur Lebensdauerverlängerung von RBMK-1000-Blöcken).

Die Ergebnisse der Analyse des Verlaufs der Umsetzung von Maßnahmen zur Ertüchtigung und der technischen Um- und Nachrüstung der KKW-Blöcke mit RBMK-1000-Reaktoren zeigen, dass die grundsätzliche Zielsetzung mit den durchgeführten Maßnahmen erreicht wurde und Arbeiten zu allen Arbeitsschwerpunkten mit hohem Erfüllungsgrad durchgeführt worden sind.

Maßnahmen, die zur Ertüchtigung, Nachrüstung und der technischen Umrüstung der KKW-Blöcke mit RBMK-1000 Reaktoren der 1. Generation zur Verlängerung von deren Betriebszeit in vergangenen Jahren getroffen wurden, haben ähnliche Maßnahmen in KKW-Blöcken mit RBMK-1000 zur Ertüchtigung, Nachrüstung und der technischen Umrüstung der KKW-Blöcke mit RBMK-Reaktoren der 2. Generation vorbestimmt, um vorhandene Systemschwächen und Sicherheitsprobleme zu beseitigen.

Nach den Aussagen von SEC NRS zeigen die Ergebnisse der Analyse, dass der Betreiber die geplanten Maßnahmen zur Nachrüstung und der technischen Umrüstung der KKW-Blöcke mit RBMK-1000-Reaktoren, die für den Zeitraum 2007 – 2009 geplant wurden, unter befriedigender Einbehaltung der festgesetzten Termine, die in den entsprechenden Zeitplänen für die Verwirklichung dieser Maßnahmen festgesetzt wurden, durchgeführt worden sind. Dabei muss betont werden, dass aus der Gesamtanzahl aller Maßnahmen, die bis 2010 erfüllt werden mussten, fast 90 % im vollgeplanten Umfang implementiert wurden.

Bei einigen Maßnahmen konnten die terminlichen Vorgaben nicht eingehalten werden. So sind zum Stand März 2010 in allen Blöcken der Kernkraftwerksstandorte mit RBMK-1000-Reaktoren bei der Implementierung der geplanten Maßnahmen Verzögerungen zu verzeichnen. Die Häufigkeit von terminlich verzögerten Maßnahmen sowie die jeweils erreichten Erfüllungsgrade dieser Maßnahmen unterscheiden sich merklich mit

dem jeweiligen KKW-Standort. Dies trifft auch auf die jeweiligen KKW-Blöcke innerhalb eines Standortes zu. Darauf wurde in Kapitel 2 eingegangen.

Die Implementierung einiger wichtiger Ertüchtigungsmaßnahmen, hier steht vorwiegend das KKW Smolensk in Rede, sind hingegen erst in den Jahren 2011 - 2012 vorgesehen.

12.2.3 Generische Auswertung von PSA-Ergebnissen für CANDU und RBMK

Im Mai 2008 nahm ein GRS-Mitarbeiter im Rahmen des Vorhabens an der internationalen Konferenz „Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM 9)“ in Hongkong teil, wo er auch früher erzielte Arbeitsergebnisse der GRS zur Analyse von Common Cause Fehlern für die neuen RBMK-Steuerstabantriebe im KKW Ignalina in einer Präsentation vorstellte /WIE 08a/.

Insgesamt bot die Konferenz einen guten Überblick über den technischen und wissenschaftlichen Fortschritt bei der Bewertung von Risiken für kerntechnische Anlagen. In mehreren Vorträgen zu WWER-, RBMK- und CANDU-Anlagen wurde deutlich, dass international weiter an der probabilistischen Bewertung dieser Anlage gearbeitet wird. Wichtige Themen sind dabei offenbar verbesserte PSA-Modelle, die Risikomonitoring ermöglichen, sowie weitere Verbesserungen an den Sicherheitssystemen von WWER- und RBMK-Reaktoren. Ausführlichere Informationen zum Zweck der Teilnahme und zu den Ergebnissen wurden in einem Reisebericht dokumentiert /WIE 08b/.

Darüber hinaus nahm ein Mitarbeiter der GRS an einem IAEA Technical Meeting „Severe Accident Analysis, Accident Management and PSA Applications for Pressurized Heavy Water Reactors“ in Kanada vom 10. - 13.11.2008 teil. Die Veranstaltung bot eine gute Möglichkeit der Information über den Stand und die Entwicklungstrends auf dem Gebiet der schweren Störfälle und der Anwendung von PSA-Methoden für CANDU-Reaktoren. Die Ergebnisse der Reise wurden in einem Reisebericht zusammengefasst /LOE 08/.

Ebenfalls im Rahmen dieses Arbeitspunktes wurde ein Informationsgespräch zu CANDU-Reaktoren mit Herrn B. Fischer vom Referat RS I 3 des BMU geführt. Hintergrund des Gesprächs war dessen bevorstehende Teilnahme an einer IRRS-Mission der IAEO in Kanada. Dazu wurde Herrn Fischer eine ausführliche Einführung in die

Technik der CANDU-Reaktoren gegeben. Darüber hinaus wurden Herrn Fischer umfangreiche Materialien und ausgewählte Literatur zu CANDU übergeben.

12.2.4 Mitarbeit in internationalen Gremien zur nuklearen Sicherheit in Litauen

In diesem Arbeitspaket ist die Mitarbeit in den internationalen Gremien zur nuklearen Sicherheit in Litauen "Nuclear Safety Advisory Committee of Lithuania" (NSAC) und „VATESI International Cooperation Group (ICG) Nuclear Safety“ vorgesehen. Die Mitarbeit in den international besetzten Beratergremien zur nuklearen Sicherheit in Litauen erlaubt es, die aktuelle Situation zur Sicherheit des KKW Ignalina zu verfolgen und fachlich qualifiziert auf Entscheidungsprozesse zur Sicherheitsverbesserung während der Restlaufzeit Einfluss zu nehmen.

Herr J.P. Weber ist benanntes Mitglied der litauischen Reaktorsicherheitskommission "Nuclear Safety Advisory Committee of Lithuania" (NSAC), welches den litauischen Präsidenten und die litauische Regierung auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit berät und war bisher auch namentlich benanntes Mitglied der „VATESI International Cooperation Group (ICG) Nuclear Safety“, einem international besetzten Beratergremium bei der litauischen Behörde VATESI, welches alle bilateralen und multilateralen Unterstützungsmaßnahmen für Litauen koordiniert.

Die Mitarbeit im NSAC ist eine wichtige Informationsquelle zum Sicherheitsstand des verbleibenden RBMK-1500 in Ignalina im EU-Mitgliedsland Litauen. Die bisherige Praxis der internationalen Koordination und die dadurch mögliche kurzfristige fachliche Beratung in der ICG haben sich sowohl für die litauische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde VATESI als auch für die GRS als sehr zweckmäßig erwiesen.

Im Berichtszeitraum nahm Herr J.P. Weber an folgenden Veranstaltungen dieser Gremien in Vilnius teil:

- 6. Arbeitstreffen der „VATESI International Cooperation Group (ICG) Nuclear Safety“ am 14.05.2008

Die besprochenen Themen waren die Vorbereitung der litauischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde in Bezug auf den Bau eines neuen Kernkraftwerks in Li-

tauen und die Verfolgung der Umsetzung des Sicherheitsverbesserungsprogramms 3 (SIP-3) für das Kernkraftwerk Ignalina /ICG 08a/.

- Sitzung des “Nuclear Safety Advisory Committee of Lithuania” (NSAC) am 15.05.2008

Beherrschende Themen der Sitzung waren die Energiesituation in Litauen, speziell nach der von der EU erwarteten Abschaltung des Blocks 2 des Kernkraftwerks Ignalina zum Jahresende 2009, der geplante Neubau eines Kernkraftwerks am gleichen Standort und der Fortschritt im Stilllegungsprogramm für Ignalina-1 /NSA 08a/.

- 7. Arbeitstreffen der „VATESI International Cooperation Group (ICG) Nuclear Safety“ am 26.11.2008

Seitens des KKW Ignalina wurde aufgrund der durchgeführten Inspektionen festgestellt, dass ein Schließen des Gasspalts zwischen den Druckrohren und den Graphitblöcken im Jahr 2009 nicht zu erwarten ist. Die vorgestellten Informationen zum Sicherheitsverbesserungsprogramm SIP-3 wurden gesichtet und ausgewertet. Es zeigt sich, dass bis zum III. Quartal von den für das Jahr 2008 im SIP-3 geplanten 43 sicherheitsverbessernden Maßnahmen 14 in Abstimmung mit VATESI bereits implementiert waren, 18 waren noch in Bearbeitung begriffen, 6 waren bei VATESI zum Review, 4 sollten in das Jahr 2009 verschoben werden und eine Maßnahme wollte das KKW Ignalina – angesichts der kurzen Restbetriebszeit – nicht mehr umsetzen. Insgesamt sind damit 108 sicherheitsverbessernde Maßnahmen des im Zeitraum von 2005 - 2009 132 Maßnahmen umfassenden SIP-3-Programms umgesetzt (Status Ende September 2009) /ICG 08b/.

- Sitzung der litauischen Reaktorsicherheitskommission “Nuclear Safety Advisory Committee of Lithuania” (NSAC) am 27.11.2008

Das NSAC diskutierte die Themen „Neuere Entwicklungen im litauischen Energiesektor“, „Betrieb und Sicherheit des KKW Ignalina im Jahr 2009 im Umfeld politischer und wirtschaftlicher Unsicherheit“, „Fortschritt in der Implementierung von Stilllegungsprojekten“ und „Pläne für ein neues Kernkraftwerk und vorbereitende Maßnahmen seitens VATESI für dessen Genehmigung“. Zum möglichen Weiterbetrieb des KKW Ignalina über das Jahr 2009 hinaus gab Herr J.P. Weber eine technische Stellungnahme ab. Dem Protokoll der Sitzung ist ein Communiqué des NSAC an die litauische Regierung beigelegt, in dem für den Bau eines neuen

Kernkraftwerks einerseits auf die sehr enge Terminkala und andererseits auf das fehlende qualifizierte Personal sowohl für die Behörden und Sachverständigenorganisationen, aber auch für die Industrie und die Betreiber hingewiesen wird. Das Komitee empfahl, diesen Problemen besondere Aufmerksamkeit zu widmen und entsprechende Mittel für das Training des Personals bereitzustellen. Des Weiteren empfahl das Komitee, entsprechende Beratergremien aus nationalen und internationalen Experten einzuberufen /NSA 08b/

- 8. Arbeitstreffen der „VATESI International Cooperation Group (ICG) Nuclear Safety“ am 03.06.2009

Das Protokoll des vorhergehenden 7. Arbeitstreffens wurde gebilligt. Die vorgestellten Informationen zum Sicherheitsverbesserungsprogramm SIP-3 wurden gesichtet und ausgewertet. Ein Antrag des KKW Ignalina, die Periode zwischen den Inspektionen von sicherheitsrelevanten Systemen zu verlängern, um so eventuell ohne Abschaltung zur Revision bis Ende 2009 durchfahren zu können, wurde von der Behörde nach eingehender Prüfung abgelehnt. Als Begründung wurde die relativ große Zunahme des Risikos früher großer Freisetzungen von radioaktiven Stoffen nach der in TECDOC-1200 dargestellten IAEO-Methode gegeben.

- 9. Arbeitstreffen der „International Cooperation Group“ (ICG) bei der litauischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde VATESI am 14.04.2010 in Vilnius

Die Teilnahme an dem 9. Arbeitstreffen der „International Cooperation Group“ brachte eine Fülle von Informationen zur Lage und zur Entwicklung der Nuklearen Sicherheit im EU-Mitgliedsland Litauen. Für Litauens Behörde VATESI bedeutet die Teilnahme der ausländischen Experten, dass sie jederzeit Ansprechpartner hat bei der Bewältigung der Probleme der Nuklearen Sicherheit in einer Zeit des Umbruchs und des Übergangs und, dass sie von den Erfahrungen in anderen Ländern profitieren kann.

Die Teilnahme von Herrn Dr. Teske von der GRS war wertvoll, weil er die litauische Seite aus erster Hand über seine Erfahrungen aus einem EU-Vorhaben zur Unterstützung des Nachbarlands Weißrussland bei der Planung eines neuen Kernkraftwerks informieren konnte. Die Teilnahme der GRS an den Aktivitäten der „International Cooperation Group“ bei der litauischen Behörde sollte fortgesetzt werden. Weitere Informationen können dem Reisebericht /WJP 10/ entnommen werden.

13 Untersuchungen zu Störfällen in RBMK-Anlagen (AP 12)

13.1 Zielstellung

Zur vertieften Bewertung des Sicherheitszustandes der RBMK-Anlagen ist es erforderlich, sowohl Störfallanalysen der Hersteller/Betreiber gemeinsam mit Experten der im Auftrag der Behörden arbeitenden Sachverständigenorganisationen Russlands und Litauens auszuwerten als auch eigene Analysen durchzuführen. Für die eigenen Analysen, die ebenfalls in enger Zusammenarbeit mit Experten aus den genannten Ländern bearbeitet werden, können die GRS-Rechenprogramme ATHLET, QUABOX/CUBBOX, QUABOX-CUBBOX/ATHLET, ATHLET-CD, COCOSYS und SUSA herangezogen werden. Ausgehend davon wurden vor Vorhabensbeginn drei Aufgabenfelder zur Bearbeitung definiert.

1. Ermittlung reaktorphysikalischer Parameter für aktuelle Kernbeladungen und für Durchführung von Analysen

Die folgenden Arbeiten werden zum Block 2 in Ignalina und beispielhaft für einen ertüchtigten Block der 1. Generation in Russland durchgeführt:

- Laufende Analyse neuer Kernbeladungen mit höherer Anreicherung (2,4 – 2,8 (3,0) %), Erbium als abbrennbarem Gift, neuen Steuerstäben, neuer Steuerstabkonfiguration durch das diversitäre Abschaltssystem und fehlenden Zusatz-Absorberstäben;
- Verfolgung der Entwicklung des Reaktivitätsverhaltens bezüglich des Leerlaufens des Reaktorkühlkreislaufs (Voideffekt);
- Analysen zum Leerlaufen des Steuerstabskühlsystems.

Zur effizienten und kostengünstigen Abwicklung der Arbeiten werden Unteraufträge an das Litauische Energieinstitut (LEI) in Kaunas und an das wissenschaftlich-technische Zentrum (SEC NRS) der russischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Rostechnadzor vergeben. Zum einen ist dadurch der Zugang zu gemessenen Kernzuständen aktueller Kernkonfigurationen möglich, welche als Ausgangsbasis der Rechnungen gebraucht werden, zum anderen kann ein größerer Teil der Analysen durch Mitarbeiter

von LEI und SEC NRS durchgeführt werden, welche sich durch Arbeiten in den Vorläufervorhaben in der Anwendung von QUABOX-CUBBOX qualifiziert haben.

2. Durchführung von Störfallanalysen mit ATHLET (ATHLET-CD) für RBMK

Es wird sollte eine Analyse zu einem auslegungsüberschreitenden Ereignis mit ATHLET-CD durchgeführt werden. Dies wird gemeinsam mit den Unterauftragnehmern definiert. In Frage kommen hierbei z. B ein Leck DN 300 oder der Notstromfall mit Ausfall des Langfrist-Notkühlsystems. Bei der Analyse soll der Wärmetransport aus dem Reaktorkern durch das Steuerstabskühlsystem berücksichtigt werden.

3. Modelladaption und Pilotanalysen zu Parametern in Störfalllokalisierungssystemen von KKW mit RBMK-1000

In KKW mit RBMK-1000 sind zur Druckbegrenzung/-absenkung bei Kühlmittelverluststörfällen im Störfalllokalisierungssystem spezielle Systeme installiert. Für diese Systeme wurden in den Vorläufervorhaben SR 2443 und SR 2513 nach umfangreichen Arbeiten zur Modelladaption in COCOSYS Pilotanalysen zum Bruch eines Drucksammlers mit Freisetzung von Wasserstoff und von Aerosolen/Spaltprodukten durchgeführt. Diese Pilotanalysen zeigten die Notwendigkeit der weiteren Anpassung des COCOSYS-Codes an RBMK-Anlagen insbesondere für BDBA.

Die Wirkung der modellierten Systeme zur Druckbegrenzung bei auslegungsüberschreitenden Szenarien ist bisher unzureichend untersucht. In diesem Zusammenhang macht sich eine weitere Präzisierung der Modelle erforderlich. Im Ergebnis der bisher zusammen mit dem NIKIET Moskau geleisteten Modellanpassung wurde die Bearbeitung folgender Schwerpunkte vorgeschlagen:

- Modellieren des Verhaltens von Jodverbindungen im Störfalllokalisierungssystem einer RBMK-Anlage mit dem COCOSYS-Tool SPARC;
- Implementierung in COCOSYS und Austestung von Modellen, die beim NIKIET entwickelt wurden (z. B. zur Simulation der Klappen im Druckabbausystem mit spezieller Differentialgleichung zur Berücksichtigung der Deckeltragheit);
- Pilotanalysen mit COCOSYS zu auslegungsüberschreitenden Szenarien bei feiner Nodalisation des Störfalllokalisierungssystems mit Konzentration auf die Ausbrei-

tung und Verteilung von Wasserstoff, Aerosolen und Spaltprodukten im Raumsystem;

- Erstellung bzw. Komplettierung der Datensätze für eine ausgewählte RBMK-Anlage zur Nutzung der gekoppelten Codes ATHLET und COCOSYS und Durchführung einer Pilotrechnung für ein DBA-Szenarium.

Die oben genannten Zielstellungen wurden in der Laufzeit des Vorhabens mehrfach präzisiert. Die Notwendigkeit dafür ergab sich sowohl aus geänderten Randbedingungen in der Zusammenarbeit mit den russischen und litauischen Partnern als auch aus Kapazitätsproblemen für die Bearbeitung einzelner Aufgabenstellungen. So konnten beispielsweise die ursprünglich geplanten Störfallanalysen mit ATHLET-CD wegen langwierigen Kapazitätsengpässen bei der GRS und SEC NRS nicht realisiert werden. Anstelle der ATHLET-CD-Analyse wurde das Spektrum der Störfallanalysen mit ATHLET für RBMK vervollständigt (s. Abschnitt 13.4). Weitere Informationen werden in den nachfolgenden Abschnitten des Kapitels erläutert.

13.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

Die zentrale Aufgabe in der ersten Phase des Vorhabens waren die Arbeiten zur Präzisierung des Arbeitsprogramms gemeinsam mit den russischen und litauischen Partnern. Die ursprünglich im Arbeitsprogramm vorgesehenen Analysen für das Kernkraftwerk Ignalina wurden angesichts der Abschaltung der Anlage zum 31.12.2009 nicht mehr benötigt. Die für die Bearbeitung dieses Arbeitspakets geplanten Ressourcen wurden deshalb auf die Bearbeitung der o. g. Aufgabenfelder für die russischen KKW mit RBMK-1000 konzentriert. Zur Realisierung der Aufgaben wurde ein Unterauftrag an das wissenschaftlich-technischen Zentrum für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (SEC NRS) der russischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Rostechnadzor vereinbart. Dieser Unterauftrag betraf, neben den Arbeiten zur Bestimmung von Reaktivitätsparametern mit QUABOX-CUBBOX und mit dem gekoppelten System QUABOX-CUBBOX/ATHLET und den thermohydraulischen Störfallanalysen mit ATHLET auch die Aufgabenfelder Auswertung der Betriebserfahrung der russischen RBMK (AP 4) und die Verfolgung der Nachrüstprogramme in den russischen RBMK-Anlagen. Wegen des unerwartet hohen Zeitaufwands zur Vereinbarung und zum Abschluss des Unterauftrags konnten die Arbeiten letztlich erst mit deutlicher Verspätung beginnen.

Die weiter unten zusammenfassend beschriebenen Ergebnisse zu den reaktorphysikalischen Analysen mit QUABOX-CUBBOX bzw. QUABOX-CUBBOX/ATHLET und zu den thermohydraulischen Störfallanalysen mit ATHLET wurden in enger Zusammenarbeit zwischen russischen Experten von SEC NRS und GRS-Fachleuten erzielt. Zur Realisierung der im Unterauftrag präzisierten Aufgabenstellungen wurden insgesamt sechs Arbeitstreffen mit einer Dauer zwischen zwei Tagen und zwei Wochen durchgeführt. Die abschließenden Rechnungen wurden jeweils von den russischen Experten durchgeführt, dokumentiert und gemeinsam ausgewertet.

Die ersten beiden Arbeitsaufenthalte von russischen Experten in der GRS Garching wurden für beide Arbeitsfelder entsprechend der Spezifik der Aufgaben noch getrennt nach ATHLET-Analysen (Juni 2009) und QUABOX-CUBBOX (Oktober 2009) durchgeführt, die weiteren Arbeitstreffen im Jahr 2010 wurden wegen der Entwicklung der gekoppelten Version des 3D-Kernmodells QUABOX-CUBBOX und ATHLET 2.2A für die Analyse von Transienten in RBMK-Reaktoren und speziell zur Simulation von Messungen des Void-Reaktivitätskoeffizienten im KKW Kursk-1 immer zeitgleich organisiert. Neben den im Folgenden etwas ausführlicher beschriebenen Arbeiten zur Entwicklung der gekoppelten Programversion von QUABOX-CUBBOX/ATHLET für RBMK wurden während der Arbeitstreffen im Jahr 2010 jeweils parallel verschiedene gemeinsame Arbeiten zu den Störfallanalysen mit ATHLET (z. B.. Analyse der von SEC NRS vorbereiteten Rechnungen) durchgeführt.

In Vorbereitung des ersten Arbeitstreffens zu den reaktorphysikalischen Analysen wurde die QUABOX-CUBBOX-Programmversion der GRS für RBMK aktualisiert. Dabei wurden die neuesten Programmentwicklungen eingebaut und verschiedene Testrechnungen durchgeführt sowie ein neuer Lademodul für die gekoppelte Version von QUABOX-CUBBOX/ATHLET für Kursk-1 in der aktuellen Soft- und Hardwareumgebung der GRS erzeugt und erfolgreich getestet. Während des Aufenthalts wurden die russischen Experten im Detail in die Methoden und Besonderheiten der Kopplung des thermohydraulischen Programms ATHLET mit dem neutronenphysikalischen Programm QUABOX-CUBBOX für RBMK eingeführt und mit der praktischen Handhabung (z. B. Erzeugung eines Lademoduls, Nutzung der Analysesimulatorsoftware ATLAS zur Visualisierung der Rechenergebnisse) vertraut gemacht. Darüber hinaus wurden gemeinsame Arbeiten zu erforderlichen Anpassungen des ATHLET-Datensatzes von SEC NRS für RBMK und von Programmroutinen zur Einbindung der Wirkungsquer-

schnittsbibliothek von SEC NRS für neue Brennstofftypen begonnen. Diese Arbeiten wurden von den russischen Experten zu Hause abgeschlossen.

Während des nächsten Arbeitsaufenthalts der russischen Experten im Februar 2010 in Garching wurde eine neue gekoppelte Code-Version, bestehend aus der ATHLET-Version 2.2A und QUABOX-CUBBOX mit aktuellen neutronenphysikalischen Daten erstellt und erfolgreich getestet. Darüber hinaus wurden die bis zu diesem Zeitpunkt von SEC NRS übergebenen Berichte zu ATHLET-Störfallanalysen gemeinsam ausgewertet. Während des Aufenthalts russischer Experten im Mai 2010 in Garching und des darauf folgenden Arbeitstreffens Ende Juni/Anfang Juli 2010 in Moskau wurden aktuelle Daten für die Beladung des Kerns des KKW Kursk-2 übergeben. Auf der Grundlage der gemeinsamen detaillierten Analyse dieser Daten wurde mit der Entwicklung eines neuen Simulationsmodells für den aktuellen Status von Kursk-2 begonnen, welches aus zehn thermohydraulischen Kanälen (fünf für jede Kernhälfte), zwei Kanälen für Steuerstäbe und zwei Kanälen mit Wassersäulen besteht. Darüber hinaus wurde ein neuer Lademodul mit der gekoppelten Version der Programme ATHLET und QUABOX-CUBBOX mit dem Intel-FORTRAN-Compiler erzeugt, wobei drei Interface-Routinen mit dem Ziel einer schnelleren Konvergenz der Startrechnungen (steady state) beider Programme modifiziert wurden. Ebenfalls weiter verbessert wurde die Berechnung der Wirkungsquerschnitte unter Nutzung einer externen Bibliothek. Dabei wurde eine Beschleunigung der Rechnungen um den Faktor 10 erreicht (im Vergleich zu den Ergebnissen von Februar 2010). Dieses Ergebnis ist von entscheidender Bedeutung für die Durchführung der Transientenrechnungen mit einem praktikablen Zeitaufwand.

Auf der Basis diverser Testrechnungen wurden erforderliche Detailverbesserungen des Rechenmodells im Hinblick auf die geplanten Simulationsrechnungen für die Messungen des Void-Reaktivitätskoeffizienten identifiziert und teilweise bereits umgesetzt. Schwerpunkt der gemeinsamen Arbeiten während des zweiwöchigen Abschlusstreffens in Garching im August/September 2010 waren weitere Maßnahmen zur Optimierung des gekoppelten Systemcodes QUABOX-CUBBOX/ATHLET hinsichtlich Rechenzeit und neuer/aktueller Anlagendaten. Hierbei konnte eine Beschleunigung der Rechenzeit etwa um den Faktor 40 (im Vergleich zu den Ergebnissen vom Februar 2010) erzielt werden. Damit konnten auch die vereinbarten Berechnungen transienter Vorgänge von SEC NRS in annehmbarer Rechenzeit durchgeführt werden.

Die Arbeiten bezüglich des Störfalllokalisierungssystems (SLS) von KKW mit RBMK-1000 erfolgten in Kooperation mit dem NIKIET Moskau. Sie waren auf die weitere Anpassung von COCOSYS und seine Nutzung in Analysen zum Verhalten des SLS unter Störfallbedingungen ausgerichtet. Die Aktivitäten starteten mit einem Projektmeeting im März 2008 in Moskau, auf dem die vorabgestimmten gemeinsamen Arbeiten weiter spezifiziert wurden /PRO 21/.

Im November 2008 wurde in der GRS Berlin ein Workshop mit zwei Fachleuten des NIKIET zu den bisherigen Ergebnissen von COCOSYS Pilotanalysen zum SLS und erforderlichen Modelladaptionen in COCOSYS in Bezug auf die Simulation der Rückhaltung von Aerosolen/Spaltprodukten im Druckabbausystem von KKW mit RBMK-1000 durchgeführt /PRO 22/. Während des Arbeitstreffens wurden verschiedene Aspekte zur Verbesserung des in den vereinbarten Pilotrechnungen zum KKW Smolensk-3 verwendeten Datensatzes gemeinsam untersucht. Die Pilotrechnungen stellen die Fortführung der im BMU Projekt SR 2513 /WJP 08/ begonnenen Analysen zum Druckammerbruch mit Freisetzung von Wasserstoff, Aerosolen und Spaltprodukten dar, wobei jetzt eine detailliertere Nodalisierung zur Anwendung kommt. Die Struktur des Berichtes, in dem die Ergebnisse der Analysen dokumentiert werden sollen (siehe Kapitel 13.5.3), wurde abgestimmt. Darüber hinaus wurden die notwendigen Arbeitsschritte zum Einbau RBMK-spezifischer Modelle des NIKIET bzw. zur Modellerweiterung in COCOSYS hinsichtlich der Jodrückhaltung im Druckabbausystem der RBMK im Detail diskutiert und vereinbart. Die Fachkollegen des NIKIET informierten auf dem Workshop darüber, dass sie beabsichtigen das Thermohydraulik-Modul von COCOSYS für die Berechnung von Stör- und Unfallabläufen im Störfalllokalisierungssystem von RBMK-Anlagen in Russland zur Zertifizierung einzureichen.

Entsprechend der Ergebnisse des Workshops wurde von der GRS die Rückhaltung von gasförmigem Jod im RBMK-1000-Druckabbausystem auf Basis von vergleichbaren Prozessen im COCOSYS-Jod-Modell AIM abgeschätzt. Die Ergebnisse sollen vom NIKIET mit bisherigen russischen Annahmen verglichen und in zukünftigen Analysen berücksichtigt werden. Parallel dazu wurde die Möglichkeit der Modellierung der Rückhaltung von gasförmigem Jod in der COCOSYS Entwicklerversion V2.4 erweitert, so dass damit alternativ zu der vom Pool Scrubbing-Modell SPARC berechneten Rückhaltung eine vom Nutzer vorgegebene Zeittabelle verwendet werden kann. Die COCOSYS Entwicklerversion wurde an NIKIET zur Testung der neuen Optionen übergeben. Weiterhin wurde seitens der GRS mit der Erweiterung des RBMK-spezifischen

Klappenmodells in COCOSYS auf Basis vom NIKIET bereitgestellter Unterlagen begonnen (Berücksichtigung von Masse und Trägheit der beweglichen Klappenelemente). Die Ergebnisse zu diesen Arbeiten sind weiter unten in den Kapiteln 13.5.1 und 13.5.2 ausführlich dargestellt.

Das nächste Projektmeeting zwischen GRS und NIKIET fand im Juni 2009 in der GRS Garching statt /PRO 23/. Der teilnehmende Kollege von NIKIET informierte darüber, dass seitens des NIKIET die Aktivitäten zur COCOSYS Zertifizierung Priorität haben. Im Zusammenhang damit wurde die GRS um Unterstützung bei der Erstellung einer Dokumentation zur Programmvalidierung gebeten. Diese soll die Aufstellung einer RBMK-spezifischen Validierungsmatrix für thermohydraulische Phänomene und deren Untersetzung durch entsprechende Validierungsrechnungen (d. h. die Beschreibung der Validierungsergebnisse) umfassen. In Abstimmung mit den russischen Experten ersetzen diese Aktivitäten zur Zertifizierung die geplanten Arbeiten zur Erstellung bzw. Komplettierung der Datensätze für eine ausgewählte RBMK-Anlage zur Nutzung der gekoppelten Codes ATHLET und COCOSYS und Durchführung einer Pilotrechnung für ein DBA-Szenarium hinfällig. Auch in der Bearbeitung der anderen Arbeitspunkte kam es in der Folge auf Grund der durch die Zuarbeit zur Zertifizierung gebundenen GRS-Kapazität zu Verzögerungen.

Im Zusammenhang mit der Unterstützung des NIKIET zur COCOSYS Zertifizierung zeigte sich die Notwendigkeit, einige der alten Validierungsrechnungen zu wiederholen. Zum einen fehlten Parameter zur Demonstration von speziellen Validierungsergebnissen, zum anderen lagen entsprechende Ergebnisse nur in Papierform oder in schlechter Qualität vor. Dabei sollten diese Nachrechnungen auch gleich mit der COCOSYS Entwicklerversion V2.4 erfolgen. Folgende Versuchsnachrechnungen wurden wiederholt: BMC VANAM M3, GKSS M1, MISTRA MASP1, THAI Jod-11 und POSEIDON PA-Serie. Diese neuen Nachrechnungen flossen in den Dokumentationsbericht zur COCOSYS Validierung ein (Details siehe Kapitel 13.5.4).

Im März 2011 fand in Moskau das letzte Meeting zwischen NIKIET und GRS im Vorhaben statt /PRO 24/. Die russischen Kollegen informierten über den Stand der COCOSYS Zertifizierung. Unter Nutzung der von der GRS in Englisch erstellten Dokumentation sowie weiterer eigener Validierungsrechnungen hat das NIKIET entsprechend der Zertifizierungsbedingungen von Rostechnadzor einen russischsprachigen Bericht verfasst. Seitens NIKIET wurden damit alle benötigten Unterlagen für die COCOSYS Zertifizierung eingereicht. Die Entscheidung der Zertifizierungsstelle steht

bisher noch aus. Die GRS informierte über das inzwischen fertig gestellte erweiterte RBMK-spezifische Klappenmodell (Berücksichtigung von Masse und Trägheit der beweglichen Klappenelemente) sowie der durchgeführten Testrechnungen inklusive dem Vergleich mit STAR-CD. Das erweiterte Modell ist allerdings noch nicht validiert. Im Weiteren wurden Arbeitspunkte für die zukünftige Zusammenarbeit in einem Folgeprojekt diskutiert. Beide Seiten betonten die Nützlichkeit der langjährigen Zusammenarbeit und ihren Willen zu deren Fortsetzung. Die GRS hat u. A. Interesse an Analysen zu RBMK-1000 Anlagen der 2. Generation mit zweietagigem Druckabbausystem, um ihren Kenntnisstand zu diesem KKW Typ zu komplettieren.

13.3 Ermittlung reaktorphysikalischer Parameter für aktuelle Kernbeladungen und für die Durchführung von Analysen

13.3.1 Berechnung typischer Reaktivitätskenngrößen für aktuelle Kernbeladungen mit QUABOX-CUBBOX

Bereits im Vorgängervorhaben SR 2513 hatte SEC NRS eine Zwei-Gruppen-Wirkungsquerschnitts-Bibliothek für QUABOX-CUBBOX unter Berücksichtigung neuer Brennelemente und neuer Steuerstäbe erzeugt. Unter Nutzung eines speziellen Unterprogramms werden die benötigten Konstanten durch Interpolation in fünf Tabellen von Zwei-Gruppen-Wirkungsquerschnitten mit den Abhängigkeiten von Brennstoff- und Graphittemperatur, Kühlmitteldichte, Abbrand und Xenon-Konzentration ermittelt. Die formale Anwendung einer Interpolationsprozedur führt zu einem sehr hohen Rechenaufwand im Vergleich zu einer Polynominterpolation, bei der die Polynomkoeffizienten vorab berechnet werden.

Ein wichtiges Ziel der durchgeführten Arbeiten war deshalb die Optimierung Behandlung der Wirkungsquerschnittsbibliothek. Dabei wurde eine 40-fache Beschleunigung der Iterationsprozedur erreicht. Die damit verbundene wesentliche Beschleunigung der Rechengeschwindigkeit von QUABOX-CUBBOX ermöglichte die Durchführung operativer Berechnungen für verschiedene RBMK-1000 Betriebszustände mit aktuellen Kernbeladungen und den effektiven Einsatz des Programms im gekoppelten thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Programmsystem ATHLET-QUABOX/CUBBOX.

Die Informationen zum Anfangszustand der RBMK-Anlage werden aus einer speziellen Datei mit festem Format ausgelesen, die den aktuellen Status der konkreten, ausgewählten RBMK-Anlage beschreibt. Diese Datei wurde für das KKW Kursk-1 aus der "SCALA-Mikro" Datenbank erzeugt (neue Version vom Mai 2010) und berücksichtigt die aktuellen Eigenschaften des Kerns (Brennstoff mit 2,6 - 2,8% U-235 mit Erbium als abbrennbarem Absorber, 33 schnelle Abschaltstäbe, neuer Typ der Steuerstäbe (Cluster) und neues Reaktorschutzsystem).

Unter Nutzung der neuen Version von QUABOX-CUBBOX wurden Berechnungen zur Bestimmung der wichtigsten Reaktivitätseffekte und -koeffizienten der RBMK-1000-Anlage Kursk-1 für die aktuellen Kernbeladungen durchgeführt. Dabei wurden folgende Reaktivitätskenngrößen bestimmt:

- Brennstofftemperatur-Reaktivitätskoeffizient,
- Graphittemperatur-Reaktivitätskoeffizient,
- Void-Reaktivitätskoeffizient,
- Effektivität der neuen Cluster-Regelstäbe,
- Wasserverlust aus dem Steuerstab-Kühlkreislauf.

An dieser Stelle werden beispielhaft lediglich die Ergebnisse für die Graphittemperatur und den Wasserverlust aus dem Steuerstab-Kühlkreislauf angeführt. Für weitere Details und Ergebnisse wird auf den Fachbericht /SEC D4/ verwiesen. In den Tabellen Tab. 13.1 und Tab. 13.2 sind neben den QUABOX-CUBBOX-Ergebnissen zum Vergleich Ergebnisse des russischen Programms BARS angegeben.

Tab. 13.1 Berechnete Werte des Graphittemperatur-Reaktivitätskoeffizienten im KKW Kursk-1 vor und nach Einführung der neuen Uran-Erbium-Brennelemente

KKW Kursk-1	BARS	QUABOX-CUBBOX
22.11.1997	$4,8 \cdot 10^{-5} / ^\circ\text{C}$	$6,2 \cdot 10^{-5} / ^\circ\text{C}$
17.10.2007	$0,76 \cdot 10^{-5} / ^\circ\text{C}$	$2,8 \cdot 10^{-5} / ^\circ\text{C}$
06.07.2010	$0,71 \cdot 10^{-5} / ^\circ\text{C}$	$2,7 \cdot 10^{-5} / ^\circ\text{C}$

Die durchgeführten Analysen haben gezeigt, dass sich der Temperatur-Reaktivitätskoeffizient des Graphits während des Übergangs zur vollständigen Beladung des

Kerns mit Uran-Erbium-Brennelementen um ein Vielfaches im Vergleich zur sogenannten "vor dem Erbium"-Periode reduziert. Die Veränderung zum Jahr 2007 ist nur noch gering, da bereits damals UO₂-Er-Brennstoff zum Einsatz kam.

Die durchgeführten Analysen zum Void-Effekt beim Wasserverlust im Kühlkreislauf der Steuerstäbe mit QUABOX-CUBBOX für unterschiedliche Etappen der Modernisierung der Steuerstäbe der RBMK-1000-Reaktoren haben die Tendenz zur signifikanten Reduzierung des positiven Void-Effekts beim Einsatz der neuen Steuerstabkonstruktionen (insbesondere für die Cluster-Stäbe) bestätigt. Dadurch ist es gelungen, den positiven Void-Reaktivitätseffekt beim Leerlaufen des Steuerstabskühlsystems von ca. $4 \beta_{\text{eff}}$ auf Werte um $1 \beta_{\text{eff}}$ zu verringern. In den Blöcken 1 und 3 des KKW Smolensk und im Block 4 des KKW Kursk, wo der Austausch aller Steuerstäbe durch Cluster-Stäbe vollständig abgeschlossen ist, beträgt dieser Effekt noch $0,7 - 0,8 \beta_{\text{eff}}$.

Tab. 13.2 Q/C-Ergebnisse für den Void-Effekt des Steuerstab-Kühlsystems für drei verschiedene Zeitpunkte im KKW Kursk-1 (bei Nennleistung)

Datum	23.02.1999	15.01.2002	06.07.2010
Steuerstab-Typ (Nummer)	136 (2091)	116 (2477), 20 (2091)	73 (2399), 63 (2477)
Void-Effekt, β_{eff}	3,84	1,62	1,08

13.3.2 Entwicklung eines gekoppelten QUABOX-CUBBOX/ATHLET-Modells für RBMK-1000

Ausgangspunkt der hier beschriebenen Arbeiten war eine von der GRS zu einem früheren Zeitpunkt gemeinsam mit dem NIKIET entwickelte Kopplung von ATHLET 2.0 und QUABOX-CUBBOX. Für die Berechnung von RBMK-Transienten nutzte diese gekoppelte Version eine Zwei-Gruppen-Bibliothek neutronenphysikalischer Konstanten, die mit dem NIKIET entwickelt worden war. Diese Bibliothek entsprach nicht mehr den Anforderungen, da sie keine Daten für die aktuell in RBMK-1000 eingesetzten Brennelemente, neue Steuerstabkonstruktionen u. ä. m. enthält.

Für die hier beschriebenen Arbeiten zur Kopplung kamen die aktuellen Programmversionen von ATHLET (2.2A) und QUABOX-CUBBOX und die im Abschnitt 13.3.1 beschriebene Wirkungsquerschnitts-Bibliothek von SEC NRS zum Einsatz. Diese Biblio-

thek wurde bereits für eine Serie von Rechnungen für stationäre Zustände in modernisierten RBMK-1000 getestet. Die Ergebnisse wiesen dabei eine gute Übereinstimmung mit den Resultaten anderer Codes und mit Messdaten aus dem Betrieb der KKW auf. Allerdings gab es bis zum Beginn der Arbeiten noch keine Erfahrungen zum Einsatz der neuen Zwei-Gruppen-Bibliothek zur Simulation von Transienten.

Bereits zu einem früheren Zeitpunkt hatte SEC NRS ein spezielles grafisches Hilfsprogramm für das Programm QUABOX-CUBBOX/HYCA zur automatischen Erstellung der Eingabedatenfiles für dynamische Simulationen erstellt, welches auf den Informationen aufsetzt, die vom Kraftwerkscomputersystem „SKALA“ zur Verfügung gestellt werden. Im Zuge der jetzt durchgeführten Arbeiten wurde dieses grafische Interface erheblich erweitert, um auch die Input-daten für ATHLET übernehmen zu können. Die Anwendung des grafischen Interfaces vereinfacht die Erzeugung der Eingabefiles sehr stark und trägt zur Vermeidung von Fehlern bei.

Für die Beschreibung der für die Nachrechnung der Void-Reaktivitätsmessungen erstellten ATHLET- und QUABOX-CUBBOX-Modelle wird hier auf die SEC NRS Berichte /SEC D4/ und /SEC D2/ verwiesen. Zusammenfassend sei hier nur gesagt, dass sowohl die neutronenkinetischen als auch die thermohydraulischen Teile des Anlagenmodells alle modernen Simulationsoptionen der Rechenprogramme QUABOX/CUBBOX und ATHLET nutzen und die Anlage Kursk-1 bezüglich der Void-Reaktivitätsmessungen hinreichend genau nachbilden. Das thermohydraulische Modell in ATHLET 2.2A simuliert den Primärkreislauf von RBMK-1000-Anlagen einschließlich aller Systeme und Ausrüstungen bis hin zur Turbine. In der Abb. 13.1 wird beispielhaft das Nodalisierungsschema des Reaktorkühlkreislaufs gezeigt.

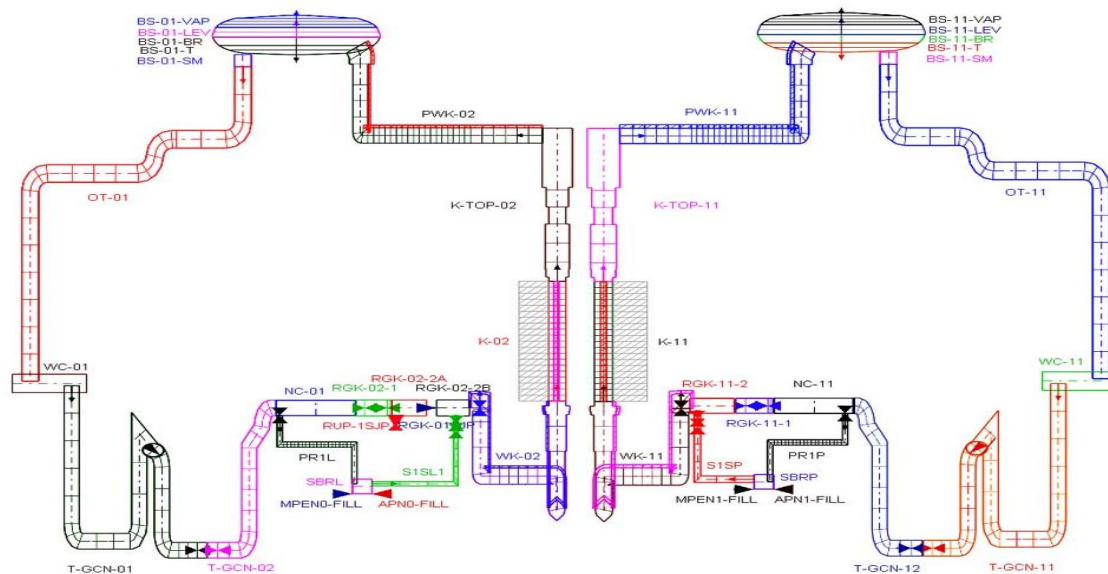


Abb. 13.1 Nodalisierungsschema des Reaktorkühlkreislaufs eines RBMK-1000

13.3.3 Nachrechnung der Void-Reaktivitätsmessungen in der RBMK-1000-Anlage Kursk-1

Die oben beschriebenen Modelle wurde zur Nachrechnung der transienten Vorgänge im KKW Kursk-1 während der sogenannten Void-Reaktivitätsmessungen eingesetzt. Bei diesen Messungen wird die Änderung verschiedener Anlagenparameter im Ergebnis einer kurzzeitigen Erhöhung des Speisewasserdurchsatzes erfasst und daraus der Void-Reaktivitätskoeffizient errechnet. Die spezifischen Eingabedaten für die Nachrechnungen stammen von den Void-Reaktivitätsmessungen im KKW Kursk-1 von Juli 2010. Im Modell wird die echte 3D-Leistungsverteilung durch QUABOX-CUBBOX simuliert und die automatischen Steuerstabbewegungen während der Messungen werden berücksichtigt.

Die Analysen wurden sowohl mit dem Punktkinetik-Modell von ATHLET als auch mit einem 3D-Kernmodell mit den gekoppelten Programmen QUABOX-CUBBOX/ATHLET durchgeführt.

In den Rechnungen mit dem Punktkinetik-Modell wurde gezeigt, dass die durchgeführte Veränderung des Speisewasserdurchsatzes im Verlauf der Messungen zu einer Reaktivitätsänderung führt (nicht mehr als $0,1 \beta_{\text{eff}}$), die durch den automatischen Leistungsregler kompensiert wird und folgende Änderungen der technologischen Parameter verursacht:

- Reaktorleistung - nicht mehr als 2 % der Nennleistung,
- Änderung des Füllstands in den Dampfseparatoren - bis zu 40 - 60 mm.

In der Abb. 13.2 werden die mit dem ATHLET-Punktkinetik-Modell ermittelten Reaktivitätsänderungen während einer Messung gezeigt (Verringerung des Speisewasserdurchsatzes um 200 t/h in jede Kernhälfte ab der 585. Sekunde, nach weiteren 150 s Reduzierung des Speisewasserdurchsatzes um 400 t/h in jede Kernhälfte).

Für eine genauere Ermittlung der Reaktivitätsänderungen während der Messungen ist der Einsatz eines 3D-Kernmodells mit einem detaillierten Modell der Steuerstabbewegungen erforderlich. In der gekoppelten Rechnung wird der Speisewasserdurchsatz in jede Kernhälfte zunächst nach 150 s um 200 t/h erhöht und nach zwei Minuten wieder um 400 t/h reduziert (s. Abb. 13.3). Die Abb. 13.4 zeigt die mittlere Veränderung der Steuerstabpositionen während der Transiente.

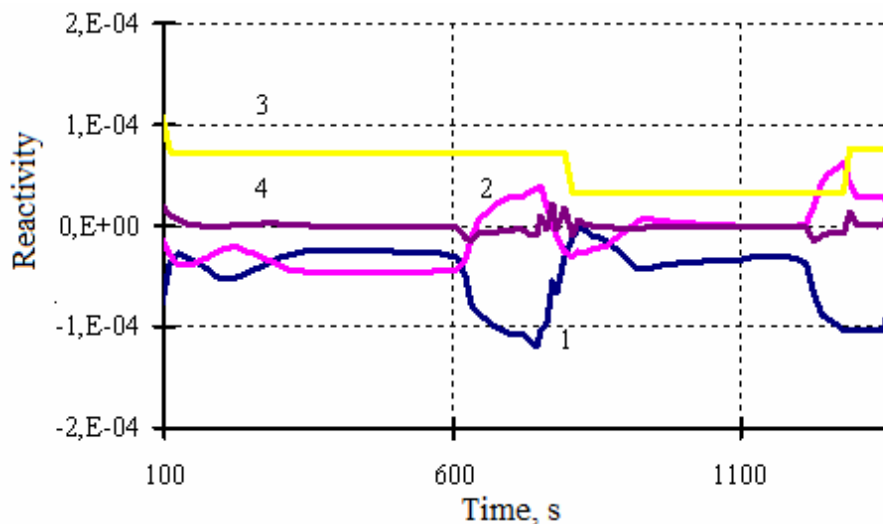


Abb. 13.2 Reaktivitätsänderungen, berechnet mit dem ATHLET-Punktkinetik-Modell

- | | |
|----------------------------------|--------------------|
| 1 – Änderung des Dampfgehalts | 2 – Doppler-Effekt |
| 3 – Verschiebung der Steuerstäbe | 4 - gesamt |

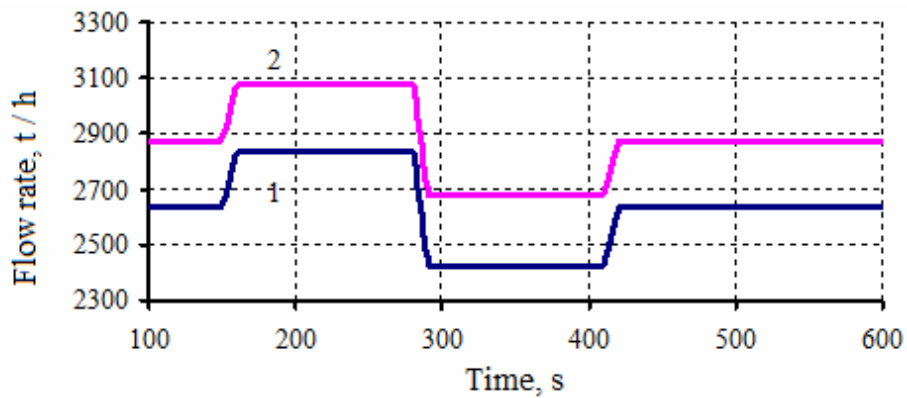


Abb. 13.3 Änderung des Speisewasserdurchsatzes in der gekoppelten Rechnung mit ATHLET- und QUABOX-CUBBOX

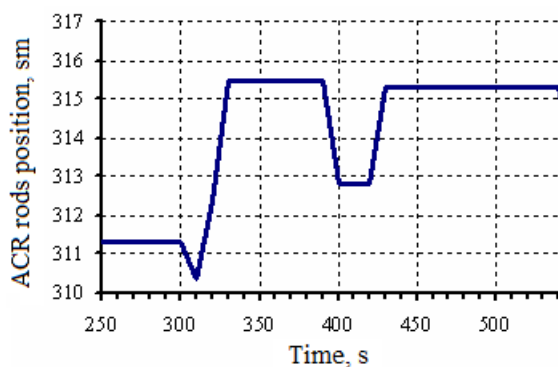


Abb. 13.4 Mittlere Werte der Änderung der Steuerstabposition bei Reduzierung des Speisewasserdurchsatzes um 400 t/h

Die Reaktivitätsänderung, die durch eine Änderung des Speisewasserdurchsatzes hervorgerufen wird kann wie folgt dargestellt werden

$$\Delta\rho = \alpha_{\varphi}\Delta\varphi + \alpha_w\Delta W$$

wobei bedeuten:

α_{φ} - Void-Reaktivitätseffekt,

$\Delta\varphi$ - Änderung des volumetrischen Dampfgehalts,

α_w – schneller Leistungsreaktivitäts-Koeffizient (wird in speziellen Messungen durch Verschieben von Steuerstäben ermittelt),

ΔW – Änderung der thermischen Leistung.

Auf dieser Basis kann unter Nutzung der Simulationsergebnisse für den volumetrischen Dampfgehalt, die Änderung der thermischen Leistung und die mittlere Änderung

der Steuerstabposition unter Einbeziehung des experimentell ermittelten Reaktivitätseffekts der Verschiebung der Steuerstäbe eine Abschätzung des Void-Reaktivitätskoeffizienten vorgenommen werden (für mehr Details s. /SEC D4/).

Für die durchgeführte Simulation der Messungen mit dem gekoppelten Programm QUABOX-CUBBOX/ATHLET ergibt sich damit ein Wert von $0,55 \beta_{\text{eff}}$ für den Void-Reaktivitätskoeffizienten. Dieser Wert stimmt sehr gut mit dem experimentell ermittelten Wert von $0,69 \beta_{\text{eff}}$ überein.

Die detaillierte neutronenkinetische 3D-Simulation der Void-Reaktivitätsmessungen im KKW Kursk-1 mit dem gekoppelten Programmsystem QUABOX-CUBBOX/ATHLET hat gezeigt, dass die entwickelten Modelle nicht nur in der Lage sind, die realen RBMK-1000-Transienten zu simulieren (ähnliches Verhalten des Druckverlaufs, der Kühlmittel-, Speisewasser- und Dampfmassenströme sowie der Regelstabein- und -ausfahrpositionen wie im Kraftwerk registriert), sondern auch den jeweiligen Wert des Void-Reaktivitätskoeffizienten abzuschätzen. Der im Ergebnis der Simulation mit dem gekoppelten Programmsystem QUABOX-CUBBOX/ATHLET berechnete Wert für den Void-Reaktivitätskoeffizienten stimmt sehr gut mit den gemessenen Werten überein.

13.4 Untersuchungen zu Störfällen in RBMK-Anlagen mit ATHLET

Der vorliegende Bericht enthält eine zusammenfassende Darstellung der durchgeführten Arbeiten und der Ergebnisse, welche im Rahmen des Arbeitspunkts 12.2 des Vorhabens 3608R01504 durchgeführt wurden. Die Darstellung soll dem Leser eine Übersicht über den Untersuchungsgegenstand mit den wesentlichen Ergebnissen ermöglichen. Die Detaillierung wird dabei so gewählt, dass aus dem Ziel der Untersuchung und dem wesentlichen Analyseergebnis ein Eindruck der durchgeführten Untersuchung gewonnen werden kann. Eine umfassendere Beschreibung der im Vorhaben erzielten Ergebnisse kann dem technischen Bericht /KEA 11/ entnommen werden. Darüber hinaus stehen als dritte Stufe der Ergebnisdarstellung die von SEC NRS in englischer Sprache verfassten Analyseberichte zur Verfügung.

13.4.1 Übersicht über bisherige Störfallanalysen für RBMK-Anlagen

Als Vorbereitung zur Durchführung thermohydraulischer Störfallanalysen erfolgte zunächst eine zusammenfassende Auswertung der in den BMU-Vorhaben von 1992 - 2007 durchgeführten Störfallanalysen. Die folgende Tabelle Tab. 13.3 gibt eine Übersicht über die in der Vergangenheit durchgeführten thermohydraulischen Störfallanalysen für RBMK-Anlagen. Hierbei wurden sämtliche im Rahmen der BMU-Vorhaben von 1992 – 2007 durchgeführten Analysen einer zusammenfassenden Auswertung unterzogen: Aus der Tabelle ist erkennbar, dass der überwiegende Teil der Analysen für die Anlage Ignalina durchgeführt wurde. Für den RBMK der 3. Generation (Smolensk 3) und für die RBMK der 1. Generation (am Beispiel von Kursk-1 und Leningrad-2) waren v.a. Bruch und Blockade des Gruppenverteilersammlers (GVS) Gegenstand der thermohydraulischen Analysen. Der Kühlmittelverluststörfall „Bruch des GVS“ ist insofern von großer Bedeutung, da er dem Leckstörfall mit der größten zu unterstellenden Bruchgröße für RBMK der 1. Generation entspricht und daher als bestimmend für den Nachweis einer ausreichenden Not- und Nachkühlung gilt. Die Weiteren für den RBMK der 1. Generation aufgeführten Analysen für den Verlust des Speisewassers, der Messung des Voidkoeffizienten und dem Leerlaufen des Steuerstabskühlsystems haben gezeigt, dass hierzu z.T. noch ein größerer Untersuchungsbedarf besteht.

Die Ergebnisse der Aufbereitung der bisherigen Analysen wurden auch in das RBMK-Baulinien-Handbuch übernommen.

Tab. 13.3 Übersicht der im Rahmen von BMU-Vorhaben durchgeführten Störfallanalysen zu RBMK-Reaktoren

Projekt	Quelle	Anlage	Störfall	Analysten	Codes	Nachweisziel, Ergebnis und ggf. Weiterarbeit
SR 2513	GRS-A-3394 Kap. 3.6.1.1 (2008)	Kursk 1	Bruch eines Gruppenverteilersammlers GVS (stromabwärts der Rückschlagklappe)	GRS und NIKIET	ATHLET- QUABOX/ CUBBOX	Die Wirksamkeit des neuen Notkühlsystems SAOR-2 (ECCS-2) wurde nachgewiesen Keines der betreffenden Akzeptanzkriterien wurde verletzt Die Analysen sollten in einem Nachfolgevorhaben ergänzt werden durch eine Analyse mit detaillierterer Darstellung der Bypass-Leitungen am GVS, einer automatisch gesteuerten Notkühlinspeisung und einer detaillierteren Betrachtung möglicher Heißkanäle.
SR 2513	GRS-A-3394 Kap. 3.6.1.2 (2008)	Kursk 1	Verlust des Speisewassers	GRS und NIKIET	ATHLET- QUABOX/ CUBBOX	Berechnung des Störfalls Testen des ATHLET-Datensatzes Gekoppelte Rechnung konnte auf Grund begrenzter Kapazitäten bei NIKIET nicht durchgeführt werden
SR 2513	GRS-A-3394 Kap. 3.6.1.3 (2008)	Kursk 1	Simulation der Messung des Voidkoeffizienten	GRS und NIKIET	ATHLET- QUABOX/ CUBBOX	Simulations des Messvorgangs mit dem gekoppelten Code Testen des ATHLET-Datensatzes Gekoppelte Rechnung konnte im Rahmen des Projektes nicht mehr durchgeführt werden. Dies soll im Nachfolgevorhaben geschehen.
SR 2513	GRS-A-3394 Kap. 3.6.1.4 (2008)	Leningrad 2	Blockade eines Gruppenverteilersammlers GVS (BDBA)	SEC NRS	ATHLET 2.0 B	Wirksamkeit des neuen Reaktorschutzsignals „Durchsatz niedrig in einem GVS“ Wirksamkeit wurde gezeigt und ein Nachweis erbracht, dass durch Einführung des neuen Reaktorschutzsignals ein Beitrag zur Erhöhung der Sicherheit gewährleistet wurde.
SR 2513	GRS-A-3394 Kap. 3.6.2.1 Kap. 3.6.2.2 (2008)	Kursk 1	Leerlaufen des Steuerstabskühlkreislaufs	SEC NRS	ATHLET - QUABOX/ CUBBOX bzw. QUABOX/ CUBBOX- HYCA	Anwendung von QUABOX-CUBBOX auf aktuelle Kernbeladungen, Entwicklung von Wirkungsquerschnitten für zwei Energiegruppen und Berechnung typischer Reaktivitätskoeffizienten Dampfblasen-Reaktivitätskoeffizient des Kühlmittels von 0,45 β_{eff} / Vol.-% bleibt im Rahmen der heute zulässigen Werte von 0,3 – 0,8 β_{eff} / Vol.-%. Der Reaktivitätseintrag durch das Leerlaufen des Steuerstabskühlsystems wird für heutige Kernbeladungen mit 0,77 β_{eff} berechnet, was einen deutlichen Fortschritt darstellt.

SR 2513	GRS-A-3394 Kap. 3.6.2.3 (2008)	Ignalina 2	Leerlaufen des Steuerstabskühlkreislaufs (DBA – auslegungsbestimmend)	LEI	QUABOX/ CUBBOX- HYCA	Bewertung der Wirksamkeit durchgeführter Änderungen am diversitären Abschaltssystem (DSS). Die Unterkritikalität nach der Abschaltung betrug im Basisfall 5.3 β_{eff} und beim Variantenfall mit Ausfall von 25 AZ/BSM-Stäben 3,5 β_{eff} . Bei allen Akzeptanzkriterien zeigte sich ein großer Sicherheitsabstand. Auf Basis der Angaben zum gemessenen Kernzustand vom 20. März 2007 konnte somit die Wirksamkeit einer sicheren Reaktorabschaltung auch beim Ausfall von 25 AZ/BSM-Stäben nachgewiesen werden.
SR 2513	GRS-A-3394 Kap. 3.6.3 (2008)	Smolensk 3	Bruch eines druckseitigen Sammlers - Pilotanalyse	GRS und NIKIET	COCOSYS	Analyse eines typischen Störfalls mit Freisetzung von Wasserstoff und von Aerosolen/Spaltprodukten. Darstellung wesentlicher Rechenergebnisse Implementierung von Modifikationen in ein feineres Nodalisationsschema soll in einem Nachfolgeprojekt durchgeführt und erprobt werden.
SR 2443	GRS-A-3233 Kap. 2.4.1.1 (2005)	Ignalina 2	Ausfall des Hauptspeisewassers (mit und ohne Reaktorabschaltung)	LEI	ATHLET1.2 E und ATHLET- QUABOX/ CUBBOX	Untersuchungsgegenstand: ATWS-Bedingungen mit oder ohne Verfügbarkeit des lokalen automatischen Regelsystems (LAC) inkl. Variantenrechnungen. Mit verfügbarem Reaktorschutz bei Ausfall der ersten beiden Abschaltanregungen. Die Untersuchungen zeigen deutlich die Notwendigkeit einer sicheren Abschaltung. Ferner zeigen sie, dass mindestens 143 s bei diesem Störfall zur Verfügung stehen, um den Reaktor sicher abschalten zu können und um ein Auftreten von Hüllrohrschäden zu vermeiden. Mit dem Punktkinetikmodell wird eine positive Voidreaktivitätsrückwirkung berechnet, während jedoch mit dem 3D-Kinetikmodell unter Berücksichtigung des lokalen Verhaltens eine leicht negative Voidrückwirkung festgestellt wird. Dieses Ergebnis ist ein Hinweis darauf, dass der gemessene positive Voidkoeffizient nur bedingt zur Beschreibung der lokalen Voidrückwirkung im Kern geeignet ist. Zur Klärung der Zusammenhänge sind zusätzliche Untersuchungen erforderlich.
SR 2443	GRS-A-3233 Kap. 2.4.1.2 (2005)	Leningrad-2	Bruch eines Gruppenverteilersammlers	SEC NRS	ATHLET 2.0 A	Untersuchung des Einflusses der Abschaltverzögerung des Reaktors. Analyse mehrerer Störfallszenarien ohne Notstromfall Die Untersuchungen zeigen, dass bei den gegebenen Randbedingungen weder der Bruch eines Gruppenverteilersammlers vor noch hinter der Rückschlagklappe zum Versagen von Kernkanälen führt, auch wenn die Abschaltung des Reaktors nicht so zeitig wie im Notstromfall erfolgt. Bei einem der Szenarien können allerdings Hüllrohrschäden nicht ganz ausgeschlossen werden. Das zusätzliche Versagen einer Rückschlagklappe in einem benachbarten Gruppenverteilersammler, welches typischerweise bei russischen Analysen unterstellt wird, wurde bei keinem der Szenarien betrachtet. Dies sollte bei zukünftigen Analysen berücksichtigt werden.

SR 2443	GRS-A-3233 Kap. 2.4.2 (2005)	Ignalina	Neutronenkinetische Analysen u. a.: - Fehlfahren von Steuerstäben - Leerlaufen des Steuerstabskühl- systems	LEI	QUABOX/ CUBBOX	<p>Mehrere Themenbereiche wurden betrachtet: Berechnung des Reaktivitätsverhaltens neuer Kernbeladungen mit verstärktem Einsatz von Erbium-BE mit erhöhter Anreicherung von 2,6%.</p> <p>Die Ergebnisse zeigen, dass trotz der deutlichen Verringerung der Anzahl der zusätzlichen festinstallierten Absorber der Einsatz der Brennelemente mit Erbium als abbrennbarem Gift den Effekt der ausgetauschten Festabsorber kompensiert und zu einem ausreichend kleinen Voidreaktivitätskoeffizienten führt.</p> <p>Untersuchung von Reaktivitätseigenschaften beim Fehlfahren von Steuerstäben im Rahmen der Unterstützung des Reviews von SAR-2</p> <p>Die Ergebnisse der Review-Seite bestätigen, dass sowohl die Brennstoffschmelztemperatur als auch die für RBMK maximal erlaubte Hüllrohrtemperatur von 700 °C mit Abstand unterschritten werden.</p> <p>Zum Problem der Überschreitung der maximalen Stablängenleistung und deren Bewertung sind weitere Untersuchungen notwendig.</p> <p>Dynamische Analysen von Reaktivitätsstörfällen unter Berücksichtigung des Regel- und Schutzsystems.</p> <p>Untersuchungen zum Voidreaktivitätsverhalten der RBMK-Reaktoren</p> <p>Die durchgeführten Untersuchungen zum Voidreaktivitätsverhalten bestätigen, dass die neue 2-Gruppen-Wirkungsquerschnittsbibliothek des Kurtschatov-Instituts die Reaktivitätswirksamkeiten plausibel und widerspruchsfrei beschreibt und gemessene Werte des Voidkoeffizienten bestätigt.</p> <p>Analysen zum Leerlaufen des Steuerstabskühlsystems u. a. zur Nachweisführung der Wirksamkeit des neuen unabhängigen Zweitabschaltsystems (DSS)</p> <p>Bestimmung der Abschaltwirksamkeit des AZ-Systems beim Versagen von 8 AZ-Stäben eines ORD-AZ-Schaltsschranks</p> <p>Die durchgeführten Abschätzungen ergaben unter Berücksichtigung von Unsicherheiten eine ausreichende Marge bei der Abschaltsicherheit für das Leerlaufen des Steuerstabskühlsystems im Leistungsbetrieb.</p> <p>Untersuchungen zum Wärmeübergang bei QUABOX-CUBBOX/HYCA</p> <p>Die Untersuchungen zum Temperaturverhalten der Brennstäbe und des Wärmeübergangs zum Kühlmittel zeigen, dass für die zentrale Brennstofftemperatur die radiale Zonenaufteilung des Pellets von Bedeutung ist. Änderungen der Wärmeübergangskoeffizienten und der Wärmeleitfähigkeit im Rahmen möglicher Bandbreiten können zu Änderungen der zentralen Brennstofftemperatur von ± 200 °C und der Hüllrohrtemperatur von ± 15 °C führen.</p> <p>Eine genauere Bestimmung der Parameter erfordert zusätzliche Analysen.</p> <p>Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse zu QUABOX-CUBBOX-Rechen- ergebnissen mit dem GRS-Programmsystem SUSA.</p> <p>Kritikalitätsrechnungen für Brennelementlagerbehälter mit dem Transportprogramm MCNP-4C</p>
---------	------------------------------------	----------	---	-----	-------------------	--

SR 2443	GRS-A-3233 Kap. 2.4.3 (2005)	Ignalina-2	Confinementanalysen mit COCOSYS Bruch eines Drucksammlers	GRS und LEI	COCOSYS	Untersuchung der Wasserstoffverteilung im Confinementsystem nach „Bruch eines Drucksammlers“
SR 2333	GRS-A-2995 Kap. 4.2 (2002)	Ignalina 2	-	LEI	QUABOX/ CUBBOX	Untersuchungen zum Einsatz neuer Brennelement und Steuerstäbe: Berechnung des Reaktivitätsverhaltens und der Steuerstabwirksamkeit, Wirksamkeit des diversitären Abschaltsystems, Erweiterung des Kernmodells Darstellung der errechneten Reaktivitäten, Steuerstabwirksamkeiten und der Ergebnisse zum diversitären Abschaltssystem bei 32 Schnellabschaltstäben (NIKIET: bei begrenzenden Fall – Leerlaufen des Steuerstabskühlsystem – keine ausreichende Wirksamkeit des AZ-Abschaltsystems).
SR 2333	GRS-A-2995 Kap. 4.3.2 (2002)	Ignalina 2	Bruch eines Gruppenverteilersammlers GVS,	GRS und LEI	RALOC4	Ermittlung der Maximalbelastung durch Temperatur- und Druckaufbau + weitere Erkenntnisse über Langzeitphase; auf Basis von RELAP5-Rechnung. Raumdrücke unterhalb Auslegungswerte.
SR 2333	GRS-A-2995 Kap. 4.3.3 (2002)	Ignalina 2	Bruch eines druckseitigen Sammlers	GRS und LEI	RALOC4	Ermittlung der Maximalbelastung durch Temperatur- und Druckaufbau + weitere Erkenntnisse über Langzeitphase; auf Basis von RELAP5, ATHLET und neuer RELAP5-Rechnung. Raumdrücke auf Basis von RELAP unterhalb, auf Basis von ATHLET + 15% Zuschlag kurzzeitig überhalb Auslegungswerte.
SR 2333	GRS-A-2995 Kap. 4.3.3 (2002)	Ignalina 2	Nachrechnung „Unbeabsichtigtes Öffnen eines Hauptsicherheitsventil“	LEI	RALOC4	Validierung des RALOC-Codes anhand der Betriebstransiente
SR 2333	GRS-A-2995 Kap. 4.4 (2002)	Ignalina 2	Bruch eines Drucksammlers (DS) - orientierende Analyse	LEI	COCO-SYS	Codeeinführung, erste Anwendung für das Störfalllokalisierungssystem von Ignalina Litauischen Kollegen wurde in die Lage versetzt, COCOSYS-Analysen durchzuführen
SR 2075 /7-1	GRS-A-2647 Kap. 4.2 (1999)	Ignalina		LEI	QUABOX/ CUBBOX	Untersuchung der Voidreaktivität

SR 2075 /7-1	GRS-A-2647 Kap. 4 (1999)	Ignalina	Makrozellenrechnung und Ganzkernrechnung: - Kernfehlbeladung - Unbeabsichtigtes Ausfahren eines Steuerstabes	LEI	QUABOX/ CUBBOX	Untersuchung zum Einsatz neuer Brennelemente (2,4%-Anreicherung und Erbi-um) und neuer Steuerstäbe
SR 2075 /7-1	GRS-A-2647 Kap. 5.1.2 (1999)	Ignalina	2F-Bruch eines Gruppenverteilersammlers GVS (stromabwärts des Rückschlagventils)	GRS und LEI	ATHLET	Erkenntnisgewinn zum Sicherheitszustand der Anlage Temperaturen für Hüllrohr und Druckrohr liegen unterhalb den Akzeptanzkriterien.
SR 2075 /7-1	GRS-A-2647 Kap. 5.1.3 (1999)	Ignalina	Station Blackout	GRS und LEI	ATHLET	Erkenntnisgewinn zum Sicherheitszustand der Anlage Kern nach 5000s trockengelegt, Hüllrohrtemperaturen erreicht nach 4700 s, 5000 s und 7000 s Akzeptanzkriterium, Kriterium für Druckrohrwandtemperatur wird nach 9000 s erreicht.
SR 2075 /7-1	GRS-A-2647 Kap. 5.1.4 (1999)	Ignalina	Fehlöffnen von drei Hauptsicherheitsventilen - Nachrechnung einer Anlagentransiente	GRS und LEI	ATHLET	Erkenntnisgewinn zum Sicherheitszustand der Anlage ATHLET-Ergebnisse lagen in sehr guter Übereinstimmung mit Messwerten.
SR 2075 /7-1	GRS-A-2647 Kap. 5.1.5 (1999)	Ignalina	Fehlansprechen des Notkühlsystems - Nachrechnung einer Anlagentransiente	GRS und LEI	ATHLET	Erkenntnisgewinn zum Sicherheitszustand der Anlage Die Nachrechnung zeigte gute Übereinstimmung mit den Anlagendaten.
SR 2075 /7-1	GRS-A-2647 Kap. 5.1.6 (1999)	Ignalina	2F-Bruch einer Dampfleitung	GRS und LEI	ATHLET	Erkenntnisgewinn zum Sicherheitszustand der Anlage Analysezeit bis 700 s. Gemeinsame Bewertung und Interpretation der Ergebnisse steht aus.
SR 2075 /7-1	GRS-A-2647 Kap. 5.1.7 (1999)	Ignalina	Notstromfall mit unterstelltem Versagen Reaktorschnellabschaltung (ATWS)	GRS und LEI	ATHLET	Im Rahmen des SAR-2 wurden ATWS-Ereignisse untersucht Bei Nennbetrieb wird Versagensgrenze der Dampfseparatoren oder anderer Komponenten des Reaktorkühlkreislaufs nach etwa einer Minute überschritten. Bei doppelter Abblasekapazität wäre zwar sofortiges Hochdruckversagen des Kühlkreislaufs vermeidbar, nicht aber das Versagen mehrerer hochbelasteter Druckrohre innerhalb einer Minute. Auch im Fall eines Notstrom-ATWS aus halbiertes Anfangsleistung muss Mehrfachversagen hochbelasteter Druckrohre erwartet werden.

SR 2075 /7-1	GRS-A-2647 Kap. 5.2 (1999)	Ignalina	Notstromfall mit unterstelltem Versagen Reaktorschnellabschaltung (ATWS)	GRS und LEI	ATHLET-QUABOX/CUBBOX	Vergleichende Analyse zwischen Anwendung des Punktkinetikmodells und QUABOX-CUBBOX für 100 s. Unterschiedliches Leistungsverhalten, was differierende globale Kreislaufparameter zur Folge hat. Das Versagenskriterium für die Brennstoffhülle wird in beiden Rechnungen nicht erreicht. Notwendig eine Vergleichsrechnung zu gemessenen Daten durchzuführen. Modellierung einer aktuellen Kernbeladung
SR 2075 /7-1	GRS-A-2647 Kap. 6.6 (1999) und Kap 7.3.1 (1999)	Ignalina	Downcomer-Bruch außerhalb Störfalllokalisierungssystem (ALS)	GRS, ISAG/LEI	DRASYS MOD3.4 und RALOC	Bewertung der Integrität der Dampfseparator-Räume und der Räume der Wasser-Dampf-Kommunikation sowie der Reaktorhalle beim DC-Bruch In nahezu allen Fällen liegt der Maximaldruck in der Reaktorhalle über dem angenommenen Auslegungswert. Keine Sicherheitszuschläge, große Unsicherheiten in den Ausgangsdaten. RALOC-Ergebnisse bestätigten die DRASYS Untersuchungen. Fortsetzung der DC-Bruch-Untersuchungen mit DRASYS erweist sich als erforderlich.
SR 2075 /7-1	GRS-A-2647 Kap. 6.6 (1999)	Ignalina	Mehrfach-versagen von Druckrohren im Reaktorbehälter	GRS, ISAG/LEI	DRASYS MOD3.4	Bruch eines Druckrohres -> Auslegungsstörfall Brechen mehrerer Rohre -> per Definition auslegungsüberschreitend Aussagen im SAR für Ignalina-1 konnten bestätigt werden. Empfehlung zur Fortsetzung der Rechnungen bei Vorliegen abgesicherter Informationen.
SR 2075 /7-1	GRS-A-2647 Kap. 6.6 (1999)	Ignalina	Bruch eines Drucksammlers (DS)	GRS, ISAG/LEI	DRASYS MOD3.4	Klärung der Unterschiede zwischen DRASYS und CONTAIN. Ursache: Bruchausströmfunktion und Modellierung des Wassermittresses aus dem Bruchraum.
SR 2075 /7-1	GRS-A-2647 Kap. 7.3.2 (1999)	Ignalina	Bruch eines Drucksammlers (DS) – Langzeitanalyse	GRS, ISAG/LEI	RALOC	Von besonderem Interesse sind die Drainage und die Aufwärmung des DAS-Wassers. Plausible Ergebnisse, eine Reihe neuer Fragen entstanden, die durch Parameter variationsrechnungen zu klären wären (welche aber nicht durchgeführt werden konnte)
SR 2075 /7-1	GRS-A-2647 Kap. 7.3.3 (1999)	Ignalina	Bruch eines Gruppenverteilersammlers GVS - Langzeitanalyse und Pilotanalyse zur H ₂ -Problematik	GRS, ISAG/LEI	RALOC	Pilotuntersuchung: exemplarischer Charakter. Es zeigte sich die Notwendigkeit weitere Untersuchungen: Vervollständigen des Datensatzes, Untersuchung der Wirksamkeit der Maßnahmen gegen Wasserstoff.
SR 2075 /7	GRS-A-2368 Kap. 3.3 (1999)	Ignalina 1	Ausfall Hauptumwälzpumpe (HUP) – Anlagentransiente	GRS (LEI)	ATHLET	Qualifikation von ATHLET und des Datensatzes Gemessenen Daten stimmten mit den berechneten Daten quantitativ gut überein.

SR 2075 /7	GRS-A-2368 Kap. 3.4 (1999)	RBMK-1500- Referenzda- tensatz	Notstromfall mit Nichtöffnen einer Dampfabwurfstation	GRS (LEI)	ATHLET 1.1 D	Untersuchung charakteristischer Transienten- und Leckstörfälle Rechnung zeigte, dass unter gegebenen Randbedingungen eine zuverlässige Kühlung des Kerns durch den Pumpenauslauf, den anschließenden Naturum- lauf und nicht zuletzt durch die Notkühleinspeisung gewährleistet ist.
SR 2075 /7	GRS-A-2368 Kap. 3.5 (1999)	RBMK-1500- Referenzda- tensatz	Notstromfall mit Nichtschließen von zwei Sicherheitsventi- len	GRS (LEI)	ATHLET 1.1 D	Untersuchung charakteristischer Transienten- und Leckstörfälle Rechnung zeigte, dass unter gegebenen Randbedingungen eine zuverlässige Kühlung des Kerns durch den Pumpenauslauf, den anschließenden Naturum- lauf und nicht zuletzt durch die Notkühleinspeisung gewährleistet ist.
SR 2075 /7	GRS-A-2368 Kap. 3.6 (1999)	RBMK-1500- Referenzda- tensatz	2F-Bruch eines Grup- penverteilersammlers GVS (stromabwärts der Rückschlagklap- pe)	GRS	ATHLET 1.1 D	Beschreibung des Störfallablaufs und Vergleich mit NIKIET-Rechnung
SR 2075 /7	GRS-A-2368 Kap. 3.7 (1999)	RBMK-1500- Referenzda- tensatz	Bruch eines Grup- penverteilersammlers GVS ohne Notstrom- fall (stromabwärts der Rückschlagklappe)	GRS	ATHLET 1.1 D	Beschreibung des Störfallablaufs
SR 2075 /7	GRS-A-2368 Kap. 3.7 (1999)	RBMK-1500- Referenzda- tensatz	Bruch eines Grup- penverteilersammlers GVS ohne Notstrom- fall (stromabwärts der Rückschlagklappe)	GRS	ATHLET 1.1 D	Beschreibung des Störfallablaufs

13.4.2 Kurzdarstellung der Ergebnisse der ATHLET-Analysen im Vorhaben 3608R01504

Die Vorhabensbeschreibung /AG2866/ zum Arbeitspunkt 12.2. sah zur Vertiefung der in den anderen Arbeitsgebieten durchzuführenden Bewertungen und zur vertieften Bewertung des Sicherheitszustands der RBMK vor, gemeinsam mit den Experten der im Auftrag der Behörden arbeitenden Sachverständigenorganisationen Litauens und Russlands sowohl Auswertungen von Rechnungen der Hersteller/Betreiber als auch eigene Analysen durchzuführen. Hierzu sollten die Rechenprogramme der GRS herangezogen werden.

Die zentrale Aufgabe des Vorhabens stellten die Arbeiten zum geplanten Unterauftrag des wissenschaftlich-technischen Zentrums (SEC NRS) der russischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Rostechnadzor dar. Ursprünglich waren auch im Arbeitsprogramm Analysen für das Kernkraftwerk Ignalina vorgesehen, die allerdings angesichts des Abschaltens der Anlage zum 31.12.2009 nicht mehr benötigt wurden. Im Rahmen des mit SEC NRS schließlich vereinbarten Unterauftrags wurden die Arbeiten zu den Aufgabenfeldern thermohydraulische Störfallanalysen mit ATHLET definiert.

Die Analysen wurden für einen RBMK der 1. Generation (Leningrad, Block 1/2) zu den Ereignissen „partieller Bruch eines Gruppenverteilersammlers (GVS)“, „doppelendiger Bruch eines Notkühlsammlers“ und „vollständiges Versagen der Stromversorgung (station blackout)“ mit der aktuellen Version des Simulationscodes ATHLET durchgeführt. Die Ereignisdiskussionen umfassten z.T. mehrere Variationsrechnungen, um die möglichst ungünstigsten Auswirkungen wie Leckgröße, Leckort und Einzelfehler zu berücksichtigen. Die Analysen basierten im Wesentlichen auf dem Eingabedatensatz, wie dieser in /SEC 02/ und /SEC 04/ dokumentiert ist. Die durchgeführten Datensatz-Modifikationen betrafen die Berücksichtigung der Rechencodeentwicklungen sowie Modellierungsarbeiten für die Durchführung der entsprechenden Ereignisse.

13.4.2.1 Partiieller Bruch eines Gruppenverteilersammlers

Die Diskussion dieses Ereignisses umfasste zahlreiche Variationsrechnungen hinsichtlich der Parameter „Bruchgröße“ und „Bruchlage“. Ziel dieser Rechnungen war es im Hinblick auf die Größen „Brennstofftemperatur“, „Hüllrohrtemperatur“ und „Druck-

rohrtemperatur“ die möglichst ungünstigste Annahme zu ermitteln. Analysen mit diesen „ungünstigsten Annahmen“ sollten schließlich hinsichtlich der folgenden Akzeptanzkriterien bewertet werden:

- Brennstofftemperatur $< 2800^{\circ}\text{C}$,
- Hüllrohrtemperatur $< 700^{\circ}\text{C}$ und
- Druckrohrtemperatur $> 650^{\circ}\text{C}$.

Die Notwendigkeit von Variationsrechnungen ergibt sich dadurch, dass sich je nach Bruchgröße (bzw. Bruchort) unterschiedliche charakteristische Abläufe ergeben. Unterschiede resultieren beispielsweise daraus, ob und wie – in einem RBMK gibt es mehrere Betriebsarten für das Notkühlsystem – die Notkühlein speisung eingreift. Die o. g. Temperaturwerte hängen ferner stark von Stagnationszuständen im Kern ab, die eine Folge der sich einstellenden Druckverhältnissen im System sind.

Auf Basis vorangegangener Untersuchungen (u. a. auf Basis der Analysen aus dem Sicherheitsbericht von Leningrad-1) konnte der Schwerpunkt der Variation der Bruchgröße auf 5 % bis 35 % bzw. 40 % des Querschnitts eines Gruppenverteilersammlers eingeschränkt werden. (Die Diskussion eines 2F-Bruchs eines Gruppenverteilersammlers wurde im Vorhaben SR 2513 durchgeführt /WJP 08/.) Die Variation der Bruchlage beinhaltet im Wesentlichen die Untersuchung, ob der Bruch vor oder nach dem Rückschlagventil des Gruppenverteilersammlers angenommen wird, wobei im letzteren Fall noch unterschieden wird zwischen einem Bruch unmittelbar nach dem Rückschlagventil oder am „Ende“ des Gruppenverteilersammlers.

Als Basisfall wurde zunächst ein partieller Bruch stromabwärts nach dem Rückschlagventil am Eintritt des Gruppenverteilersammlers (GVS) angenommen. Hierzu zeigten die Variationsrechnungen hinsichtlich der Bruchgröße, dass bei einer Bruchgröße von 25 % die ungünstigsten Ergebnisse hinsichtlich der maximalen Hüllrohrtemperatur und Brennstofftemperatur ermittelt werden. Die folgende Abb. 13.5 zeigt die Ergebnisse beider Temperaturen, welche im Kernkanal mit der höchsten Leistung (2,8 MW) für unterschiedliche Bruchgrößen ermittelt wurden.

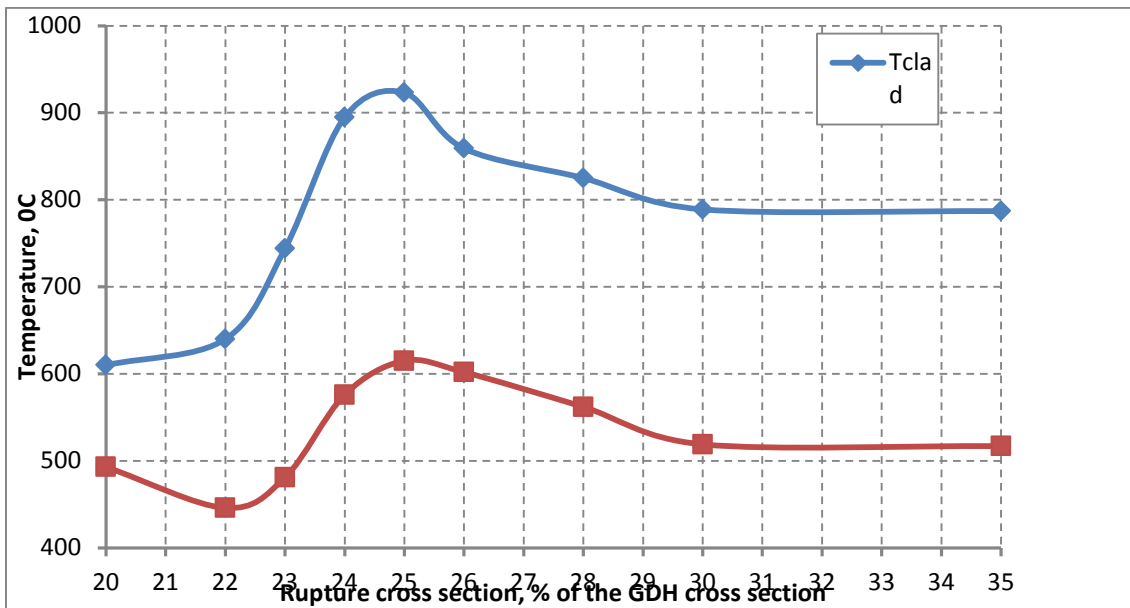


Abb. 13.5 Maximale Hüllrohr- und Druckrohrtemperatur im Kernkanal der höchsten Leistung (2,8 MW) eines partiellen Bruchs nach dem GVS-Rückschlagventil

Wie Abb. 13.5 entnommen werden kann, übersteigt die ermittelte maximale Hüllrohrtemperatur („T_{clad}“) ab Bruchgrößen > 22 % der GVS-Querschnittsfläche das Akzeptanzkriterium von 700 °C. Abb. 13.6 zeigt für den ungünstigsten Fall von 25 % die Hüllrohrtemperaturen in den Kernkanälen mit unterschiedlichen Leistungswerten. In allen Kernkanälen der betroffenen Kernhälfte mit einer Leistung größer als 1,93 MW pro Brennelement wird das Akzeptanzkriterium überschritten.

Eine Verlagerung des Bruchortes hin zum Ende des Gruppenverteilersammlers ergibt keinen signifikanten Unterschied im Ablauf des Ereignisses und in den ermittelten Ergebniswerten.

Bei Bruchort „vor dem Rückschlagventil des Gruppenverteilersammlers“ zeigt sich, dass dieser Ereignisablauf insgesamt zu deutlich niedrigeren Hüll- und Druckrohrtemperaturen führt. Die Ergebnisse der ermittelten maximalen Hüllrohrtemperatur in Abhängigkeit von der Bruchgröße zeigt Abb. 13.7 Die maximalen Hüllrohr- und Druckrohrtemperaturen verbleiben dabei grundsätzlich unterhalb ihres Akzeptanzkriteriums.

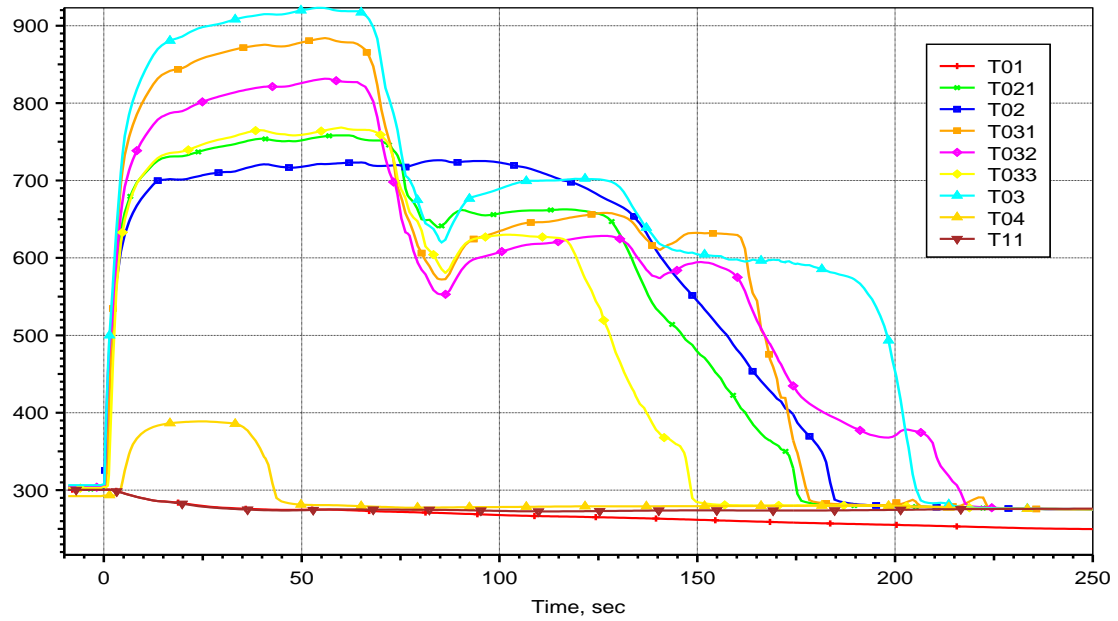


Abb. 13.6 Brennstabhüllrohrtemperaturen in Kernkanälen mit unterschiedlicher Leistung bei 25%-Bruch nach dem GVS-Rückschlagventil.
 (T01: 1,92 MW; T02: 1,93MW; T021: 2,059 MW; T03: 2,8 MW; T031: 2,6MW; T032: 2,4MW; T033: 2,2 MW; T04: 0,83 MW; T11: 1,93 MW)

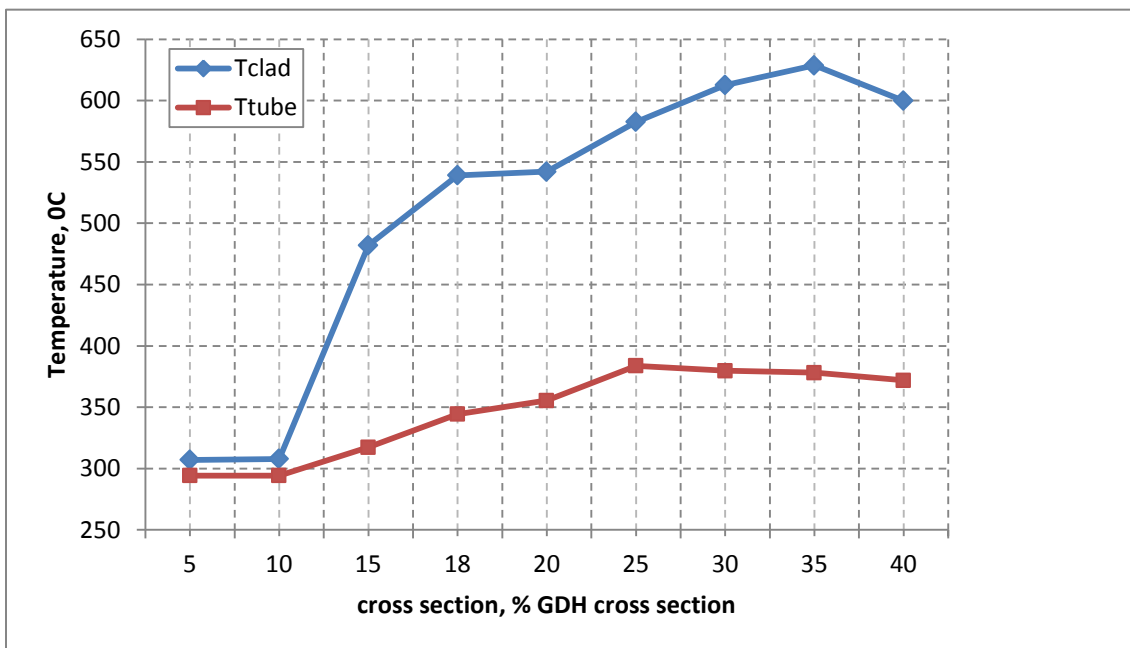


Abb. 13.7 Maximale Hüllrohr- und Druckrohrtemperatur im Kernkanal der höchsten Leistung (2,8 MW) eines partiellen Bruchs vor dem GVS-Rückschlagventil

13.4.2.2 Doppelendiger Bruch eines Notkühlsammlers

Für die Analyse dieses Ereignisses wird der Bruch des Doppel-Notkühlsammlers unterstellt, wobei ferner folgende zwei weitere Annahmen getroffen werden, die in Abb. 13.8 mit blau bzw. mit roter Markierung versehen sind:

- In dem ersten Szenario wird zusätzlich das Versagen eines Rückschlagventils vom betroffenen Notkühlsammler zum Gruppenverteilersammler (GVS) unterstellt (blaue Markierung in Abb. 13.8), und
- im zweiten Szenario das zusätzliche Versagen eines Rückschlagventils in der Bypass-Leitung zwischen dem druckseitigen Sammler (der Hauptumwälzpumpe) und dem intakten (Einfach-)Notkühlsammler (rote Markierung in Abb. 13.8). Diese Annahme wirkt sich im Ereignisablauf dadurch aus, dass ein Teil der Notkühlein speisung (die in den einfachen Notkühlsammler erfolgt) über das offene Rückschlagventil zum Leck strömen kann.

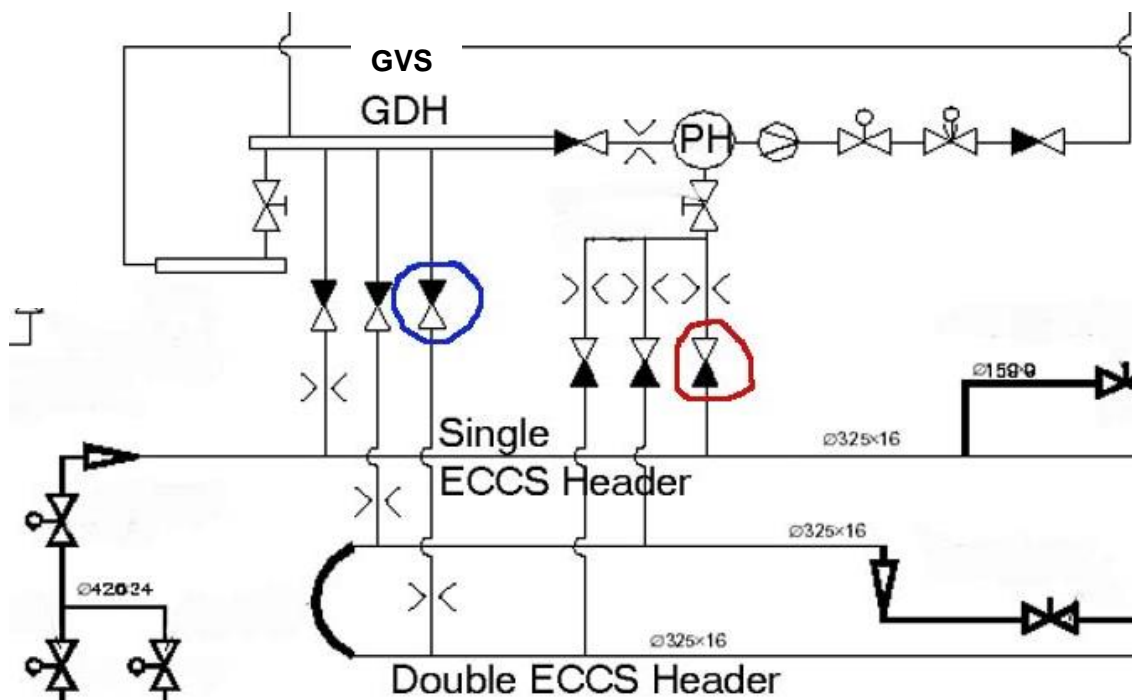


Abb. 13.8 Schematische Darstellung der Anbindung des Notkühlsystems an den Hauptkühlkreislauf

Die Analysen beider Szenarien zeigen, dass die maximalen Hüllrohr- und Druckrohrtemperaturen nach Ereigniseintritt unterhalb der Werte im Nennbetrieb verbleiben – ein ausreichender Abstand zu den Akzeptanzkriterien ist daher gegeben. Diesen

Analysen liegt zugrunde, dass die Eingriffe durch die Operateure gemäß den Prozeduren erfolgen. Dies umfasst zunächst eine korrekte Identifizierung des Leckortes (des betroffenen Notkühlsammlers) welche auf Basis der Druckniveaus in den Notkühlsammlern, des „langsamen“ Druckabfalls im Hauptkühlkreislauf, dem erhöhten Mas sendurchsatz durch den Bypass zwischen druckseitigem Sammler und Notkühlsammler und dem Füllstand in den Dampfseparatoren erfolgt. Ferner wird ebenfalls die Inbetriebnahme des Notkühlsystems auf Basis des Dampfseparator-Füllstandes entsprechend den Prozeduren in der Analyse unterstellt. In der ersten Analyse erfolgt der Eingriff durch den Operateur nach etwa 1 Stunde und in der zweiten Analyse nach etwa 1 Stunde und 25 Minuten.

13.4.2.3 Vollständiger Ausfall der elektrischen Versorgung (station blackout)

Ziel der durchgeführten Untersuchungen war es, bei vollständigem Ausfall der elektrischen Versorgung die Zeitdauer zu ermitteln, bis Akzeptanzkriterien verletzt werden. Die Bewertung des weiteren Anlagenverhaltens, d. h. die Analyse der Phänomene bei Eintritt von Kernschäden und die Auswirkung auf die Kernkühlung wäre unter Einbeziehung entsprechender Rechencodes wie z. B.. ATHLET-CD durchzuführen. Dies war jedoch nicht Gegenstand der Untersuchung. Vielmehr wurde untersucht, wie sich im Falle des auslegungsüberschreitenden Ereignisses des vollständigen Ausfalls der elektrischen Versorgung ein Eingriff durch den Operateur auf das Anlagenverhalten auswirkt. Als Maßnahme wurde hierbei eine schnelle Druckentlastung vor Erliegen des Naturumlaufs durch Öffnen der BRU-B-Ventile (nach etwa 27 min) sowie im weiteren Verlauf die Einspeisung des Druckspeicherinventars als Handmaßnahme (nach etwa 33 min) unterstellt. Die Auswirkungen auf die charakteristischen Zeitspannen im Vergleich zur Analyse ohne Handmaßnahmen zeigt Tab. 13.4.

Tab. 13.4 Gegenüberstellung ermittelter Zeitspannen aus den Analysen eines „station blackout“ mit und ohne Berücksichtigung von Operateurmaßnahmen

	ohne Operateurmaßnahme	Operateurmaßnahme: schnelle Druckabsenkung durch Öffnen von BRU-B-Ventilen und Aktivieren der Druckspeicher
Beginn Aufheizen der Brennelemente	nach ca. 2,3 h	nach ca. 2,8 h
Maximale Hüllrohrtemperatur > 700° C	nach ca. 4,7 h	nach ca. 11,5 h
mit Verlust der Integrität der Druckrohre ist zu rechnen	nach ca. 8 h	nach ca. 15-16 h

Auf Basis der Analyse mit Berücksichtigung der zuvor genannten Operateurlösungen wurden weitere Analysen durchgeführt, bei der im späteren Verlauf zu unterschiedlichen Zeitpunkten die Verfügbarkeit eines Notkühlstranges (mit einer Einspeisemenge von 250 t/h) unterstellt wurde. Die folgende Tab. 13.5 zeigt Ergebniswerte der maximalen Hüllrohr- und Druckrohrtemperatur für Analysen, bei denen die Notkühleinspeisung jeweils bei 9,5 h, 12,2 h und 16,4 h beginnt – der Zeitpunkt der angegebenen maximalen Temperaturen entspricht etwa dem Zeitpunkt des Einspeisebeginns. Ferner enthält die Tabelle die errechnete Wasserstoffmenge, die sich aus der Zirkonoxidation ergibt.

Tab. 13.5 Charakteristische Analyseergebnisse bei Berücksichtigung der Einspeisung eines Notkühlstranges im späteren Ereignisablauf

	Einspeisen eines Notkühlstranges bei		
	t = 9,5 h	t = 12,2 h	t = 16,4 h
Maximale Hüllrohrtemperatur	659 °C	760 °C	916
Maximale Druckrohrtemperatur	533 °C	678 °C	872
Menge des erzeugten Wasserstoffs	0,2 kg	1,7 kg	9,0 kg

13.5 Modelladaption und Pilotanalysen zu Parametern in Störfalllokalisierungssystemen von KKW mit RBMK-1000

Im Folgenden werden wesentliche Ergebnisse aus den im AP 12.3 durchgeführten Arbeiten dargestellt. Hierbei sei noch einmal darauf hingewiesen, dass auf Grund der Unterstützung des NIKIET bei der Zertifizierung von COCOSYS für Stör- und Unfallanalysen in KKW mit RBMK in Russland nicht alle im Arbeitsprogramm geplanten Punkte bearbeitet werden konnten. Dies betraf die Erstellung bzw. Komplettierung der Datensätze für eine ausgewählte RBMK-Anlage zur Nutzung der gekoppelten Codes ATHLET und COCOSYS und Durchführung einer Pilotrechnung für ein DBA-Szenarium. Außerdem konnte die COCOSYS-Pilotanalyse zum KKW Smolensk-3 unter Nutzung der neuesten Programmversion und eines detaillierten Nodalisierungsschemas nicht in der ursprünglich geplanten Tiefe abgeschlossen werden.

13.5.1 Modellierung des Verhaltens von Jodverbindungen im SLS

Im Aerosol- und Spaltprodukt-Hauptmodul (AFP) von COCOSYS steht mit SPARC-B/98 ein Modell zur Berechnung der Rückhaltung von gasförmigem Jod in Wasser-pools (Pool Scrubbing) zur Verfügung. Zu bemerken ist dabei, dass die Jod-Rückhaltung im SPARC-Modell nicht validiert ist und in der GRS bisher keine Anwendererfahrung existiert.

In den Pilotrechnungen zum KKW Smolensk-3 wurde vom NIKIET ein Schwachpunkt im SPARC-Modell festgestellt. Im Unterschied zum aerosolförmigen Zäsiumjodid CsI wird das gasförmige I_2 nicht in der Wasservorlage zurückgehalten. Zur besseren Illustration wurde dieser Fehler anhand eines einfachen Testdatensatzes reproduziert. Mögliche Modellerweiterungen in COCOSYS hinsichtlich der Jodrückhaltung im Druckabbausystem der RBMK wurden mit den NIKIET-Fachkollegen im Detail diskutiert. Eine Anpassung von SPARC ist einerseits sehr aufwendig und übersteigt die Möglichkeiten des Projektes. Andererseits fehlen Versuche zur entsprechenden Validierung.

Deshalb wurden von der GRS zur Abschätzung der Rückhaltung von molekularem (I_2) und organischem gasförmigen Jod (CH_3I) einfache Formeln entwickelt. Die wesentlichen Vorgänge beim Pool Scrubbing sind in Abb. 13.9 illustriert. Unterschiedliche Zusammensetzungen des Gasstroms, mit dem das Jod durch den Pool geführt wird, sind berücksichtigt:

1. ausschließlich nicht kondensierbares Gas,
2. Mischung aus nicht kondensierbarem Gas und Dampf und
3. ausschließlich Dampf.

In /WEG 09/ wird gezeigt, dass folgende auf die Blasen bezogene Parameter den Massentransfer des Jods in das Wasser bestimmen:

- Blasengröße,
- Aufenthaltszeit der Blasen im Pool und
- die Menge des Dampfes, die während des Blasenanstiegs kondensiert.

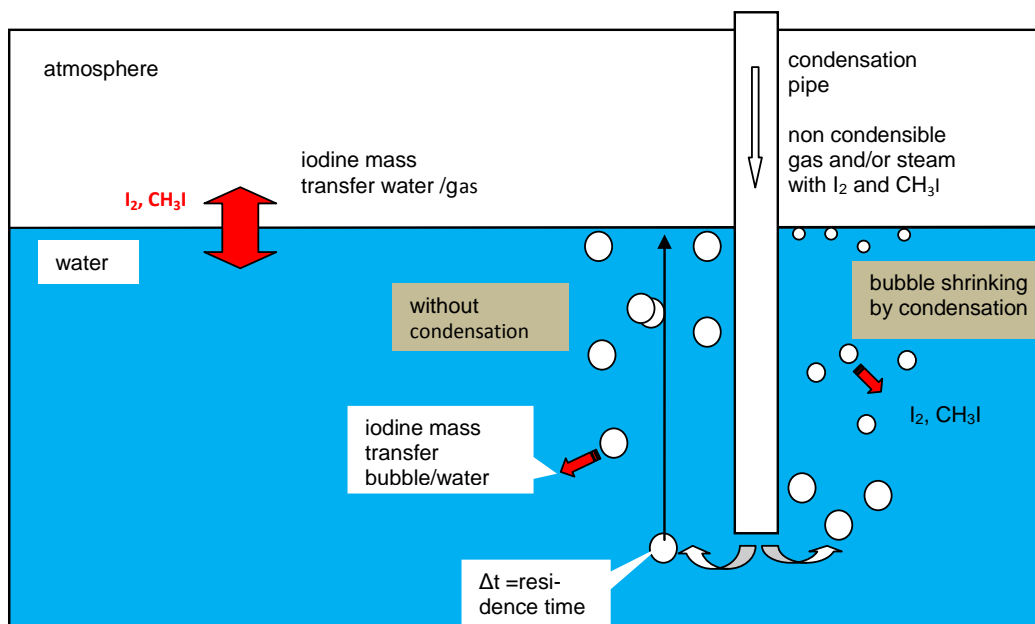


Abb. 13.9 Vorgänge beim Pool Scrubbing - Jodverhalten

Bestehen die Blasen nur aus Dampf, kollabieren sie im Pool und das gasförmige Jod wird vorerst vollständig zurückgehalten. In der Folge wird aber ein Teil des Jods an der Pooloberfläche in die Atmosphäre freigesetzt. Dadurch ist im Langzeitbereich die Netto-Rückhaltung von Jod im Pool stets kleiner als 100 %. Unter Unfallbedingungen in einem RBMK-1000 wird zuerst das Jod im Wasser der Kondensationskammer zurückgehalten. In der Folge wird gasförmiges Jod durch Massentransfer an der Wasseroberfläche in den Gasraum über dem Pool freigesetzt, bis sich ein Konzentrationsgleichgewicht einstellt. Eine detaillierte Analyse des Pool Scrubbing-Prozesses für RBMK-1000 erfordert daher eine COCOSYS-Rechnung aus Thermohydraulik und dem Jodmodell AIM. Die Abhängigkeit der I_2 Rückhaltung als Funktion der Blasengröße und der Bla-

senverweilzeit unter Nutzung der entwickelten GRS-Formeln ist in Abb. 13.10 beispielhaft dargestellt.

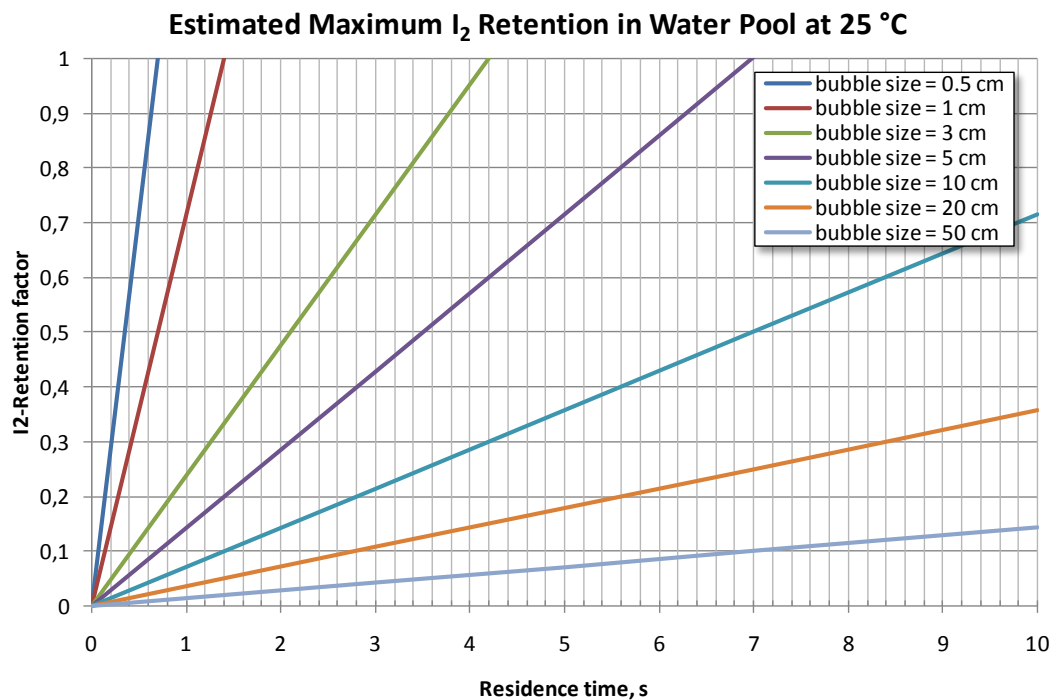


Abb. 13.10 I₂ Rückhaltung als Funktion der Blasengröße und der -verweilzeit

Die Ergebnisse sind in /WEG 09/ dokumentiert Die abgeschätzten Rückhaltefaktoren sollen vom NIKIET mit bisher verwendeten russischen Annahmen verglichen und provisorisch in zukünftigen COCOSYS-Analysen berücksichtigt werden.

Parallel dazu wurde von der GRS die Möglichkeit zur Definition der Rückhaltung von gasförmigem Jod (Spezies I₂ und CH₃I) geschaffen. Die Programmerweiterungen in der COCOSYS Entwicklerversion V2.4 sowie die Ergebnisse von Testrechnungen sind in einer Technischen Notiz dokumentiert /ARN 09A/. Damit kann alternativ zu der vom Pool Scrubbing-Modell SPARC berechneten Rückhaltung eine vom Nutzer vorgegebene zeitliche Abhängigkeit in Tabellenform verwendet werden. Beide Berichte wurden an NIKIET übergeben.

13.5.2 Adaption von COCOSYS an RBMK

13.5.2.1 Simulation von speziellen Klappen im SLS

In einem der Vorläuferprojekte (BMU Projekt SR 2513 /WJP 08/) wurde ein vom NIKIET bereitgestelltes Modell für spezielle Klappen, die im SLS von RBMK-1000 Anlagen den Gasraum des Druckabbausystems mit den Boxen der Drucksammler verbinden, implementiert. Das Modell simuliert in einfacher Weise den Öffnungszustand der Klappe in Abhängigkeit von der Druckdifferenz über sie. Eine Modellvalidierung war auf Grund fehlender Versuche bisher nicht möglich. Die Modellverifizierung erfolgte durch Vergleichsrechnungen mit dem russischen Programm VSPLESK. Das sogenannte "RBMK-DPVAL" Modell wurde in Störfallanalysen mit COCOSYS angewendet.

Später wurden vom NIKIET weitere Testrechnungen mit RBMK-DPVAL durchgeführt, deren Ergebnisse mit Ergebnissen des CFD Codes STAR-CD verglichen wurden. Dabei zeigte sich, dass das RBMK-DPVAL Modell bei mittleren Druckanstiegsgeschwindigkeiten im SLS von 3 bis 20 kPa/s ein zu STAR-CD vergleichbares Verhalten zeigt. Im Unterschied dazu werden für größere Druckanstiegsgeschwindigkeiten zu geringe und für kleinere Druckanstiegsgeschwindigkeiten zu große Öffnungszeiten berechnet. Als Konsequenz dessen erarbeitete das NIKIET einen Vorschlag für eine Erweiterung des COCOSYS RBMK-DPVAL Modells um eine spezielle Differentialgleichung zur Berücksichtigung der Klappendeckelträgheit. Der Vorschlag wurde mit der GRS im Detail diskutiert und die Arbeitsschritte zur Modellerweiterung in COCOSYS abgestimmt.

Das erweiterte Modell wurde von der GRS parallel zum simpleren RBMK-DPVAL Modell (jetzt als "SIMPLE" bezeichnet) als alternative Option "GRAVITY" in die COCOSYS Entwicklerversion V2.4 implementiert. Anhand einer Serie von Testrechnungen wurde die Funktionsfähigkeit der neuen Modelloption überprüft. Darüber hinaus wurde das Verhalten einer Klappe mit der "GRAVITY" Option bei verschiedenen Druckanstiegsgeschwindigkeiten untersucht. Ziel dabei war festzustellen, ob die mit STAR-CD gefundenen Ergebnisse bestätigt werden können. Im Unterschied zu STAR-CD kann in COCOSYS vom Nutzer keine konstante Druckdifferenz über eine offene Verbindung vorgegeben werden. Deshalb wurden anhand eines einfachen 2-Zonenmodells mit Hilfe der Einspeisung von Luft (Abb. 13.11) Druckgradienten zwischen 100 bis 100 000 Pa/s über eine Klappe grob nachgebildet.

Die Klappe KI beginnt sich dabei nach Erreichen des Öffnungsdruckes (Gewicht der beweglichen Klappenteile) je nach Druckgradient mit unterschiedlichen Geschwindigkeiten zu öffnen. Die Zeiten bis zur vollständigen Öffnung der Klappe (die dann im offenen Zustand verriegelt) sind in Abb. 13.12 zusammengefasst. Dieses Bild ist in Übereinstimmung mit den STAR-CD Ergebnissen: für größere Druckanstiegsgeschwindigkeiten werden mit der "SIMPLE" Option zu geringe und für kleinere Druckanstiegsgeschwindigkeiten zu große Öffnungszeiten berechnet. So liefert die "SIMPLE" Option bei großen Druckgradienten von 100 kPa/s eine Öffnungszeit von nur 0.1 s im Vergleich zur "GRAVITY" Option mit 0.3 s, was jedoch im Hinblick auf den maximalen Druckaufbau (z. B. Drucksammlerbruch Szenario) nicht konservativ ist.

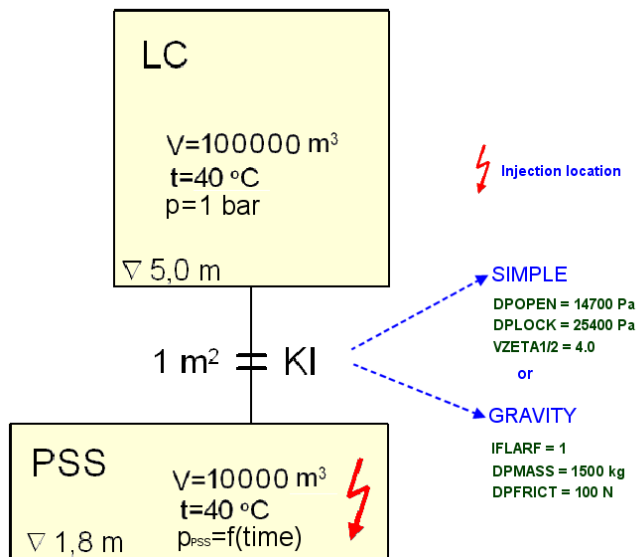


Abb. 13.11 COCOSYS 2-Zonen Nodalisierung zum Test des RBMK-DPVAL Modells

Die COCOSYS-Rechnungen mit der neuen "GRAVITY" Option zeigen noch ein weiteres Ergebnis. Bei Druckgradienten kleiner 5 000 Pa/s öffnet die Klappe nicht vollständig, da bei bestimmten Öffnungszuständen die sich einstellenden Luftströmungen den Druckaufbau kompensieren. Damit ist die Annahme einer vollständigen Klappenöffnung bei derart geringen Druckgradienten nicht realistisch. In den STAR-CD Analysen wurden die größten Unterschiede im Bereich 10 – 1 000 Pa/s festgestellt, was somit technisch nicht relevant ist. In COCOSYS sollte deshalb zukünftig nur die "GRAVITY" Option verwendet werden, zumal der Rechenzeitbedarf nur unwesentlich größer ist als mit der "SIMPLE" Option.

Aufbau und Installation der speziellen Klappen im SLS von RBMK-1000, die Beschreibung des Modells in COCOSYS inklusive der Erläuterung der Ein- und Ausgabegrößen sowie die Ergebnisse der Testrechnungen sind in der Technischen Notiz /ARN 11/ zu finden. Die neue COCOSYS Version V2.4 wurde zur weiteren Austestung und Modellvalidierung an NIKIET übergeben. Für eine Validierung des Modells ist das Vorliegen entsprechender Experimente Voraussetzung (z. B.. Experimente, die 1974 in der russischen Zeitschrift Teploenergetika publiziert wurden).

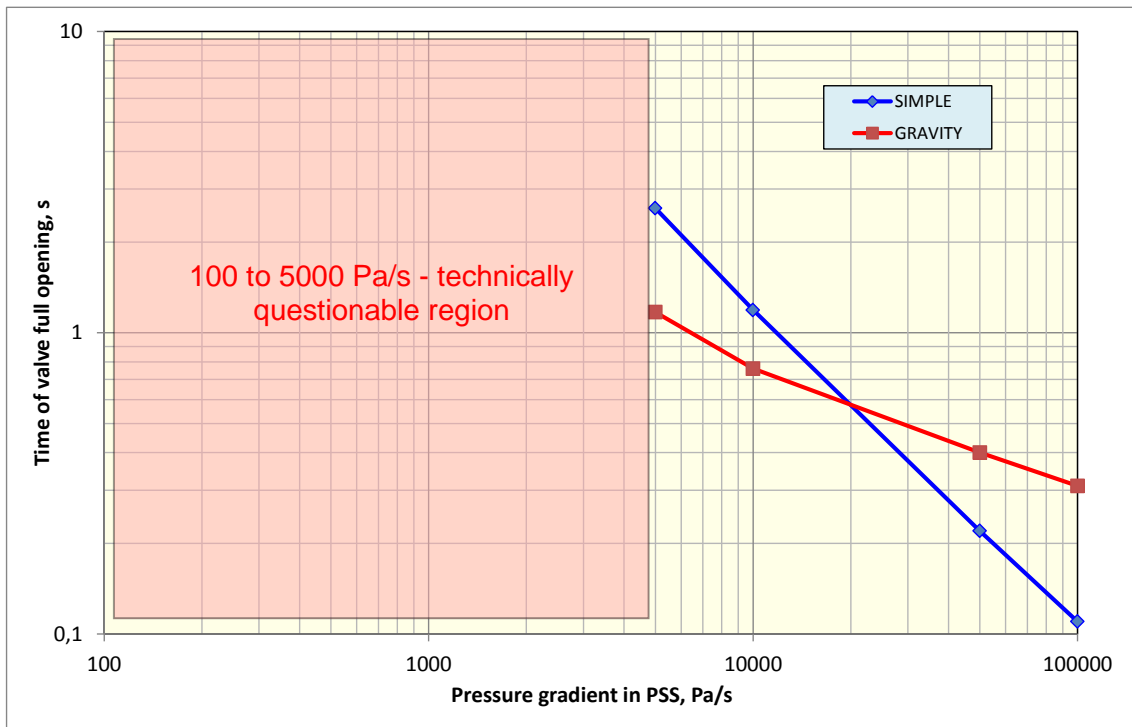


Abb. 13.12 COCOSYS, Zeit zwischen Beginn und vollständiger Öffnung der Klappe als Funktion der Druckdifferenz, Modelloptionen "SIMPLE" und "GRAVITY"

13.5.2.2 Identifizierte und behobene Modellschwächen

Während der Pilotrechnungen zum KKW Smolemsk-3 (siehe Kapitel 13.5.3) wurden zu zwei speziell für RBMK-1000 relevante Modellen Schwächen identifiziert. Diese Modelle werden für die Simulation der Drainageverbindungen von den Boxen der Drucksammler in die Pools des Druckabbausystems verwendet (Verbindungen BB-L1 – BB-L4 und BB-R1 BB-R4 in Abb. 13.13).

1. Diese Drainageverbindung besteht aus mehreren parallelen Rohren im Boden der Boxen der Drucksammler. Das Drainagemodell berücksichtigt zwei Zustände mit automatischer Umschaltung zwischen beiden: hoher Wasserstand und damit volle Wasserströmung durch die angegebene Verbindungsfläche (full cross section flow) oder geringer Wasserstand und damit Überlauf über den Umfang der Rohre (weir equation). Bisher wurde in COCOSYS als Verbindungsfläche die sich aus der Summe der Rohre ergebene totale Fläche eingegeben und der Umfang daraus berechnet. Dies hatte zur Folge, dass speziell bei geringen Wasserständen die Länge der Überlaufkante und damit der Drainagemassenstrom zu gering berechnet wurden. Nach der Modellerweiterung ist für eine Drainageverbindung nunmehr komplementär die Eingabe der Anzahl von parallelen Öffnungen plus die Fläche einer Öffnung möglich. Damit werden jetzt im Modell sowohl die Gesamtfläche als auch die Länge der Überlaufkante (Summe der Umfänge) und damit für beide Zustände korrekte Wassermassenströme berechnet.
2. Die weitere Behandlung des Wassers in der Zielzone der Drainageverbindung ist abhängig vom verwendeten Zonenmodell in der Zielzone. Hierbei sind insbesondere das DRASYS- und das Nichtgleichgewichtsmodell von Interesse. Ist die Zielzone vom Typ DRASYS, muss der Nutzer explizit den Zonenteil angeben und bestimmt damit, ob das Wasser direkt in den POOL fließt oder durch den Gasraum fällt und hier mit der Atmosphäre wechselwirkt (Verdunstung, spontane Verdampfung, Kondensation) und dann den POOL erreicht. Bei Verwendung des Nichtgleichgewichtsmodells wurde bisher immer eine Wechselwirkung mit der Atmosphäre angenommen. Im RBMK-1000 bestehen die Drainageverbindungen aus Rohren, die im Wasser enden (FLUID Zonenteil) oder in der Atmosphäre darüber (Zonenteil GAS). Die Modellierung wurde dahingehend erweitert, dass der Wasserstand und das Ende der Drainageverbindung permanent verglichen werden. Taucht die Verbindung in das Wasser ein, erfolgt jetzt keine Wechselwirkung mehr mit der darüber liegenden Atmosphäre.

Weitere kleinere Modellverbesserungen betrafen das DRASYS Zonenmodell. Hier wurde insbesondere während der Wasseraufwurfphase die maximale Wasserhöhe entsprechend Zonengeometrie begrenzt, um einen Modellabsturz zu verhindern.

Alle Modellerweiterungen sind in der COCOSYS Entwicklerversion V2.4 erfolgt, die dem NIKIET im Frühjahr 2011 zur Verfügung gestellt wurde.

13.5.3 Pilotanalysen mit COCOSYS zu einem auslegungsüberschreitenden Störfall bei feiner Nodalisierung des SLS

Die Pilotanalysen zum KKW Smolensk-3 stellen im Prinzip die Fortsetzung der Arbeiten im BMU Projekt SR 2513 dar /WJP 08/. Als repräsentatives Szenario für einen angenommenen schweren Störfall wurde wiederum ein Drucksammlerbruch mit Freisetzung von Wasserstoff, Aerosolen und Spaltprodukten gewählt. Zum Einsatz kam ein detailliertes Nodalisierungsschema mit 39 Zonen, 128 Verbindungen (72 atmosphärischen, 39 Drainage- und 17 Pumpenverbindungen) und 60 wärmeleitenden Strukturen (Abb. 13.13). Im Unterschied zu früheren Analysen wird das aus 3 miteinander verbundenen Anlagenbereichen bestehende Druckabbausystem durch 12 Zonen simuliert. Dabei wurden 2 Modellierungsvarianten verglichen, in denen das Druckabbausystem unter der linken Drucksammlerbox und sowie der Mittelteil entweder mit Hilfe von DRASYS Zonen oder durch Nichtgleichgewichtszonen inklusive Atmosphärenverbindungen mit INSERTION Option simuliert wird (Abb. 13.13, Zonen PSPL1 bis PSPL4 und PSPC1 bis PSPC4).

Eine wesentliche Erweiterung gegenüber der ersten Anwendung des detaillierten Nodalisierungsschemas in /WJP 08/ ist die Aktivierung des Aerosol- und Spaltprodukt-Moduls AFP in COCOSYS. Hier kam das FIPISO Modell inklusive KKW Smolensk-3 spezifischer Bibliotheken zum Anfangsspaltproduktinventar im Reaktorkern /ARN 06/ und damit die Berücksichtigung der Nachzerfallswärme im SLS zur Anwendung.

Beide Modellierungsvarianten wurden vom NIKIET in Testrechnungen eingesetzt. Dabei traten verschiedene Probleme auf, die sowohl in den verwendeten Eingabedaten als auch in COCOSYS Modellen begründet waren. Fragen zum Datensatz wurden jeweils während der verschiedenen Meetings bzw. per E-Mail diskutiert. Die festgestellten Modellschwächen wurden im Verlauf des Projektes behoben (siehe Kapitel 13.5.2).

Die Rechnungen mit beiden Modelloptionen wurden von den russischen Kollegen mit den Ergebnissen bei Anwendung des einfachen Nodalisierungsschemas /WJP 08/ verglichen. Die Mehrzahl der verglichenen Parameter zwischen beiden neuen und der alten Simulation stimmen gut überein, insbesondere wenn man aus der feineren Nodalisierung resultierende Abweichungen mit berücksichtigt (siehe z. B.. Abb. 13.14). Der Vergleich offenbarte allerdings auch 2 signifikante Unterschiede: mit dem feinen Modell werden im Zeitbereich 10 – 500 s um bis zu 40 K höhere Temperaturen in der Atmosphäre des linken Teils des Druckabbausystems (Zonen PSPL*, Abb. 13.15, nur in Va-

riante mit feiner Nodalisierung plus Nichtgleichgewichtsmodell) sowie zwischen 2 000 und 20 000 s das höher berechnete zweite (lokale) Druckmaximum (Abb. 13.16) und damit verbunden ein Temperaturmaximum (Abb. 13.17) ermittelt.

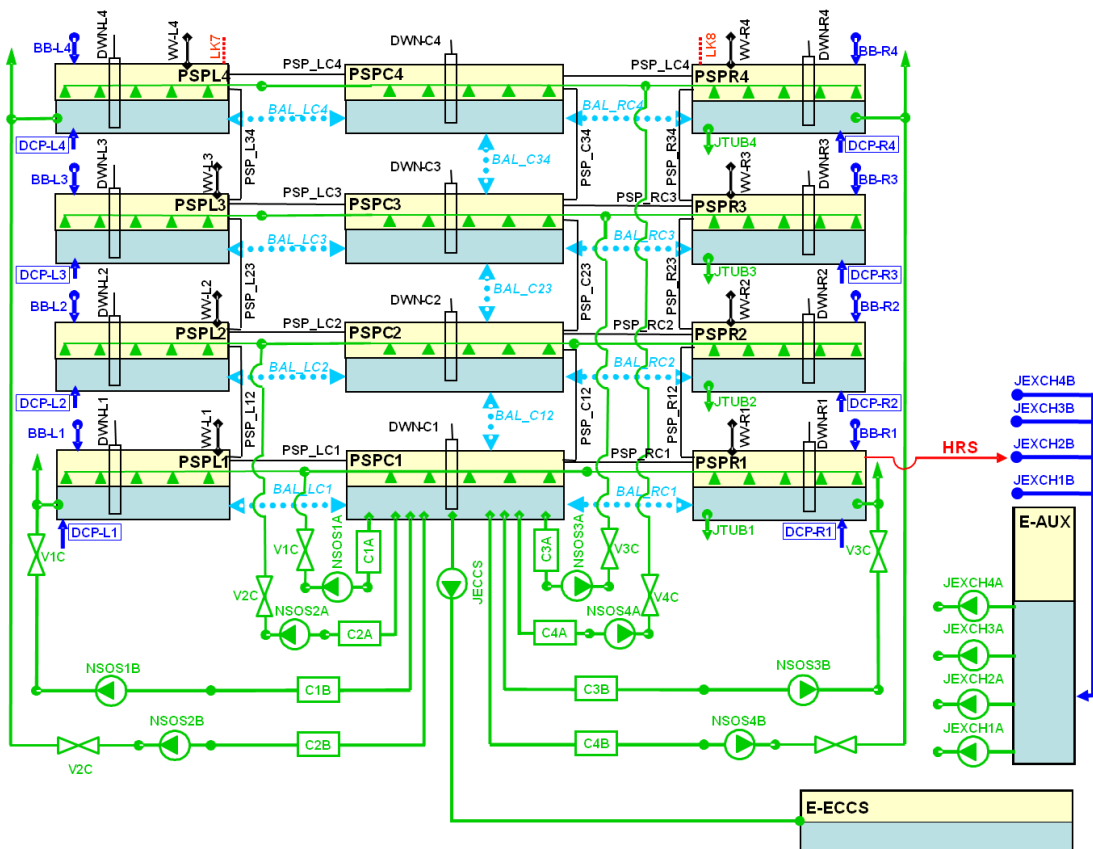
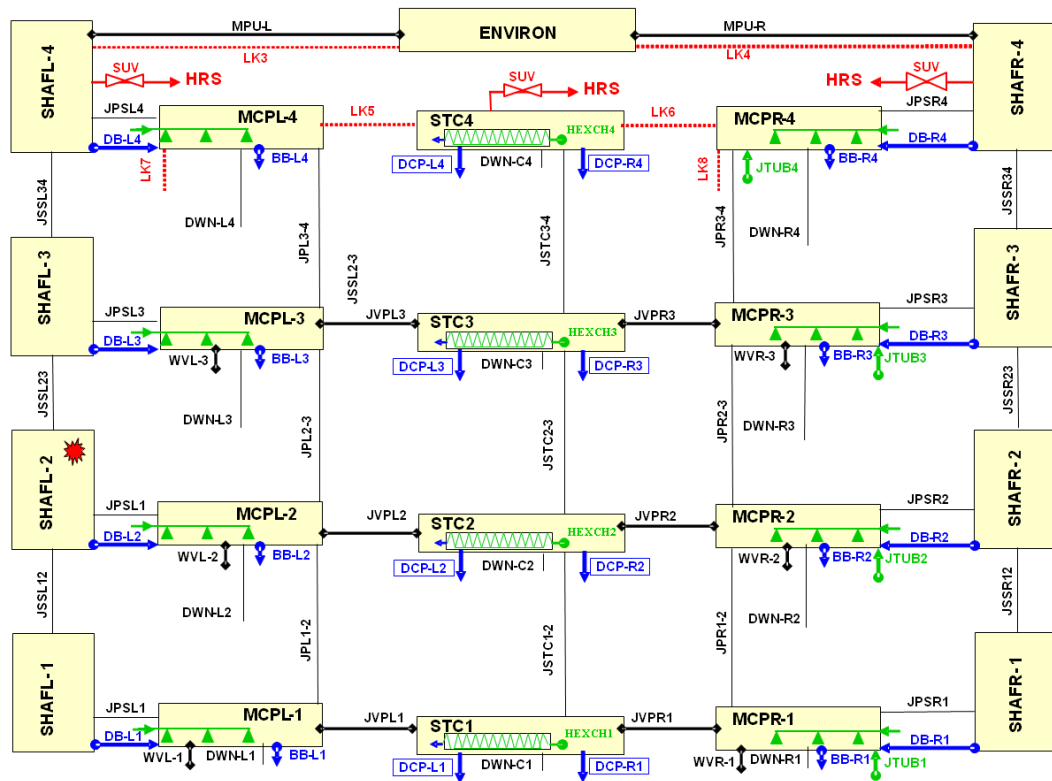


Abb. 13.13 COCOSYS, detaillierte Nodalisierung für das SLS des KKW Smolensk-3

SNPP3 ALS refined nodalisation, PH rupture accident

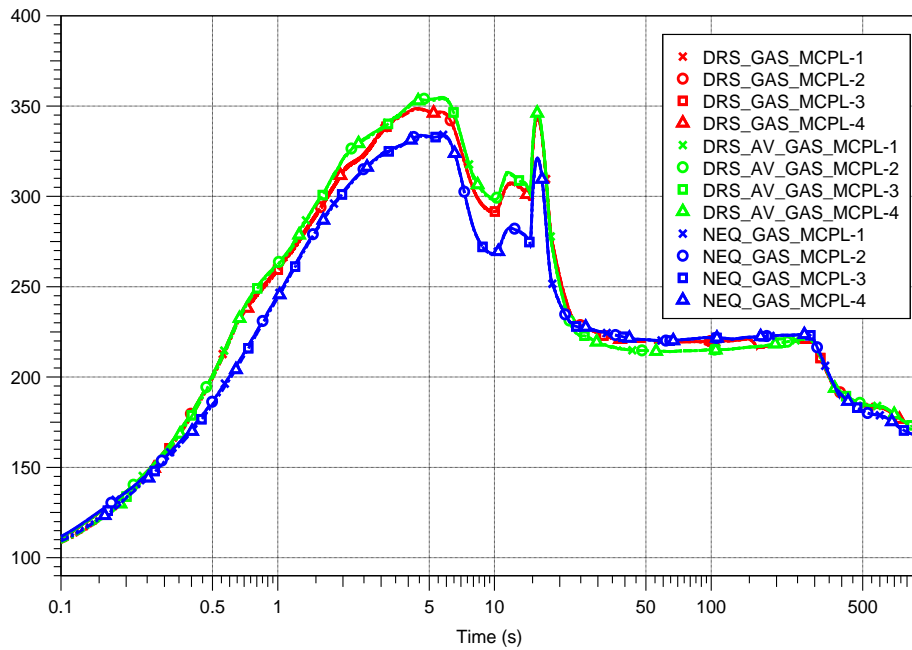


Abb. 13.14 COCOSYS, KKW Smolensk-3, Druck in den Zonen der linken Druck-sammlerbox (rot: grobe Nodalisation + DRASYS, grün: feine Nodalisation + DRASYS, blau: feine Nodalisation + Nichtgleichgewichtsmodell)

SNPP3 ALS refined nodalisation, PH rupture accident

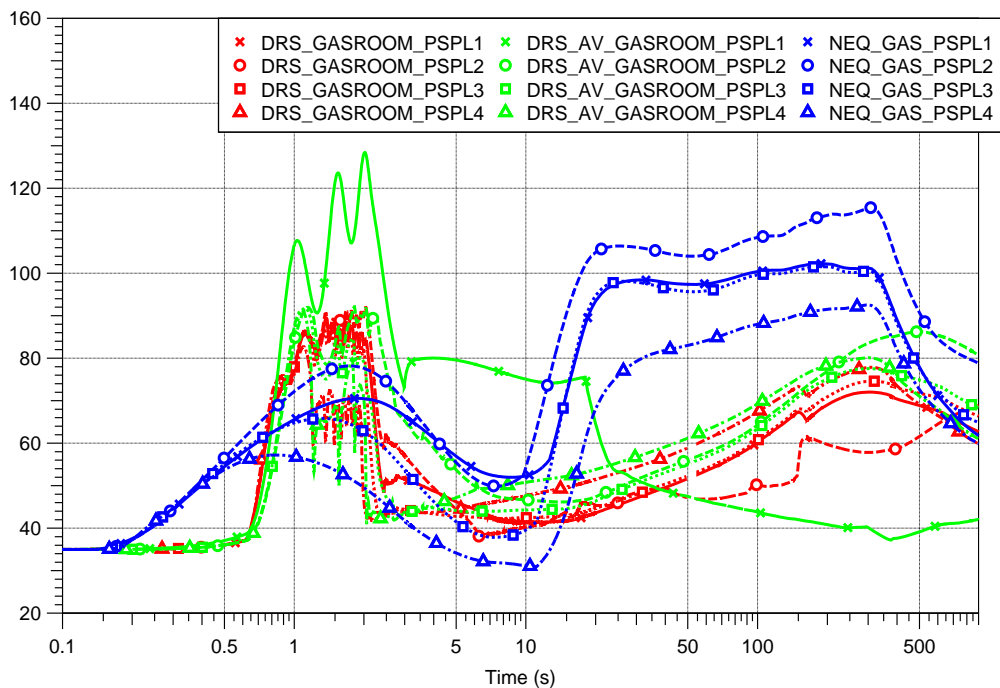


Abb. 13.15 COCOSYS, KKW Smolensk-3, Temperatur der Atmosphäre im linken Bereich des Druckabbausystems (rot: grobe Nodalisation + DRASYS, grün: feine Nodalisation + DRASYS, blau: feine Nodalisation + Nichtgleichgewichtsmodell)

SNPP3 ALS, PH rupture accident

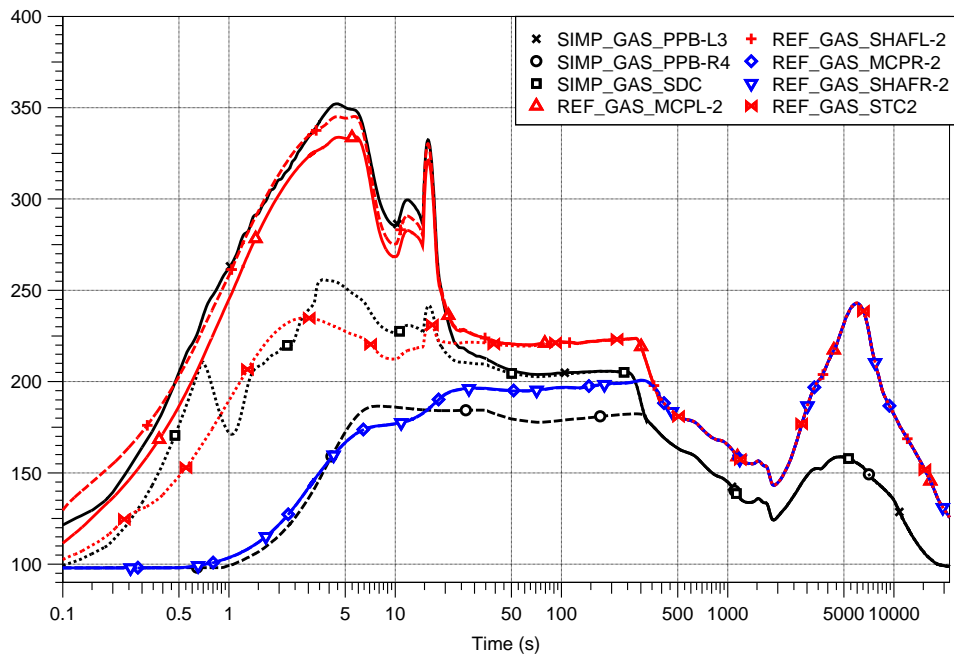


Abb. 13.16 COCOSYS, KKW Smolensk-3, Druckverläufe im SLS
 (schwarz: grobe Nodalisierung + DRASYS, rot: feine Nodalisierung + DRASYS, blau: feine Nodalisierung + Nichtgleichgewichtsmodell)

SNPP3 ALS, PH rupture accident

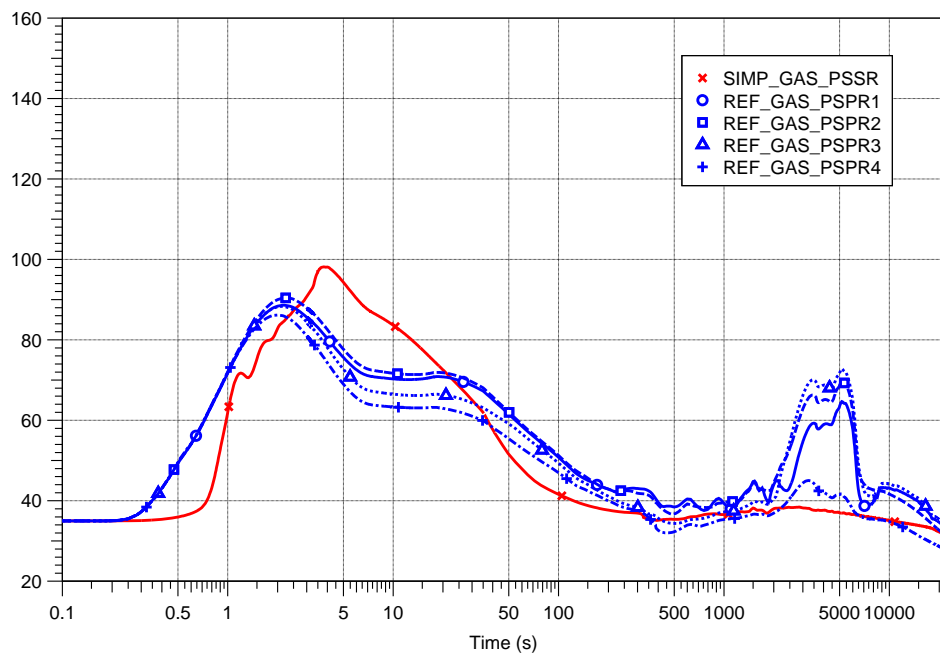


Abb. 13.17 COCOSYS, KKW Smolensk-3, Temperatur der Atmosphäre im rechten Bereich des Druckabbausystems,
 rot: grobe Nodalisierung + DRASYS, blau: feine Nodalisierung + Nichtgleichgewichtsmodell)

Der erste wesentliche Unterschied, die signifikant höhere Temperatur der Atmosphäre im Druckabbausystem zwischen 10 – 500 s, konnte inzwischen mit einer identifizierten Modellschwäche erklärt werden (siehe Kapitel 13.5.2). Der in beiden Modelloptionen mit der feinen Nodalisierung auftretende Druck- und Temperaturanstieg in der Langzeitphase bedarf der weiteren Klärung. Insbesondere ist vom NIKIET die Simulation der aktiven Kühlsysteme zu prüfen, da hier im Vergleich zur alten Rechnung mit der einfachen Nodalisierung wesentliche Veränderungen vorgenommen wurden.

Die beschriebenen Ergebnisse sind im Entwurf eines gemeinsamen Berichtes ausführlich dokumentiert /NIK 11/. Auf Grund des zusätzlichen Arbeitsaufwandes im Zusammenhang mit der COCOSYS Zertifizierung (siehe Kapitel 13.5.4) konnte der Bericht im Rahmen der Projektlaufzeit nicht abgeschlossen werden. Die Klärung der offenen Fragen sowie der Abschluss der Arbeiten zum detaillierten Nodalisationsschema werden als Arbeitspunkte für das Folgevorhaben vorgeschlagen.

13.5.4 Arbeiten zur Unterstützung der Zertifizierung von COCOSYS für RBMK-Anlagen in Russland

Ursprünglich war hier die Erstellung bzw. Komplettierung der Datensätze für eine ausgewählte RBMK-Anlage zur Nutzung der gekoppelten Codes ATHLET und COCOSYS und Durchführung einer Pilotrechnung für ein DBA-Szenarium vorgesehen. Im Verlaufe des Projektes trat das NIKIET allerdings mit der Bitte an die GRS heran, sie bei der Zertifizierung von COCOSYS für thermohydraulische Berechnungen von Stör- und Unfallabläufen im Störfalllokalisierungssystem von RBMK-Anlagen in Russland zur unterstützen. Damit wäre COCOSYS der erste zertifizierte GRS-Code in Russland. Deshalb wurde der ursprüngliche Arbeitspunkt gestrichen und anstelle dessen das NIKIET bei der Zertifizierung unterstützt.

Eine Modell- und Anlagen-bezogene Zertifizierung ist in Russland die Voraussetzung dafür, dass die hiermit erzielten Ergebnisse in Störfallanalysen z. B. zur Untersuchung von Modernisierungsmaßnahmen akzeptiert werden. Entsprechend der Zertifizierungsbedingungen von Rostechnadzor ist ein russischsprachiger Bericht einzureichen, der neben der Modellbeschreibung die Aufstellung einer (hier RBMK-spezifischen) Validierungsmatrix für thermohydraulische Phänomene und deren Untermauerung durch entsprechende Validierungsrechnungen umfasst. Die COCOSYS Validierungsrechnungen

sollen die Qualität des Codes und eigene NIKIET Rechnungen zugleich die Qualifizierung der Programmanwender im Sinne eines "Programm-Führerscheins" zeigen.

Als erstes wurde auf Basis eines vom NIKIET bereitgestellten Beispiels gemeinsam eine Validierungsmatrix mit Schwerpunkt RBMK-relevanter thermohydraulischer Phänomene erstellt (siehe Tab. 13.6 inklusive der Erläuterungen). Daran anschließend wurden aus dem vorhandenen Datenpool COCOSYS Validierungsrechnungen ausgewählt und deren Relevanz bezüglich einzelner Phänomene bewertet (Tab. 13.7). Die Beschreibungen der Versuchsanlagen sowie die Ergebnisse der ausgewählten Experimente wurden zusammengestellt. Diese Zusammenstellung umfasste somit folgende Anlagen und Experimente:

<u>Versuchsanlage</u>	<u>Experiment</u>
HDR:	T31.5, E11.2, E11.4
BMC:	VANAM M3
BC V-213:	LB LOCA Test 1, SLB G02
PANDA:	BC3, BC4
GKSS:	M1
MISTRA:	MASP
THAI:	TH1, TH13, lod-11
PHEBUS:	FPT1
KAEVER:	K148, K188
POSEIDON-Loop:	PA Serie

Tab. 13.6 Ausschnitt aus der COCOSYS Validierungsmatrix für RBMK

COCOSYS Validation Matrix (focused on RBMK)

Revision 2

No	Phenomenon / item	Conditions				Experimental Facilities										
		NO	SB	LB	BD	Integral Facilities										Facility for local effects
						HDR	BMC	BC V-213	PANDA	GKSS	MISTRA	THAI	PHEBUS-FP	KAEVER	POSEIDON-Loop	
11300 m ³	630 m ³	510 m ³	420 m ³	240 m ³	100 m ³	60 m ³	10 m ³	10 m ³	6 m ³							
1	Changes of main thermodynamic parameters in accident localization area															
1.1	Pressure changes	N	0	Y	Y	3	3	3	3	3	3	3	3	3		
1.2	Temperature changes	N	0	Y	Y	3	3	3	3	3	3	3	3	3		
1.3	Decompression due to sprinkler system operation	N	Y	Y	N	3		2		3						
2	Generation and flow of steam-gas mixture in compartments															
2.1	Splitting up the coolant flow from the break	N	0	Y	Y	2		1		1						
2.2	Transport and separation water drops in compartments atmosphere	N	0	Y	Y	2		2								
2.3	Forced convection															
2.3.1	Unsteady flow of incompressible fluid	N	Y	Y	Y	3	3	2	2	2	2	3				
2.3.2	Steady flow of incompressible fluid															
2.3.3	Flow through orifice (compressible flow)	N	N	0	N			2								
2.4	Free convection															
2.4.1	Free convection in the compartments network	0	Y	0	Y	2	2		2		2	2				
2.4.2	Gas stratification in compartments	0	0	0	Y	3	3		2		2	3				
2.4.3	Free convection in the presence of heat sources (sink)	0	N	N	Y				2		2		2			
3	Flow of condensed phase in compartments															
3.1	Wall drainage of condensate	N	0	Y	Y	1	3	1		1	2	2				
3.2	Water mixing in pools															
3.2.1	Pool filling	N	0	Y	Y	2	3	3	3	1	2					
3.2.2	Water drainage	N	0	Y	Y	2	2	2	3	1	3					
4	Condensation (Evaporation) heat-mass transfer in the presence of non-condensable gases															
4.1	Condensation (Evaporation) on surfaces															
4.1.1	Condensation on steel surfaces	N	0	Y	Y	2	2	2	3	2	2	2	3			
4.1.2	Condensation on concrete surfaces	N					3									
4.1.3	Influence of surface coating on steam condensation	N	Y	Y	Y			2								
4.1.4	Heat conduction in concrete walls															

COCOSYS Validation Matrix (focused on RBMK)

Revision 2

No	Phenomenon / item	Conditions				Experimental Facilities										
		NO	SB	LB	BD	Integral Facilities										Facility for local effects
						HDR 11300 m ³	BMC 630 m ³	BC V-213 510 m ³	PANDA 420 m ³	GKSS 240 m ³	MISTRA 100 m ³	THAI 60 m ³	PHEBUS-FP 10 m ³	KAEVER 10 m ³	POSEIDON-Loop 6 m ³	
10.2.1	Aerosol/FP retention in pressure suppression pool water	N	N	N	Y											3
10.2.2	Particulate iodine (CsI, ...) retention in pressure suppression	N	N	N	Y											
10.2.3	Gaseous iodine (I ₂ , CH ₃ I, ...) species in pressure suppression pool water	N	N	N	Y											
10.3	Iodine reactions (iodine species in water, in gas atmosphere and on surfaces)	N	N	N	Y							3	3			

Integral facilities				
BC V-213			X	
BMC			X	X
GKSS			X	
HDR		X	X	X
MISTRA			X	
PANDA				X
PHEBUS FP				X
THAI		X		X
KAEVER				X
POSEIDON-Loop				X

- Legend:
- BC V-213 - EREC Bubble Condenser Test Facility (Elektrogorsk, RF)
 - BMC - Batelle Model Containment (Frankfurt, D)
 - GKSS - Test facility of Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt (Geesthacht, D)
 - HDR - HeißDampfReaktor test facility (Karlstein, D)
 - KAEVER - Kernschmelz-Aerosol-VERSUCH (Frankfurt, D)
 - MISTRA - Mitigation and STRATification test facility (Saclay, F)
 - PANDA - PAssive Nachwärmeabfuhr- und DruckAbbau test facility (Villingen, CH)
 - PHEBUS FP - Test facility for severe accidents (Cadarache, F)
 - POSEIDON-Loop - POol Scrubbing Effect of Iodine DecontaminatiON test facility (Villingen, CH)
 - THAI - Thermohydraulik-Hydrogen-Aerosol-Iod test facility (Eschborn, D)

- | | | | |
|----|---|---|--|
| NO | - normal operation | Y | - important phenomenon / item |
| SB | - small break LOCA conditions | 0 | - phenomenon / item of minor importance |
| LB | - large break accident conditions (incl. steam line breaks) | N | - not important phenomenon / item |
| BD | - Beyond Design Basis Accidents | x | - investigated and used for COCOSYS validation |

- Ranking of phenomena / item (used in COCOSYS validation)
- [] - not present: phenomenon (or item) is either not present in the tests, negligible or its presence is unknown.
 - 1 - present: phenomenon (or item) is present in some or all tests, but its effect on the test results is insignificant or was not investigated with COCOSYS or both.
 - 2 - significant: phenomenon (or item) is present in some or all tests, has significant influence on test results and considered in COCOSYS calculations.

Tab. 13.7 Kopplung zwischen Phänomenen in der COCOSYS Validierungsmatrix für RBMK und Validierungsexperimenten (Ausschnitt)

No	Phenomenon / item	Experimental Facilities									
		HDR	BMC	BC V-213	PANDA	GKSS	MISTRA	THAI	PHEBU S-FP	KAEVER	POSEIDON-Loop
1 Changes of main thermodynamic parameters in accident localization area											
1.1	Pressure changes	3 T31.5 E11.2 E11.4	3 VANAM M3	3 LB LOCA Test 1 SLB G02	3 BC3 BC4	3 M1	3 MASP1	3 TH1 TH13 Iod-11	3 FPT1	3 K148 K188	
1.2	Temperature changes	3 T31.5 E11.2 E11.4	3 VANAM M3	3 LB LOCA Test 1 SLB G02	3 BC3 BC4	3 M1	3 MASP1	3 TH1 TH13 Iod-11	3 FPT1	3 K148 K188	
1.3	Decompression due to sprinkler system operation	3 E11.2 E11.4		2 LB LOCA Test 1			3 MASP1				
2 Generation and flow of steam-gas mixture in compartments											
2.1	Splitting up the coolant flow from the break	2 T31.5		1		1					
2.2	Transport and separation water drops in compartments atmosphere	2 T31.5		2							
2.3 Forced convection											
2.3.1	Unsteady flow of incompressible fluid	3 T31.5 E11.2 E11.4	3	2 LB LOCA Test 1 SLB G02	2	2	2	3 TH13			
2.3.2	Steady flow of incompressible fluid										
2.3.3	Flow through orifice (compressible flow)			2							
2.4 Free convection											
2.4.1	Free convection in the compartments network	2 E11.2 E11.4	2		2		2	3 TH13 Iod-11			
2.4.2	Gas stratification in compartments	3 E11.2 E11.4	3 VANAM M3		3 BC3 BC4		2 MASP1	3 TH13 Iod-11			
2.4.3	Free convection in the presence of heat sources (sink)	E11.2 E11.4			3 BC3 BC4		2 MASP1		2 FPT1		
3 Flow of condensed phase in compartments											
3.1	Wall drainage of condensate	1 E11.2 E11.4	3	1		1	2 MASP1	2			
3.2 Water mixing in pools											
3.2.1	Pool filling	2 T31.5	3	3 SLB G02	3 BC3	1	2 MASP1	TH1			

Allerdings stellte sich heraus, dass für verschiedene Experimente Parameter zur Demonstration von speziellen Validierungsergebnissen fehlten bzw. entsprechende Ergebnisse nur in Papierform oder in schlechter Qualität vorlagen. Somit wurden im Rahmen des Projektes einige der alten Validierungsrechnungen wiederholt. Dies betraf die Versuche BMC VANAM M3, GKSS M1, MISTRA MASP1, THAI Jod-11 und POSEIDON PA-Serie. Die Nachrechnungen erfolgten dabei mit der COCOSYS Entwicklerversion V2.4. Diese neuen Nachrechnungen flossen in den GRS Dokumentationsbericht zur COCOSYS Validierung ein.

Unter Nutzung der COCOSYS User und Reference Manuals, der von der GRS erstellten englischsprachigen Dokumentation zur Validierung sowie weiterer eigener Validierungsrechnungen hat das NIKIET dann den russischen Zertifizierungsbericht erstellt /NIK 10c/.

14 Verzeichnisse

14.1 Literaturverzeichnis

- /ADI 09/ ADINA – A Finite Element Program for Automatic Dynamic Incremental Nonlinear Analysis, Version 8.6, 2009
- /AG2866/ Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken in (Ost-)Europa und angrenzenden Regionen sowie Einschätzung nuklearer Risiken - Reaktorbaulinien. Anlage A Vorhabensbeschreibung, 14. Dezember 2007
- /ANS 09/ ANSYS AUTODYN Version 11.0, 2009 – Explicit Software for Non-Linear Dynamics
- /ARB 10/ Computational Analysis of the Event at Rivne-3 NPP with Stuck Open Pressurizer Safety Valve during Function Test,
“Analytical Research Bureau For Nuclear Safety” State Enterprise “State Scientific And Technical Center On Nuclear And Radiation Safety”
Technical report, Kyiv, 2010
- /ARB 10a/ Computational Analysis of the Event at Rivne-3 NPP with Stuck Open Pressurizer Safety Valve during Function Test. Stage 1 Status Report.
Subsidiary “Analytical Research Bureau for Nuclear Safety” State Enterprise “State Scientific and Technical Center on Nuclear and Radiation Safety”, Kyiv, 2010
- /ARM 08/ Отчет Обоснования Безопасности Энергоблока № 2 ААЭС, Закрытое Акционерное Общество “Айкакан Атомайин Электракаян” (“Армянская Атомная Электростанция”), 2008

- /ARM 10/ Отчет по обоснованию безопасности ААЭС
6. Анализ отступлений от нормативных требований и планирование мероприятий по дальнейшему повышению безопасности энергоблока, SAR_RE_06_R, Мецамор, Выпуск 2, 2010
(Sicherheitsbericht für das KKW Armenien, 6. Analyse der Abweichungen von den normativen Forderungen und Planung von Maßnahmen zur weiteren Erhöhung der Sicherheit des Kraftwerksblockes, Metsamor, Ausgabe 2, 2010)
- /ARN 06/ Arndt S.
Arbeitsmaterial "Description of Smolensk-3 (RBMK-1000) core inventory file", GRS Berlin, 02.05.2006
- /ARN 09a/ Arndt S.
COCOSYS adaptation to RBMK-1000: Scrubbing of gaseous iodine in the pressure suppression system, Technical Note TN-ARN-01/2009, GRS-V-R0801504-03/2009, March 2009
- /ARN 09b/ Arndt, S. (GRS Berlin), H. Wolff (GRS Berlin), M. Maltsev (AEP Moscow)
Comparison of COCOSYS and ANGAR results for the anticipated BDBA scenario SB LOCA DN60 at NPP Belene (WWER-1000/466B),
Technical Note, GRS-V-3608R01504-05/2009, Revision 2, June 2009
- /ARN 09c/ Arndt S., H. Wolff
COCOSYS accident analyses for NPP Belene (WWER-1000/466B)
Technical Note, GRS-V-R0801504-10/2009, December 2009
- /ARN 10/ Arndt S.
COCOSYS analysis on influence of new junctions between UA and RAA for the BDBA scenario SB LOCA DN60 at NPP Belene (WWER-1000/466B)
BMU Project 3608R01504 - LV2, AP6, Technical Note,
GRS-V-R0801504-02/2010, Revision 1, March 2011
- /ARN 11/ Arndt S. et all
COCOSYS adaptation to RBMK-1000: Extension of the RBMK-DPVAL model for simulation of pressure difference controlled valves. Technical Note TN-ARN-1/2011, GRS-V-R0801504-08/2011, Revision2, März 2011

- /AUT 09/ ANSYS AUTODYN – Explicit Software for Non-Linear Dynamics, Version 12.1, 2009
- /BAH 09/ L. Bahr, H. Grebner, P. Eisert, J. Sievers
Structure mechanical analyses of the Belene NPP containment behaviour - Final Report, GRS-V-R0801504-12/2009, November 2009.
- /BAH 11/ Bahr L., D. Suchard, J. Sievers
Structure mechanical analyses of the outer containment behaviour (type Belene NPP) under impact loads - Technical Report, GRS-V-R0801504-05/2011, March 2011, (Official Use Only)
- /BAK 09a/ Bakalov I., H. Wolff
Analysis of the resolution of IAEA Safety Issues for WWER-1000/W-320 Nuclear Power Plants for Belene NPP,
Technical Note, GRS-V-3608R01504–07/2009, November 2009
- /BAK 09b/ Bakalov, I., S. Arndt
COCOSYS adaptation for WWER-440/W-230 with Jet Vortex Condenser to simulate hydrogen and aerosol distribution, Technical Note, GRS-V-3608R01504-13/2009, GRS Berlin, September 2009
- /BAK 11/ Bakalov I., S. Arndt, H. Wolff
Application of SUSA for an uncertainty and sensitivity analysis of COCOSYS results for WWER-440/213 containments,
GRS-V-R0801504-01/2011, February 2011
- /BLA 10/ Blank, W.-R., G. Schulz
3D-Rechnungen mit PHYBER zum WWER-1000 des KKW Chmelnitzki Block 2 Zyklen 1 bis 4 auf Basis der Datensätze w1|2g|Hm und w1{2g}f erzeugt aus einer NESSEL Resultatbibliothek, Berlin, Schildow, Oktober 2010
- /BNS 09/ Замечания к Отчету Обоснования Безопасности (ООб) энергоблока №2 Армянской АЭС (Anmerkungen zum Sicherheitsbericht (OOb) des Blockes Nr. 2 des KKW Armenien) – Arbeitsunterlage der GRS, November 2009

- /BNS 10/ Замечания к Выпуску 2 Главы 6 «Анализ отступлений от нормативных требований и планирование мероприятий по дальнейшему повышению безопасности энергоблока» Отчета по Обоснованию Безопасности ААЭС (SAR_RE_06_R), 2010
- /BNS 11/ Benison S.
Kurzbewertung des Sicherheitsberichtes des Armenischen KKW, Reaktorblock-2, Technische Notiz, GRS-V-R0801504-09/2011, April 2011
- /BRA 09/ Brandisauskas, D.
Answers to the Questions of J.P. Weber Related to the Event IRS 7980
Mail of VATESI, 15 June 2009
- /BTA 08/ Berthold A. u.a.
Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken in Mittel- und Osteuropa sowie Beratung des BMU zur Minderung von Risiken - Beiträge zur sicherheitstechnischen Bewertung von KKW mit WWER-440.
Vorhaben SR 2512, Abschlussbericht, GRS-A-3393, Dezember 2008
- /EPR 89/ EPRI
Criteria and Guidelines for Predicting Concrete Containment Leakage
Report NP-6260-M, April 1989
- /EUR 04/ European standard EN 1992-1-2: Eurocode 2: Design of concrete structures-Part1-2: General rules-Structural fire design, 2004.
- /FOJ 10/ REPORT VVER FORUM - Working Group on Regulatory Aspects of Organizational, Management and Safety Culture Related Issues of NPPs.
Mandate period 2009 – 2010
- /FZD 08/ Kurzbericht zum Workshop mit ukrainischen Experten vom 08.12. bis 13.12. 2008 im FZ Dresden-Rossendorf
- /FZD 09/ Arbeitsaufenthalt der ukrainischen Kollegen Y. Ovdienko und M. Jeremenko (SSTC NRS Kiev) im FZD, BMU-Vorhaben SR2511, Unterauftrag 862500/09 – UA-2575 „Verifikation und Validierung von Reaktorphysikcodes und Anwendung bei reaktorphysikalischen Analysen für WWER-1000 Reaktoren, 02.12.-09.12.2009

- /FZD 10a/ Kurzbericht zum Workshop mit ukrainischen Experten vom 9.8. bis 13.8. 2010 im FZ Dresden-Rossendorf im BMU-Vorhaben SR2511, Unterauftrag 862500/09 – UA-2575 „Verifikation und Validierung von Reaktorphysik-codes und Anwendung bei reaktorphysikalischen Analysen für WWER-1000 Reaktoren“
- /FZD 10b/ Kozmenkov Y., S. Kliem
Update of the coupling of DYN3D and ATHLET including sample problems.
Forschungszentrum Dresden-Rossendorf, December 2010
- /GAG 11a/ Gänßmantel G.
Auswertung der Betriebserfahrung in RBMK-Reaktoren mit Schwerpunkt auf die meldepflichtigen Ereignisse.
GRS-V-R0801504-03/2010, Februar 2011
- /GAG 11b/ Gänßmantel G.
Darstellung und Beschreibung der Umsetzung der wichtigsten Nachrüstungs- und Umrüstungsmaßnahmen in russischen Kernkraftwerken mit RBMK-1000 Reaktoren. GRS-V-R0801504-04/2011, Februar 2011
- /HES 03/ M.F. Hessheimer, E.W. Klamerus, L.D. Lambert, G.S. Rightly
Overpressurization Test of a 1:4-Scale Prestressed Concrete Containment Vessel, NUREG/CR-6810, Sandia National Laboratories, March 2003
- /IAEA 01/ IAEA and OECD/NEA
The International Nuclear Event Scale INES, User's Manual, 2001 Edition
International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, 2001
- /ICG 08a/ VATESI International Cooperation Group on Nuclear Safety. Minutes of the 6th ICG meeting, 14 May 2008, Vilnius (Lithuania) (Final 2008-11-26)
- /ICG 08b/ VATESI International Cooperation Group. Minutes of the 7th ICG meeting, Vilnius (Lithuania), 26 November 2008 (Final 2009-06-03)

- /ISA 08/ Russia Federal Agency for Atomic Energy , Joint Stock Association
«ATOMSTROYEXPORT», Belene NPP, Units 1, 2 – Technical Design, Appendix 1, Interim Safety Analysis report, Chapter 3: Design of structures, components, equipment and systems, Chapter 19. Severe accidents
Moscow, 2008, Revision 0
- /ISA 10/ Russia Federal Agency for Atomic Energy, Joint Stock Association
«ATOMSTROYEXPORT», Belene NPP, Units 1, 2 – Technical Design, Appendix 1, Interim Safety Analysis report, Chapter 3: Design of structures, components, equipment and systems Chapter 19. Severe accidents
Moscow, 2010, Revision 2
- /IVE 11/ Reaktorbaulinie AES-2006 mit WWER-1200
Technische Beschreibung, zusammengestellt von V. Ivenin,
Technische Notiz, GRS-V-R0801504-10/2011, April 2011
- /JAR 08/ Janke R., W. Richter, H. Teske
Licensing and Regulatory Oversight of New Nuclear Build.
Workshop in Helsinki and Olkiluoto, 01 - 04 September 2008,
GRS-V-R0801503-04/2008, Oktober 2008
- /KEA 11/ Kerner A.
Untersuchungen zu Störfällen in RBMK-Anlagen mit ATHLET
GRS-V-R0801504-02/2010, Februar 2011
- /KHA 09/ REPORT on the visit of V. Khalimonchuk and Y. Ovdienko for participation
in the 19th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor
Safety 21 to 25 September 2009, Varna, Bulgaria, SSTC NRS, 2009
- /KHA 10/ Khazanov A.L.
Störungen im Block 1 des KKW Smolensk und im Block 4 des KKW Lenin-
grad im Jahre 2009, Arbeitstreffens russischer, ukrainischer und deutscher
Fachleute zum Erfahrungsaustausch über die Auswertung von Betriebser-
fahrungen der Kernkraftwerke, 21-23.06.2010, GRS Berlin

/KOZ 11a/ Kozlova N., N. Repnikov

Stage A1 Modernisation of the generic WWER-1000 input model for the ATHLET-CD code on the basis of recent code version. Stage A2 Extension and mutual adaptation of ATHLET-CD and COCOSYS input decks for WWER-1000 plus coupling of both codes. Verification of the coupled model ATHLET-CD/COCOSYS by test calculations. Technical Note on research effort « Analysis of hydrogen distribution in the WWER-1000 containment during the in-vessel phase of core melting accident with ATHLET-CD/ COCOSYS», Bilateral contract between SEC NRS and GRS 3608R01504-864100/01-UA-2948, Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS), Report No.DNP-4-551-2010, Moscow, 2010

/KOZ 11b/ Kozlova N., N. Repnikov

Stage A3 Definition of the scenario for analyses on stage A4. Stage A4 Results of coupled ATHLET-CD_COCOSYS analysis. Technical Note on research effort « Analysis of hydrogen distribution in the WWER-1000 containment during the in-vessel phase of core melting accident with ATHLET-CD/ COCOSYS», Bilateral contract between SEC NRS and GRS 3608R01504-864100/01-UA-2948, Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS), Report No.DNP-4-553-2010, Moscow, 2011

/KUC 09/ Kuchin, O., Y. Ovdienko, V. Khalimonchuk

Conservative RIA Analysis with the Use of Spatial Kinetic Model, 19. AER-Symposium; 21.-25.09.2009; Varna (Bulgaria)

/LOE 08/ Löffler H.

Severe Accident Analysis, Accident Management and PSA Applications for Pressurized Heavy Water Reactors. IAEA Technical Meeting in Mississauga, Kanada, 10. – 13. November 2008, GRS-V-R0801504-02/2008, November 2008

/LOE 09/ Löffler H., G. Mayer

Bericht über die IAEA IPSART-Mission zur PSA für die Anlage Belene NPP (GRS-Beobachterstatus), Sofia, Bulgarien, 11. - 22. Mai 2009
GRS-V-0801504-04/09, Mai 2009

- /LOT 09/ Loetsch, T., O. Kuchin, V. Khalimonchuk
Proposal of a Benchmark for Core Burnup Calculations for a VVER-1000
Reactor Core, 19. AER-Symposium; 21.-25.09.2009; Varna (Bulgaria)
- /LOT 10/ Lötsch T., V. Khalimonchuk, A. Kuchin
Corrections and additions to the proposal of a benchmark for core burnup
calculations for a VVER-1000 reactor, 20th Symposium of AER on VVER
Reactor Physics and Reactor Safety, Espoo, Finland, September 20-24,
2010
- /MAY 10/ G. Mayer
IPSART- Follow up-Mission PSA Belene NPP
Bericht über die IAEA IPSART- Follow up-Mission zur PSA Belene NPP
(GRS-Beobachterstatus), Sofia, Bulgarien, 18. - 22. Oktober 2010
GRS-V-R0801504-04/2010, Oktober 2010
- /MOS 09a/ Moskalev, A.
Vergleich der Rechenergebnisse der Programme ATHLET und KORSAR
für ein „Kleines Leck DN60 im KKW Belene, Block 1“ (Arbeitsunterlage in
Russisch), April 2009
- /MOS 09b/ Moskalev, A., A. Boginskiy
Beschreibung der verwendeten Regler-Modelle und deren Schnittstelle in
ATHLET für das KKW Belene, Block 1 (Arbeitsmaterial in Russisch),
OKB Hidropress, Moskau, 2009
- /MOS 09c/ Moskalev, A., N. Bukin
Beschreibung der in ATHLET verwendeten GCSM-Signale für das KKW
Belene, Block 1, (Arbeitsmaterial in Russisch),
OKB Hidropress, Moskau, 2009
- /MOS 09d/ Moskalev, A., N. Bukin, N. Sovrunova
Beschreibung der Modelle für die Sicherheitssysteme SAR, SPOT und
GE-2 für die ATHLET-Eingabe, (Arbeitsmaterial in Russisch),
OKB Hidropress, Moskau, 2009

- /MOS 09e/ Moskalev, A., N. Sovrunova
ATHLET Eingabedatensatzbeschreibung zu den thermohydraulisch und wärmetechnisch relevanten Strukturen für das KKW Belene, Block 1
(Arbeitsmaterial in russisch)
OKB Hidropress, Moskau, 2009
- /MUR 10a/ Das Belene Handbuch
Zusammengestellt von Christoph Müller, Revision 3 – Stand 01.12.2010
GRS-V-R0801504-06/10, Dezember 2010
- /MUR 10b/ Müller C.
Bericht über die durchgeführten Arbeiten und Ergebnisse zum Unterauftrag UA-2962 "Mitarbeit im Rahmen des BMU/BfS-Vorhaben 360BR01504"
Berichtszeitraum: 01.05.2010 bis 31.12.2010
Stand: 10. Dezember 2010
- /NIK 10a/ Nikonov S.P. (Kurchatov Institute), K. Velkov, A. Pautz, (GRS)
Comparison of In-Core Thermocouple and SPND Measured Data with the ATHLET-BIPR-VVER Predictions, 20th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, Espoo, Finland, September 20-24, 2010
- /NIK 10b/ Nikonov S.P. (Kurchatov Institute), K. Velkov, A. Pautz, (GRS)
Peculiarity by Modelling of the Control Rod Movement by the OECD Kalinin-3 Benchmark, 20th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, Espoo, Finland, September 20-24, 2010
- /NIK 10c/ Кабанов Л.П., Новосельский О.Ю., Сафонов В.К., Тутукин А.В.
Обеспечение безопасности при эксплуатации. Верификация и подготовка к аттестации расчётного кода COCOSYS
Отчёт о верификации программного средства (ПС)
УДК 621.039.58, Рег. № 1742ОТ1
Международный Центр по Ядерной Безопасности, Москва 2010
- /NIK 11/ Tutukin A., Pripachkin D. (NIKIET Moscow), Arndt S., Wolff H. (GRS Berlin)
Draft report: COCOSYS variant analysis of a Pressure Header Break scenario in RBMK-1000 with refined nodalisation (Reference NPP Smolensk, Unit 3), March 2011

/NSA 08a/ Nuclear Safety Advisory Committee of Lithuania. Minutes of the 41st Meeting, Vilnius (Lithuania), 15 May 2008

/NSA 08b/ Nuclear Safety Advisory Committee of Lithuania (NSAC). Minutes of the 42nd Meeting, Vilnius (Lithuania), 27 November 2008

/OVD 10a/ Ovdiienko I., M.Ieremenko

Effect of Burnup Dependence of Fuel-Cladding Gap Properties on WWER Core Characteristics, State Scientific and Technical Centre on Nuclear and Radiation Safety (SSTC NRS), 20th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, Espoo, Finland, September 20-24, 2010

/OVD 10b/ Ovdiienko I., V.Khalimonchuk, A.Kuchin

Study of Transient connected with WWER-1000 Cluster Drop with subsequent Working of Automatic Power Controller, State Scientific and Technical Centre on Nuclear and Radiation Safety (SSTC NRS), 20th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, Espoo, Finland, September 20-24, 2010

/PIL 10/ Piljugin E.

Generische Trends in der Entwicklung und Herstellung der Leittechnik für die WWER-Reaktoranlagen, Dezember 2010, GRS-V-R0801504-05/10

/PON 11a/ Ponurovsky A., N. Kozlova

«Description of the complex of EOPs and deduction of accident scenarios to be investigated» Technical Note on research effort « Analysis of emergency operating procedures for Kola-3,4 NPP using the analysis simulator for WWER-440/W-213» Bilateral contract between SEC NRS and GRS 3608R01504-864100/01—UA-2948, Task B.1, Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS), Report No.DNP-4-728-2011, Moscow, 2011

- /PON 11b/ Ponurovsky A., N. Kozlova
 «Adaptation of the new steam generator model developed for the WWER-440/230 simulator and implementation into the WWER-440/213 simulator», Technical Note on research effort «Application of ATHLET-CD - COCOSYS to WWER-1000 and of the WWER-440/W-213 simulator to analyze EOPs for Kola-3/4 NPP» Bilateral contract between SEC NRS and GRS 3608R01504-864100/01—UA-2948, Intermediate Report, Task B.2, Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS), Moscow, 2011
- /PRO 01/ Aktennotiz über ein Arbeitstreffen mit OKB Hidropress zur Erstellung des ATHLET-Datensatzes für das KKW Belene, Moskau, 26.02.2008
- /PRO 02/ Minutes of the Project Meeting on "Generic investigations into separate aspects of nuclear safety for new WWER reactor concepts", March 5, 2008, AEP Moscow
- /PRO 03/ Aktennotiz über das Expertentreffen GRS – Atomenergoprojekt Moskau zu Containment-Strukturanalysen am 15.04.2008 in Moskau
- /PRO 04/ Memorandum of GRS - OKB Hidropress progress meeting on ATHLET input model development for Belene NPP, Riskaudit Office Moscow, 2008, May, 20
- /PRO 05/ Memorandum on the closing meeting for the working stay of the OKB-Hidropress specialists in GRS Berlin, GRS Berlin, 2008, August, 14
- /PRO 06/ MINUTES of the Workshop on "Generic investigations into separate aspects of nuclear safety for new WWER reactor concepts", November 14, 2008, GRS Berlin
- /PRO 07/ MINUTES of the Project Meeting on "ATHLET-COCOSYS Coupling for WWER type reactors", May 19, 2010, GRS Berlin (ENPRO-GRS-Workshop on ATHLET/COCOSYS Coupling for WWER type reactors, May 17 -21, 2010)

- /PRO 08/ MINUTES of the Work Stay on "ATHLET-COCOSYS Coupling for WWER type reactors" August 05, 2010, GRS Berlin (ENPRO Working Stay, August 03 - 05, 2010)
- /PRO 09/ MINUTES of the Work Stay on "ATHLET-COCOSYS Coupling for WWER type reactors", December 16, 2010, GRS Berlin (ENPRO Working Stay, December 14 - 17, 2010)
- /PRO 10/ Memorandum to the VVER-1000 accident analyses with ATHLET-CD, Munich, 24th. May 2008
- /PRO 11/ Minutes of a Working Visit of 2 Ukrainian Specialists from SSTC NRC in GRS, Monday, October 11th - Friday, October 15th 2010
- /PRO 12/ Memorandum of a working meeting held in Kiev, 24.11.-28.11.2008 in the framework of BMU project R0801504 (SR2611) 864 100/08-UA2820: "Verification and Validation of Reactor Physics Codes and Data Libraries for VVER-1000 (AP 8)"
- /PRO 13/ Memorandum of a working meeting held in Munich, 08.12.-12.12.2008 in the framework of BMU project R0801504 (SR2611) 864 100/08-UA2820: "Verification and Validation of Reactor Physics Codes and Data Libraries for VVER-1000 (AP 8)"
- /PRO 14/ Memorandum of a working meeting held in Kiev, 27.03.-03.04.2009, in the framework of BMU project R0801504 (SR 2611) 864100/08-UA2820: „Verification and Validation of Reactor Physics Codes and Data Libraries for VVER-1000 (AP 8)
- /PRO 15/ Memorandum of a working meeting held in Kiev, 02.11.-06.11.2009, in the framework of BMU project R0801504 (SR2611) 864 100/08-UA2820: "Verification and Validation of Reactor Physics Codes and Data Libraries for VVER-1000 (AP 8)", Proof of the completeness of the documentation of the fuel assemblies provided by Westinghouse for Ukraine NPP

- /PRO 16/ Armenia Safety Analysis Work. Meeting at GRS, Germany, 18-24 February, 2009, PART I: Summary and Agreements for Discussions on 18-20 February 2009
- /PRO 17/ Meeting Minutes and Summary, Meeting on Armenia Nuclear Safety Analysis Work, November 24 – December 1, 2009, GRS, Cologne, Germany
- /PRO 18/ Armenian NPP MELCOR Meeting, GRS, Berlin, Germany, 26-30 April 2010, Meeting Minutes
- /PRO 19/ Memorandum of a International Workshop on Safety Analyses for Armenia NPP, November 22 - 26, 2010, GRS Berlin
- /PRO 20/ Minutes of the Meeting with SEC NRS, Moscow, 24 February 2009
- /PRO 21/ Minutes of the Project Meeting on "Investigations into accidents in RBMK utilities", March 4, 2008, Riskaudit Moscow (Project Meeting with NIKIET)
- /PRO 22/ MINUTES of the Workshop "Investigation of accidents in NPP with RBMK" November 17 - 21, 2008, GRS Berlin
- /PRO 23/ MINUTES of the Project Meeting "Investigation of accidents in NPP with RBMK", GRS Garching, June 22, 2009
- /PRO 24/ MINUTES of the Project Meeting on "Investigation of accidents in NPP with RBMK", Riskaudit Moscow, March 22, 2011
- /PRW 09/ Preischl, W.
Minutes of the HRA Workshop GRS – NPP Metsamor/Armenia, ET &D/Ukraine, Garching, Germany, 7 – 11 September 2009 (Draft, October 2009)
- /PRW 10/ Preischl W.
Improving Human Reliability Analysis of Armenian NPP Probabilistic Safety Assessment Study, Meeting at Armenia NPP, October 12 – 15, 2010
GRS, Germany, October, 2010

- /REN 11/ Reinke, N.,
ASTEC Analyses of an SBO sequence for a VVER-1000/V-320 with emphasis on the early phase of the accident, Technical Note,
GRS-V-R0801504-11/2011, GRS Cologne, March 2011
- /REV 01/ Vorhaben: R0801504, Änderungsdienste: kostenneutrale Mittelverlagerung,
Revision: 1, Schreiben an BfS vom 28.08.2008
- /REV 03/ Vorhaben: 3608R01504, Änderungsdienste: Mittelverlagerung und Abstoc-
kung, Revision 3, Schreiben an BfS vom 05.08.2009
- /REV 04a/ Vorhaben: 3608R01504, Änderungsdienste: Vertragsverlängerung und
kostenneutrale Mittelverschiebung, Revision: 4a, Schreiben an BfS vom
30.11.2010
- /RIE 68/ J. D. Riera:
“On the stress analysis of structures subjected to aircraft impact forces”,
Nuclear Engineering and Design 8 (1968), 415-426
- /RIJ 10a/ Rijova N., K. Gantchev
Description of ATHLET input data deck for WWER-1000/466B, Belene
NPP, PROJECT: Adaptation of simulation models for the future Belene
NPP and analyses for Main Steam Line Breaks with the coupled code sys-
tem ATHLET-COCOSYS, Task A, ENPRO Consult Ltd., Technical Note
DTR•ENPR•1012, Sofia, 30.06.2010
- /RIJ 10b/ Rijova N.
Total loss of electrical power supply for Belene NPP with WWER-
1000/B466. Analyses with ATHLET 2.2A code. PROJECT: Adaptation of
simulation models for the future Belene NPP and analyses for Main Steam
Line Breaks with the coupled code system ATHLET-COCOSYS, Task C,
Technical Note Report ID DTR-ENPR-1017, Sofia, 30.07.2010

- /RIJ 10c/ Rijova N., V. Saraeva
Main steam line break. PROJECT: Adaptation of simulation models for the future Belene NPP and analyses for Main Steam Line Breaks with the coupled code system ATHLET-COCOSYS, Task G, Final Report, Report ID DTR-ENPR-1034, Sofia. 25.11.2010
- /RIW 05/ Richter, W.,
Unterstützung des BMU durch Untersuchung und Bewertung der Sicherheit von Kernkraftwerken in den Staaten Mittel- und Osteuropas sowie bei internationalen Aktivitäten zur Verbesserung der Sicherheit und Minderung von Risiken; Beiträge zur sicherheitstechnischen Bewertung von KKW mit WWER-1000; Vorhaben SR 2441; Abschlussbericht, GRS-A-3391, GRS, Köln, 2005
- /RIW 09a/ Richter, W.,
Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken in Mittel- und Osteuropa sowie Beratung des BMU zur Minderung von Risiken, GRS-A-3391, GRS, Köln, 2009
- /RIW 09b/ Richter, W., H. Wolff
6. Internationale Konferenz „Safety Assurance of NPP with WWER“, Podolsk / Russland, 26. - 29. Mai 2009, Reisebericht, GRS-V-R0801504-07/2009, Juli 2009
- /RIW 09c/ Review and assessment of the interim safety analysis report of Belene NPP, Performance of additional research oriented activities and generic oriented in-depth studies, Task 2 – Interim Report 2, RISKAUDIT, Riskaudit Report No. 1233, March 2009
- /RIW 10a/ Richter, W.
Sachstandsbericht zum Vorhaben 3608R01504, Berichtszeitraum: 01.01.2008 bis 31.12.2009, Technische Notiz, GRS-V-R0801504-06/2009, Februar 2010

- /RIW 10b/ W. Richter
 “Nuclear Engineering Safety, Efficiency and Economy”
 Internationale Konferenz von Rosenergoatom in Moskau, 26./27. Mai 2010,
 Reisebericht, GRS-V-R0801504-03/2010, September 2010
- /RIW 10c/ W. Richter, W., S. Stransky, H. Teske
 Experiences from Construction and Regulatory Oversight of Nuclear Power
 Plants. Workshop in Helsinki und Olkiluoto, 30.08. – 03.09.2010, Reisebe-
 richt, November 2010
- /ROW 09a/ Nichtschließen eines Sicherheitsventils des Druckhalters während der be-
 trieblichen Tests. Reaktoranlage WWER -1000, Block 3, KKW Rowno
- /ROW 09b/ Report on infringement investigation at Rivne NPP Unit 3. Stuck open pres-
 surizer safety valve 3YP21S01. Report №3 ROV-P07-002-09-09D. 2009.
- /SAR 10a/ Saraeva V.
 Description of COCOSYS input data deck for WWER-1000/466 contain-
 ment, Belene NPP, PROJECT: Adaptation of simulation models for the fu-
 ture Belene NPP and analyses for Main Steam Line Breaks with the cou-
 pled code system ATHLET-COCOSYS, Task B, ENPRO Consult Ltd.,
 Technical Report ID DTR-ENPR-1013, Sofia, 30.06.2010
- /SAR 10b/ Saraeva V., N. Rijova
 LOCA DN80 with blackout for Belene NPP with WWER-1000/B466. Anal-
 yses of the processes in the containment with COCOSYS code. PROJECT:
 Adaptation of simulation models for the future Belene NPP and analyses for
 Main Steam Line Breaks with the coupled code system ATHLET-
 COCOSYS, Task D, Technical Note Report ID DTR-ENPR-1018, Sofia,
 15.08.2010
- /SAR 10c/ Saraeva V., N. Rijova
 Description of the changes in the input decks made for coupling of ATHLET
 and COCOSYS. Technical Note, ENPRO Consult Ltd., Report ID
 DTR-ENPR-1033, PROJECT: Adaptation of simulation models for the fu-
 ture Belene NPP and analyses for Main Steam Line Breaks with the cou-
 pled code system ATHLET-COCOSYS, Task E, Sofia, 15.09.2010

- /SBE 10/ Schneider B.
Erfahrungsaustausch über die Auswertung von Betriebserfahrungen russischer, ukrainischer und deutscher Kernkraftwerke - Bericht über ein Arbeitstreffen in Berlin vom 20.-23.06.2010.
Technische Notiz, GRS-V-R0801504-01/2010, Juli 2010,
- /SBE 11/ Schneider B.
Erfahrungsaustausch über die Auswertung von Betriebserfahrungen russischer, ukrainischer und deutscher Kernkraftwerke. Bericht über die Auswertung von IRS Meldungen zu WWER-1000 Ereignissen der Jahre 2008 bis 2010 im Hinblick auf eine Einbindung in die GeSi Datenbank der GRS, GRS-V-R0801504-07/2011, März 2011
- /SEC 02/ Developments and Analyses in Support Safety Assessments for RBMK-type NPPs, Direction A: Preparation of the ATHLET Input Data Desk for Unit 2 Leningrad NPP, Report on the research and development work, GRS – SEC NRS, Moscow, 2002
- /SEC 04/ GDH rupture accident at the Unit 2 of Leningrad NPP, Adaptation of input data of the code ATHLET for the Unit 2 of the LNPP and carrying out of the base calculation and result analyses, SEC NRS, DNP-4-288-2004, Moscow, 2004
- /SEC A1/ Beschreibung der wichtigsten Nachrüstungsmaßnahmen in KKW-Blöcken mit RBMK-1000 vom Oktober 2007 bis zum März 2010,
Bericht Nr. DNP-4-555-2010, SEC NRS, Moskau, 2010
- /SEC A3/ «Beschreibung der wichtigsten Nachrüstungsmaßnahmen in KKW-Blöcken mit RBMK-1000 vom Oktober 2007 bis zum März 2010»
Bericht Nr. DNP-4-555-2010, SEC NRS, Moskau, 2010 (31.01.2011)
- /SEC B2/ A. Khazanov A., V. Obruchkov, D. Protcerov, T. Manuyilova
“Task B” Analysis of operating experience of Russian NPPs with RBMK-type reactors”, B. 2. Evaluation of operational safety of RBMK-type NPPs based on the analysis of notable events and the NPPs Annual Reports on safety of power units operation in the year 2007 and 2008,
Report No. DNP-4-558-2009/100, SEC NRS, Moscow, December 2009

- /SEC B4/ A. Khazanov A., V. Obruchkov, D. Protcerov, T. Manuyilova
“Task B” Analysis of operating experience of Russian NPPs with RBMK-type reactors”, B. 4. Evaluation of operational safety of RBMK-type NPPs based on the analysis of notable events and the NPPs Annual Reports on safety of power units operation in the year 2009, Interim report, Report No. DNP-4-558-2009/100, SEC NRS, Moscow, June 2010
- /SEC B5/ Khazanov A., V. Obruchkov, D. Protcerov
Task B “Russian NPP with RBMK Reactor Operating Experience Analysis”
B.4 Evaluation of RBMK Plant Operational Safety basing on Analysis of notifiable operational events and NPP Annual Reports on Operational Safety of Power Units in the year of 2009, Interim report, DNP-4-560-2010/100, SEC NRS, Moscow, November 2010
- /SEC C1/ Istomina N.
“Monitoring of reconstruction measures, analysis of operational experience and analysis of selected accident scenarios for NPPs with RBMK reactors”
Step C.1 “Scenarios of the accident with partial rupture of a GDH”, Technical Note, SEC NRS, Moscow, 30.03.2009
- /SEC C2/ “Monitoring of reconstruction measures, analysis of operational experience and analysis of selected accident scenarios for NPPs with RBMK reactors”
Step C.2 “Report on the results of the accident analysis with the partial ruptures of a GDH”, Interim Report, DNP-4-561-2009, SEC NRS, Moscow, 2009
- /SEC C3/ “Monitoring of reconstruction measures, analysis of operational experience and analysis of selected accident scenarios for NPPs with RBMK reactors”
Step C.3 “Report on the results of the accident analysis with the partial ruptures of a GDH”, Interim Report, DNP-4-562-2009, SEC NRS, Moscow 2009
- /SEC C4/ “Monitoring of reconstruction measures, analysis of operational experience and analysis of selected accident scenarios for NPPs with RBMK reactors”
Step C.4 “Report on the results of the accident analysis with the rupture of an ECCS header”, Interim Report, DNP-4-563-2010, SEC NRS, Moscow 2010

- /SEC C5/ “Monitoring of reconstruction measures, analysis of operational experience and analysis of selected accident scenarios for NPPs with RBMK reactors”
Step C.5 “Report on the results of the accident analysis with full loss of energy supply “black out” ”, Interim Report, DNP-4-564-2010, SEC NRS, Moscow 2010
- /SEC C6/ “Monitoring of reconstruction measures, analysis of operational experience and analysis of selected accident scenarios for NPPs with RBMK reactors”
Step C.6 “Report on the results of the accident analysis with the ATHLET code for the Unit 1 of Leningrad NPP. Accidents with partial ruptures of a GDH, rupture of an ECCS header and station blackout”, Final Report, DNP-4-565-2010, SEC NRS, Moscow 2010
- /SEC D1/ Khrennikov N., I.Danicheva, N. Istomina
Step D1: Calculation of typical reactivity parameters
Report on research and development work Task D. Application of QUABOX/CUBBOX for RBMK-1000 core with new fuel designs and analysis of reactivity transients, Report No. DNP-4-567-2010, SEC NRS, Moscow, 2010
- /SEC D2/ Khrennikov N., I.Danicheva, N. Istomina
«Generation of Coupled code System ATHLET+QUABOX-CUBBOX» (Step D2), Report on the research and development work
«Task D. Application of QUABOX/CUBBOX for RBMK-1000 core with new fuel designs and analysis of reactivity transients»
Intermediate Report No. DNP-4-568-2010, SEC NRS, Moscow 2010
- /SEC D3/ Khrennikov N., I.Danicheva, N. Istomina
«Evaluation of vapor coefficient measurements at Kursk-1 using the coupled code system ATHLET+QUABOX/CUBBOX»(Step D3)
Report on the research and development work, «Task D. Application of QUABOX/CUBBOX for RBMK-1000 core with new fuel designs and analysis of reactivity transients»
Intermediate Report No. DNP-4-569-2010, SEC NRS, Moscow 2010

- /SEC D4/ Khrennikov N., I.Danicheva, N. Istomina
«Application of QUABOX/CUBBOX for RBMK-1000 core with new fuel designs and analysis of reactivity transients» Final Report (Step D4).
Report on the research and development work «Monitoring of reconstruction measures, analyses of operational experience and analysis of selected accident scenarios for NPPs with RBMK reactors»
Report No. DNP- DNP-4-570-2010, SEC NRS, Moscow, 2010
- /SEM 09/ Abschlussbericht des Herstellers Sempell AG in Bezug auf die Fehlfunktion eines Hauptsicherheitsventils 3YP21S01 im KKW Rowno, KKW Rowno, Reaktorblock 3 (VVER-1000/V320), Datum des Auftretens der Fehlfunktion: 22.09.2009
- /SGU 08/ Schnürer G.
Zuarbeiten zum Arbeitspaket 5, Sicherheitstechnisch relevante Erkenntnisse für den Einsatz von digitaler Sicherheitsleittechnik.
Bericht über das 1. Arbeitstreffen
ISTec - V – Bericht, Dezember 2008
- /SGU 09a/ Memorandum zum Arbeitstreffen von ungarischen, slowakischen Experten und ISTec zum Austausch von Betriebserfahrungen und weiteren Aspekten insbesondere digitaler Sicherheitsleittechnik. Bratislava, 26. + 27. Februar 2009
- /SGU 09b/ Schnürer G.
Zuarbeiten zum Arbeitspaket 5, Sicherheitstechnisch relevante Erkenntnisse für den Einsatz von digitaler Sicherheitsleittechnik.
Bericht über das 2. Arbeitstreffen
ISTec - V – Bericht, Mai 2009
- /SGU 09c/ Schnürer G.
Zuarbeiten zum Arbeitspaket 5, Sicherheitstechnisch relevante Erkenntnisse für den Einsatz von digitaler Sicherheitsleittechnik
Bericht über das 3. Arbeitstreffen
ISTec - V – Bericht, November 2009

- /SGU 09d/ Memorandum zum Arbeitstreffen von ungarischen, slowakischen, tschechischen Experten und GRS/ISTec zum Austausch von Betriebserfahrungen und weiteren Aspekten insbesondere digitaler Sicherheitsleittechnik, Budapest, 26. + 27. November 2009
- /SGU 11a/ Memorandum zum Arbeitstreffen von ungarischen, slowakischen, tschechischen Experten und GRS/ISTec zum Austausch von Betriebserfahrungen und weiteren Aspekten insbesondere digitaler Sicherheitsleittechnik: Arbeitstreffen am 09/10.12.2010 in Brünn
- /SGU 11b/ Schnürer G.
Zuarbeiten zum Arbeitspaket 5, Sicherheitstechnisch relevante Erkenntnisse für den Einsatz von digitaler Sicherheitsleittechnik, Bericht über das 4. Arbeitstreffen, ISTec - V – Bericht, Februar 2011
- /SOM 10/ Sonnenkalb M., Th. Steinrötter
Review of Armenian MELCOR input deck, GRS Cologne, 25.04.2010
- /SSTC 10/ REPORT on visit V. Khalimonchuk, M. Ieremenko and I. Ovdienko from 20 to 24 September 2010 to Espoo, Finland, for participation in 20th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety
- /STG 09a/ Steinborn J.
Comparison of calculation results obtained with ATHLET und TETCH-M-97 codes for „SB LOCA DN 80 with failure of ECCS active part during 24 h“ in Belene NPP, unit 1; Arbeitsunterlage, Juni 2009
- /STG 09b/ Steinborn J.
ATHLET BDBA analysis “Small break DN80 and total loss of power for 24 hours of NPP Belene (WWER-1000/466B)”,
Technical Note, GRS-V-R0801504-09/2009, December 2009
- /STG 09c/ Arndt S., J. Steinborn, H. Wolff
Results of coupled ATHLET-COCOSYS analysis for a BDBA LOCA DN80 in NPP Belene (WWER-1000/466B),
Technical Note, GRS-V-R0801504-11/2009, December 2009

- /STG 11/ Steinborn J., S. Arndt
Results of coupled ATHLET-COCOSYS analyses for a BDBA LB LOCA DN850 in Belene NPP (WWER-1000/466B), Technical Note, GRS-V-R0801504-06/2011, June 2011
- /STU 09/ Working Group on Regulatory Aspects of Organizational, Management and Safety Related Issues of NPPs. Terms of Reference. 24.09.2009
- /SUS 11/ E-Mail von Alexander Suslov (National Research Centre (NRC "Kurchatov Institute")) an W. Richter, ATHLET calculation of VVER-1000/V-320 SBO sequence, Februar, 2011
- /TÜV 08/ Zwischenbericht zum Vorhaben „Verifizierung und Validierung von Reaktorphysikcodes und Datenbibliotheken für WWER-1000 (AP 8)“ (Kennzeichen: R0801504-864100/08-UA-2820) für den Zeitraum 26.10.2008 - 31.12.2008, TÜV SÜD Industrie Service GmbH
- /TÜV 10a/ Prüfung der Vollständigkeit der zur Begutachtung vorgelegten Informationen: Brennelemente der Firma Westinghouse TVS-W.
TÜV SÜD Industrie Service GmbH, München, 06.04.2010, Rev. 01
- /TÜV 10b/ Durchsicht des Gutachtensentwurfs zur Expertise von Brennelementen TVS-W der Firma Westinghouse, Vers. 07. Dez. 2009
TÜV SÜD Industrie Service GmbH, München, März 2010, Rev. 03,
- /TÜV 10c/ Проверка полноты информации, предъявленной для проведения экспертизы: Топливные сборки ТВС-В компании Вестингауз.
TÜV SÜD Industrie Service GmbH, Мюнхен, 06.04.2010, ред. 01
- /TÜV 10d/ Ревью отчета о выполнении государственной экспертизы ядерной и радиационной безопасности, ред. 07, дек. 2009
TÜV SÜD Industrie Service GmbH, Мюнхен, март 2010, ред. 03

- /TÜV 11/ „Verifizierung und Validierung von Reaktorphysikcodes und Datenbibliotheken für WWER-1000-Reaktoren“, Schlussbericht zum Unterauftrag 864100/08-UA-2820 im Vorhaben 3608R01504 (SR 2611) für den Zeitraum September 2008 – Dezember 2010, TÜV Süd Industrie Service, Entwurf, 06.05.2011
- /WEG 09/ Weber, G.
 Estimation of gaseous iodine retention in a water pool (pool scrubbing) and application to a RBMK-1000 scenario
 Technical Note TN-WEG-01/2009, GRS-V-R0801504-02/2009
 GRS Garching, January 2009
- /WFF 08/ Wolff, H., S. Arndt (GRS), M. Maltsev (AEP Moscow)
 Description of the COCOSYS input deck for NPP Belene (WWER-1000/466B), Technical Note, GRS-V-R0801504-01/2009, Revision 1, November 2008
- /WIE 08a/ Wielenberg A.
 International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM 9), Hong Kong / China, 18. - 23. Mai 2008, Reisebericht, GRS-V-R0801504-01/2008, Juli 2008
- /WIE 08a/ Wielenberg, A., H. Schaefer, T. Mankamo
 Integrated Common Course Groups Analysis of Diverse and Highly Redundant Release Systems of RBMK Control Rods, PSAM 9, Hong Kong, China, 2008, May 18 – 23
- /WJP 08/ Weber, J.P. et al
 Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken in Mittel- und Osteuropa sowie Beratung des BMU zur Minderung von Risiken, Beiträge zur sicherheitstechnischen Bewertung von KKW mit RBMK, Vorhaben SR 2513, Abschlussbericht, GRS-A-3394, Juli 2008

- /WJP 10/ Reisebericht zur Teilnahme von Herrn Jochen Peter Weber am 9. Arbeitstreffen der „International Cooperation Group“ (ICG) bei der litauischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde VATESI am 14. April 2010 in Vilnius. BMU-Vorhaben 3608R01504, Auftrags-Nr. 864100/11, UA-2952, 17.05.2010
- /WWE 09/ Regulatory Oversight of Management Systems. Foliensatz zu den Ergebnissen des ersten Arbeitstreffens der VVER Working Group 2009-2010
- /WWE 96/ Safety issues and their ranking for WWER 1000 Model 320 Nuclear Power Plants, IAEA-EBP-WWER-05, March 1996

14.2 Abbildungen

Abb. 3.1	Darstellung der überarbeiteten Navigationsstruktur (Ausschnitt) (links) und beispielhaftes Ergebnis der offline-Suchfunktion	15
Abb. 3.2	Ausschnitt des neuen Bereichs „CANDU“ innerhalb des RBMK-Handbuchs	17
Abb. 4.1	Blick auf die Baustelle des KKW Olkiluoto, Block 3 (Sommer 2010)	26
Abb. 4.2	Sicherheitssysteme im Projekt AES-92	31
Abb. 5.1	Anzahl und Verteilung der Betriebsstörungen in KKW mit RBMK in den Jahren 2007 – 2009.....	44
Abb. 7.1	ATHLET-Nodalisierung des Reaktors und einer Kühlmittelschleife.....	63
Abb. 7.2	COCOSYS, verbesserte Containment-Nodalisierung mit Berücksichtigung neuer Atmosphärenverbindungen (im Schema grün markiert).....	66
Abb. 7.3	Einfluss der neuen Atmosphärenverbindungen auf den Druckverlauf beim LOCA DN 60 (V1 – Variante mit verbessertem Datensatz)	66
Abb. 7.4	Druckverlauf im Containment mit COCOSYS (v1) und CONDRU (v2).....	69
Abb. 7.5	Druckverlauf im Containment-Dome.....	70
Abb. 7.6	Kühlmittelinventar im Primärkreislauf mit ATHLET (v1) und TETCH-M-97	70
Abb. 7.7	Schematische Darstellung der passiven Sicherheitssysteme zur Kühlung der DE (SPOT) und zur Flutung des Reaktorkerns (HA-2).....	71
Abb. 7.8	Masse der nichtkondensierenden Gase in den DE (Primärseite).....	73
Abb. 7.9	BE-Hüllrohrtemperaturen in der Langzeit- und Kurzzeitphase (Variantenrechnungen rechts oben)	75
Abb. 7.10	Schubbewehrung der äußeren Containmentstruktur vom Typ Belene (Ausschnitt aus einer Konstruktionszeichnung)	78
Abb. 7.11	Finite-Elemente-Modell (90°) der Betonschale (links) und die im Beton eingebetteten Spannkabel (rechts).....	80
Abb. 7.12	Verteilung der axialen Dehnung in den Spannkabeln bei einem Differenzdruck von 1,0 MPa.	81
Abb. 7.13	Axiale Dehnung in dem Element des Umfangsspannkabels, in dem der Maximalwert der Dehnung beim Differenzdruck 1,0 MPa auftritt.	81

Abb. 7.14	Dehnung des Liners infolge von Innendruckbelastung	83
Abb. 7.15	Axiale Dehnung des Elements des Umfangsspannkabels mit der maximalen Dehnung als Funktion des Innendrucks.....	84
Abb. 7.16	Finite-Elemente-Modell der äußeren Containmentstruktur (links: Betonelemente, rechts: Bewehrungsstruktur)	86
Abb. 7.17	Last-Zeitfunktion der McDonnell Douglas F4 Phantom bei einer Aufprallgeschwindigkeit 215 m/s.	87
Abb. 7.18	Betonschädigung (links) und Plastifizierung der Bewehrung (rechts) 100 ms nach dem Aufprall.....	88
Abb. 7.19	Last-Zeitfunktion eines schweren Passagierflugzeugs bei der Aufprallgeschwindigkeit 175 m/s.	89
Abb. 7.20	Betonschädigung (links) und Plastifizierung der Bewehrung 250 ms nach dem Aufprall	89
Abb. 8.1	Modulare Struktur von ASTEC V2	100
Abb. 8.2	H ₂ -Konzentration in den Räumen im unteren Teil des Containments ...	113
Abb. 8.3	Druck am Reaktoraustritt.....	117
Abb. 8.4	Füllstand im Hydroakkumulator 1	117
Abb. 8.5	Temperatur im kalten Strang Schleife 3.....	117
Abb. 8.6	Temperatur im heißen Strang Schleife 3	117
Abb. 8.7	Detail-Nodalisierung des kalten Strangs (Schleife 3)	118
Abb. 8.8	Detail-Nodalisierung des heißen Strangs (Schleife 3)	118
Abb. 8.9	Temperatur im kalten Strang Schleife 3.....	118
Abb. 8.10	Temperatur im heißen Strang Schleife 3	118
Abb. 11.1	Nodalisierung der Primär- und Sekundärseiten der DE im alten (links) und im neuen Modell.....	144
Abb. 13.1	Nodalisierungsschema des Reaktorkühlkreislaufs eines RBMK-1000 ..	180
Abb. 13.2	Reaktivitätsänderungen, berechnet mit dem ATHLET-Punktkinetik- Modell	181
Abb. 13.3	Änderung des Speisewasserdurchsatzes in der gekoppelten Rechnung mit ATHLET- und QUABOX/CUBBOX.....	182
Abb. 13.4	Mittlere Werte der Änderung der Steuerstabposition bei Reduzierung des Speisewasserdurchsatzes um 400 t/h.....	182
Abb. 13.5	Maximale Hüllrohr- und Druckrohrtemperatur im Kernkanal der höchsten Leistung (2,8 MW) eines partiellen Bruchs nach dem GVS-Rückschlagventil.....	194

Abb. 13.6	Brennstabhüllrohrtemperaturen in Kernkanälen mit unterschiedlicher Leistung bei 25%-Bruch nach dem GVS-Rückschlagventil.....	195
Abb. 13.7	Maximale Hüllrohr- und Druckrohrtemperatur im Kernkanal der höchsten Leistung (2,8 MW) eines partiellen Bruchs vor dem GVS-Rückschlagventil	195
Abb. 13.8	Schematische Darstellung der Anbindung des Notkühlsystems an den Hauptkühlkreislauf	196
Abb. 13.9	Vorgänge beim Pool Scrubbing - Jodverhalten.....	200
Abb. 13.10	I ₂ Rückhaltung als Funktion der Blasengröße und der -verweilzeit	201
Abb. 13.11	COCOSYS 2-Zonen Nodalisierung zum Test des RBMK-DPVAL Modells.....	203
Abb. 13.12	COCOSYS, Zeit zwischen Beginn und vollständiger Öffnung der Klappe als Funktion der Druckdifferenz, Modelloptionen "SIMPLE" und "GRAVITY"	204
Abb. 13.13	COCOSYS, detaillierte Nodalisierung für das SLS des KKW Smolensk-3	208
Abb. 13.14	COCOSYS, KKW Smolensk-3, Druck in den Zonen der linken Drucksammlerbox (rot: grobe Nodalisierung + DRASYS, grün: feine Nodalisierung + DRASYS, blau: feine Nodalisierung + Nichtgleichgewichtsmodell)	209
Abb. 13.15	COCOSYS, KKW Smolensk-3, Temperatur der Atmosphäre im linken Bereich des Druckabbausystems	209
Abb. 13.16	COCOSYS, KKW Smolensk-3, Druckverläufe im SLS.....	210
Abb. 13.17	COCOSYS, KKW Smolensk-3, Temperatur der Atmosphäre im rechten Bereich des Druckabbausystems,.....	210

14.3 Tabellen

Tab. 4.1	Vergleich der Sicherheitssysteme der beiden russischen Projekte der Baulinie WWER-1200 (AES-2006)	32
Tab. 5.1	IRS-Meldungen für das KKW Ignalina im Zeitraum 2007 – 2009	43
Tab. 5.2	IRS-Meldungen für russische RBMK-Reaktoren im Zeitraum 2007 - 2009	45
Tab. 7.1	Materialdaten der verwendeten Stahltypen.....	79
Tab. 8.1	WWER-1000/W-320 Anlagendaten und ASTEC-Ergebnisse	103
Tab. 8.2	Von ASTEC erzeugte Quicklook Datei der Rechnung (gekürzt).....	104
Tab. 8.3	Gegenüberstellung charakteristischer Rechnungsparameter bei Variation des Starts von ICARE in Abhängigkeit Restwassermasse in den Akkus (Parameter ACCUCD).....	106
Tab. 8.4	Vergleich der ASTEC V2 Daten mit verfügbaren Daten von ATHLET	108
Tab. 8.5	Chronologie der Hauptereignisse.....	115
Tab. 12.1	Status von Maßnahmen zur Ertüchtigung von Systemen und Komponenten in russischen Kernkraftwerken mit RBMK-1000 (Stand: November 2007 und März 2010)	152
Tab. 13.1	Berechnete Werte des Graphittemperatur-Reaktivitätskoeffizienten im KKW Kursk-1 vor und nach Einführung der neuen Uran-Erbium-Brennelemente	177
Tab. 13.2	Q/C-Ergebnisse für den Void-Effekt des Steuerstab-Kühlsystems für drei verschiedene Zeitpunkte im KKW Kursk-1 (bei Nennleistung)	178
Tab. 13.3	Übersicht der im Rahmen von BMU-Vorhaben durchgeführten Störfallanalysen zu RBMK-Reaktoren.....	185
Tab. 13.4	Gegenüberstellung ermittelter Zeitspannen aus den Analysen eines „station blackout“ mit und ohne Berücksichtigung von Operateurmaßnahmen.....	198
Tab. 13.5	Charakteristische Analyseergebnisse bei Berücksichtigung der Einspeisung eines Notkühlstranges im späteren Ereignisablauf	198
Tab. 13.6	Ausschnitt aus der COCOSYS Validierungsmatrix für RBMK	213
Tab. 13.7	Kopplung zwischen Phänomenen in der COCOSYS Validierungsmatrix für RBMK und Validierungsexperimenten (Ausschnitt).....	215

14.4 Abkürzungen

ADINA	Automatic Dynamic Incremental Nonlinear Analysis
AES-92 AES-2006	Russische KKW-Baulinien der 3. Generation mit WWER
ANRA	Armenian Nuclear Regulatory Authority
ANSYS AUTODYN	Explicit Analysis for Nonlinear Dynamics (Rechenprogramm)
AP	Arbeitspaket, Arbeitspunkt
ASN	Autorité de sûreté nucléaire (französische Atomsicherheitsbehörde)
ASTEC	Accident Source Term Evaluation Code, Integralcode zur Analyse von Unfällen mit Kernschmelzen
ATHLET	Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten Thermohydraulik-Systemrechenprogramm der GRS
ATLAS	ATHLET-Analyse-Simulator
BC	Bubble Condenser (Nasskondensator)
BDBA	Beyond Design Basis Accident
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
BMWi	Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie
BN-600, BN-800	natriumgekühlte schnelle Brutreaktoren
BNRA	Bulgarian Nuclear Regulatory Authority
BRU-A	Frischdampf-Abblaseregelventil
BRU-K	Dampfumleitstation
BRU-SN	Eigenbedarfs-Reduzierstation
CAD/CAE	Computer Aided Design / Computer Aided Engineering
CANDU	CANada Deuterium Uranium – Schwerwasser-Reaktor
COCOSYS	GRS-Rechenprogramm zur Störfallanalyse von Containments (Containment Code System)
CPA	Containment Part of ASTEC (Modul des Integralcodes ASTEC)
DBA	Design Basis Accident
DE	Dampferzeuger
DH	Druckhalter
DN	Nominaler Durchmesser
DOKU OST	Technische Dokumentation Ost – Lotus-Notes-basierte Datenbank
EMI	Electro Magnetic Interference

ENPRO	ENPRO Consult Ltd. (bulgarische Firma, TSO)
EOP	Emergency Operating Procedure
EPRI	Electric Power Research Institute
EU	Europäische Union
EVA	Einwirkungen von Außen
FE	Finite Elemente
FPGA	Field Programmable Gate Array
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
GVA	Gemeinsam verursachte Ausfälle
HA-2	gravitationsgetriebene Reaktor-Flutbehälter (passives Sicherheitssystem)
HD-	Hochdruck-
HKL	Hauptkühlmittelleitung
I&C	Instrumentation and Control
IAEO / IAEA	Internationale Atom-Energie Organisation / International Atomic Energy Agency
ICG	VATESI International Cooperation Group Nuclear Safety
IEC	International Electrotechnical Commission
IPSART	International Probabilistic Safety Assessment Review Team
IRS	Incident reporting System der IAEA/NEA
ISAR	Interim (Intermediate) Safety Analysis Report
ISTec	Institut für Sicherheitstechnologie
JVC	Jet Vortex Condenser (Vortex- oder Wirbelstromkondensator)
KKW	Kernkraftwerk
KLT-40S	Russischer Druckwasserreaktor (schwimmendes Kernheizwerk)
LEI	Litauisches Energie Institut
LvB	Leck-vor-Bruch
MELCOR	Rechenprogramm für die Analyse von schweren Störfällen
ND-	Niederdruck-
NPP	Nuclear Power Plant
NRSC	TSO der armenischen Behörde für nukleare Sicherheit
NSAC	Nuclear Safety Advisory Committee of Lithuania
PKL	Primärkreislauf
PSA	Probabilistic Safety Analysis – Probabilistische Sicherheitsanalyse
QUABOX- CUBBOX	3-D-Neutronen-Kinetik-Kernmodell
RBMK	Russischer Reaktortyp (graphitmoderierter Druckröhrenreaktor)
RDB	Reaktordruckbehälter

Rostechnadzor	Russische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde
SAR	Safety Analysis Report
SEC NRS	WTZ der russischen Behörde Rostechnadzor (Science and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety)
SFMT	Structure Failure Mode Test
SLS	Störfalllokalisierungssystem
SNL	Sandia National Laboratory
SNRCU	Ukrainischen Behörde für nukleare Sicherheit
SPOT	Luftgekühltes passives Wärmeabfuhrsystem aus den DE
SSTC NRS	WTZ der ukrainischen Behörde für nukleare Sicherheit (State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety)
TSO	Technical Safety Organisation
UA	Unterauftrag
UJD	Slowakische Behörde für nukleare Sicherheit (Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky)
US-DOE	Department of Energy (USA)
VATESI	Litauische Aufsichts- und Genehmigungsbehörde
WBER	Modular aufgebauter russischer Druckwasserreaktor
WBI	Wölfel Beratende Ingenieure
WTZ	Wissenschaftlich-Technisches Zentrum (der Behörden)
WWER oder VVER	Russischer Druckwasser-Reaktortyp (Wasser-Wasser-Energiereaktor)

BMU-Vorhaben 3608R01504

**Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur
nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken in (Ost-)Europa
und angrenzenden Regionen sowie Einschätzungen nuklearer Risiken**

- Reaktorbaulinien

Ergebnisdokumentation

01/2008 – 03/2011

Liste der im BMU-Vorhaben 3608R01504 erstellten GRS-V-Berichte

Lfd. Nr.	AP	Berichts-Nr. GRS-V-R0801504-	Autoren, Titel
2008			
1	AP 11	01/2008	Wielenberg A. International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM 9), Hong Kong / China, 18. - 23. Mai 2008, Reisebericht, GRS-V-R0801504-01/2008, Juli 2008
2	AP 11	02/2008	Löffler H. Severe Accident Analysis, Accident Management and PSA Applications for Pressurized Heavy Water Reactors. IAEA Technical Meeting in Mississauga, Kanada, 10. – 13. November 2008, GRS-V-R0801504-02/2008, November 2008
2009			
3	AP 6	01/2009	Wolff H., S. Arndt, M. Maltsev (AEP Moscow) Description of the COCOSYS input deck for NPP Belene (WWER-1000/466B), Technical Note, GRS-V-R0801504-01/2009, Revision 1, November 2008
4	AP 12	02/2009	Weber G. Estimation of gaseous iodine retention in a water pool (pool scrubbing) and application to a RBMK-1000 scenario, Technical Note TN-WEG-01/2009, GRS-V-R0801504-02/2009, January 2009
5	AP 12	03/2009	Arndt S. COCOSYS adaptation to RBMK-1000: Scrubbing of gaseous iodine in the pressure suppression system, Technical Note TN-ARN-01/2009, GRS-V-R0801504-03/2009, March 2009
6	AP 3	04/2009	Löffler H., G. Mayer Bericht über die IAEA IPSART-Mission zur PSA für die Anlage Belene NPP (GRS-Beobachterstatus), Sofia, Bulgarien, 11. - 22. Mai 2009, GRS-V-R0801504-04/2009, Mai 2009
7	AP 6	05/2009	Arndt, S., H. Wolff, M. Maltsev (AEP Moscow) Comparison of COCOSYS and ANGAR results for the anticipated BDBA scenario SB LOCA DN60 at NPP Belene (WWER-1000/466B), Technical Note, GRS-V-3608R01504-05/2009, Revision 2, June 2009
8	alle	06/2009	Richter, W. Sachstandsbericht zum Vorhaben 3608R01504, Berichtszeit-raum: 01.01.2008 bis 31.12.2009, Technische Notiz, GRS-V-R0801504-06/2009, Februar 2010

Lfd. Nr.	AP	Berichts-Nr. GRS-V-R0801504-	Autoren, Titel
9	AP 3	07/2009	Richter, W., H. Wolff 6. Internationale Konferenz „Safety Assurance of NPP with WWER“, Podolsk / Russland, 26. - 29. Mai 2009, Reisebericht, GRS-V-R0801504-07/2009, Juli 2009
10	AP 6	07/2009 ¹	Bakalov I., H. Wolff Analysis of the resolution of IAEA Safety Issues for WWER-1000/W-320 Nuclear Power Plants for Belene NPP, Technical Note, GRS-V-3608R01504-07/2009, November 2009
11	AP 6	09/2009	Steinborn J. ATHLET BDBA analysis “Small break DN80 and total loss of power for 24 hours of NPP Belene (WWER-1000/466B)”, Technical Note, GRS-V-R0801504-09/2009, December 2009
12	AP 6	10/2009	Arndt S., H. Wolff COCOSYS accident analyses for NPP Belene (WWER-1000/466B) Technical Note, GRS-V-R0801504-10/2009, December 2009
13	AP 6	11/2009	Arndt S., J. Steinborn, H. Wolff Results of coupled ATHLET-COCOSYS analysis for a BDBA LOCA DN80 in NPP Belene (WWER-1000/466B), Technical Note, GRS-V-R0801504-11/2009, December 2009
13A	AP 6	11A/2009 ²	Arndt S., J. Steinborn, H. Wolff Results of coupled ATHLET-COCOSYS analyses for a BDBA LOCA DN80 in NPP Belene (WWER-1000/466B), Technical Note GRS-V-R0801504-11A/2009, GRS Berlin, November 2009
14	AP 6	12/2009	Bahr L., H. Grebner, P. Eisert, J. Sievers Structure mechanical analyses of the Belene NPP containment behaviour, Final Report, GRS-V-R0801504-12/2009, November 2009
15	AP 10	13/2009	Bakalov I.; S. Arndt COCOSYS adaptation for WWER-440/W-230 with Jet Vortex Condenser to simulate hydrogen and aerosol distribution, Technical Note, GRS-V-R0801504-13/2009, September 2009

¹ Die Berichtsnummer 07/2009 wurde irrtümlicherweise zwei Mal vergeben, die Nummer 08/2009 wurde nicht vergeben

² Hierbei handelt es sich um eine GRS-interne, etwas erweiterte Version des Berichts, die zusätzlich einige programmtechnische Details enthält

Lfd. Nr.	AP	Berichts-Nr. GRS-V-R0801504-	Autoren, Titel
			2010
16	AP 4	01/2010	Schneider B. Erfahrungsaustausch über die Auswertung von Betriebserfahrungen russischer, ukrainischer und deutscher Kernkraftwerke - Bericht über ein Arbeitstreffen in Berlin vom 20.-23.06.2010. Technische Notiz, GRS-V-R0801504-01/2010, Juli 2010, Anlagenband zu GRS-V-R0801504-01/2010
17	AP 6	02/2010	Arndt S. COCOSYS analysis on influence of new junctions between UA and RAA for the BDBA scenario SB LOCA DN60 at NPP Belene (WWER-1000/466B), BMU Project 3608R01504 - LV2, AP6, Technical Note, GRS-V-R0801504-02/2010, GRS Berlin, Revision 1, March 2011
18	AP 3	03/2010	Richter W. "Nuclear Engineering Safety, Efficiency and Economy", Bericht über die Internationale Konferenz von Rosenergoatom in Moskau am 26. und 27. Mai 2010, GRS-V-R0801504-03/2010, September 2010 Anlagenband <u>zu</u> GRS-V-R0801504-03/2010
19	AP 3	04/2010	Mayer G. IPSART- Follow up-Mission PSA Belene NPP. Bericht über die IAEA IPSART- Follow up-Mission zur PSA Belene NPP (GRS-Beobachterstatus), Sofia, Bulgarien, 18. - 22. Oktober 2010, GRS-V-R0801504-04/2010, Oktober 2010
20	AP 3	05/2010	Piljugin E. Generische Trends in der Entwicklung und Herstellung der Leittechnik für die WWER-Reaktoranlagen, Dezember 2010, GRS-V-R0801504-05/10
21	AP 3	06/2010	Das Belene Handbuch Zusammengestellt von Christoph Müller, Revision 3 – Stand 01.12.2010, GRS-V-R0801504-06/2010, Dezember 2010
			2011
22	AP 10	01/2011	Bakalov I., S. Arndt, H. Wolff Application of SUSA for an uncertainty and sensitivity analysis of COCOSYS results for WWER-440/213 containments, GRS-V-R0801504-01/2011, February 2011
23	AP 12	02/2011	Kerner A. Untersuchungen zu Störfällen in RBMK-Anlagen mit ATHLET GRS-V-R0801504-02/2010, Februar 2011

Lfd. Nr.	AP	Berichts-Nr. GRS-V-R0801504-	Autoren, Titel
24	AP 4	03/2011	Gänßmantel G. Auswertung der Betriebserfahrung in RBMK-Reaktoren mit Schwerpunkt auf die meldepflichtigen Ereignisse. GRS-V-R0801504-03/2010, Februar 2011
25	AP 11	04/2011	Gänßmantel G. Darstellung und Beschreibung der Umsetzung der wichtigsten Nachrüstungs- und Umrüstungsmaßnahmen in russischen Kernkraftwerken mit RBMK-1000 Reaktoren. GRS-V-R0801504-04/2011, Februar 2011
26	AP 6	05/2011	Bahr L., D. Suchard, J. Sievers Structure mechanical analyses of the outer containment behaviour (type Belene NPP) under impact loads - Technical Report, GRS-V-R0801504-05/2011, March 2011, (Official Use Only)
27	AP 6	06/2011	Steinborn J., S. Arndt Results of coupled ATHLET-COCOSYS analyses for a BDBA LOCA DN850 in Belene NPP, Technical Note, GRS-V-R0801504-06/2011, June 2011
28	AP 4	07/2011	Schneider B. Erfahrungsaustausch über die Auswertung von Betriebserfahrungen russischer, ukrainischer und deutscher Kernkraftwerke. Bericht über die Auswertung von IRS Meldungen zu WWER-1000 Ereignissen der Jahre 2008 bis 2010 im Hinblick auf eine Einbindung in die GeSi Datenbank der GRS, GRS-V-R0801504-07/2011, März 2011
29	AP 12	08/2011	Arndt S. et all COCOSYS adaptation to RBMK-1000: Extension of the RBMK-DPVAL model for simulation of pressure difference controlled valves. GRS-V-R0801504-08/2011, März 2011
30	AP 9	09/2011	Benison S. Kurzbewertung des Sicherheitsberichtes des Armenischen KKW, Reaktorblock-2, Technische Notiz, GRS-V-R0801504-09/2011, April 2011
31	AP 3	10/2011	Reaktorbaulinie AES-2006 mit WWER-1200 Technische Beschreibung, zusammengestellt von V. Ivenin, Technische Notiz, GRS-V-R0801504-10/2011, April 2011
32	AP 7	11/2011	Reinke N. ASTEC Analyses of an SBO sequence for a VVER-1000/V-320 with emphasis on the early phase of the accident, Technical Note, GRS-V-R0801504-11/2011, GRS Cologne, March 2011

Liste der im BMU-Vorhaben 3608R01504 von Nachauftragnehmern erstellten Berichte

Lfd. Nr.	AP	Autoren, Titel
Unterauftrag R0801504 - 864100/08 - UA-2820		
1	AP 8	„Verifizierung und Validierung von Reaktorphysikcodes und Datenbibliotheken für WWER-1000-Reaktoren“ Schlussbericht zum Unterauftrag 864100/08-UA-2820 im Vorhaben 3608R01504 (SR 2611) für den Zeitraum September 2008 – Dezember 2010, TÜV Süd Industrie Service, Entwurf, 06.05.2011
2	AP 8	Prüfung der Vollständigkeit der zur Begutachtung vorgelegten Informationen: Brennelemente der Firma Westinghouse TVS-W. TÜV SÜD Industrie Service GmbH, München, 06.04.2010, Rev. 01
3	AP 8	Проверка полноты информации, предъявленной для проведения экспертизы: Топливные сборки ТВС-В компании Вестингауз. TÜV SÜD Industrie Service GmbH, Мюнхен, 06.04.2010, ред. 01
4	AP 8	Durchsicht des Gutachtensentwurfs zur Expertise von Brennelementen TVS-W der Firma Westinghouse, Vers. 07. Dez. 2009, TÜV SÜD Industrie Service GmbH, München, März 2010, Rev. 03,
5	AP 8	Ревью отчета о выполнении государственной экспертизы ядерной и радиационной безопасности, ред. 07, дек. 2009, TÜV SÜD Industrie Service GmbH, Мюнхен, март 2010, ред. 03
6	AP 8	Kozmenkov Y., S. Kliem Update of the coupling of DYN3D and ATHLET including sample problems. Forschungszentrum Dresden-Rossendorf, December 2010
Unterauftrag R0801504 - 864100/05 – UA-2824		
7	AP 5	G. Schnürer Zuarbeiten zum Arbeitspaket 5, Sicherheitstechnisch relevante Erkenntnisse für den Einsatz von digitaler Sicherheitsleittechnik. Bericht über das 1. Arbeitstreffen, ISTec - V – Bericht, Dezember 2008
8	AP 5	Memorandum zum Arbeitstreffen von ungarischen, slowakischen Experten und ISTec zum Austausch von Betriebserfahrungen und weiteren Aspekten insbesondere digitaler Sicherheitsleittechnik. Bratislava, 26. + 27. Februar 2009
9	AP 5	G. Schnürer Zuarbeiten zum Arbeitspaket 5, Sicherheitstechnisch relevante Erkenntnisse für den Einsatz von digitaler Sicherheitsleittechnik. Bericht über das 2. Arbeitstreffen, ISTec - V – Bericht, Mai 2009
10	AP 5	G. Schnürer Zuarbeiten zum Arbeitspaket 5, Sicherheitstechnisch relevante Erkenntnisse für den Einsatz von digitaler Sicherheitsleittechnik. Bericht über das 3. Arbeitstreffen, ISTec - V – Bericht, November 2009

Lfd. Nr.	AP	Autoren, Titel
11	AP 5	Memorandum zum Arbeitstreffen von ungarischen, slowakischen, tschechischen Experten und GRS/ISTec zum Austausch von Betriebserfahrungen und weiteren Aspekten insbesondere digitaler Sicherheitsleittechnik, Budapest, 26. + 27. November 2009
12	AP 5	Memorandum zum Arbeitstreffen von ungarischen, slowakischen, tschechischen Experten und GRS/ISTec zum Austausch von Betriebserfahrungen und weiteren Aspekten insbesondere digitaler Sicherheitsleittechnik: Arbeitstreffen am 09/10.12.2010 in Brünn
13	AP 5	G. Schnürer Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken in (Ost-)Europa und angrenzenden Regionen sowie Einschätzung nuklearer Risiken - Reaktorbaulinien. Zuarbeiten zum Arbeitspaket 5, Sicherheitstechnisch relevante Erkenntnisse für den Einsatz von digitaler Sicherheitsleittechnik, Bericht über das 4. Arbeitstreffen, ISTec - V – Bericht, Februar 2011
Unterauftrag R0801504-864100-UA-2833		
14	AP 2, AP 4 AP 11, AP 12	Kerner A., J. P. Weber DOSSIER zum Wissens- und Kompetenztransfer und zur Mitarbeit in beratenden Gremien in Litauen, Arbeits- und Fortschrittsbericht zum Unterauftrag UA-2833, R 0801504 A.-Nr. 864100, Stand: 16. Dezember 2008
15	AP 2, AP 4 AP 11, AP 12	Kerner A., J. P. Weber 2. Dossier zum Wissens und Kompetenztransfer und zur Mitarbeit in beratenden Gremien in Litauen, Berichtszeitraum: 01.01.2009 bis 31.03.2009, Arbeits- und Fortschrittsbericht zum Unterauftrag UA-2833, R 0801504 A.-Nr. 864100, Stand: 31. März 2009
16	AP 2, AP 4 AP 11, AP 12	Kerner A., J. P. Weber 3. Dossier zum Wissens- und Kompetenztransfer und zur Mitarbeit in beratenden Gremien in Litauen, Berichtszeitraum: 01.05.2009 bis 31.12.2009 Stand: 22. Februar 2010
Unterauftrag R0801504-864100-UA-2869		
17	AP 11	Beschreibung der wichtigsten Nachrüstungsmaßnahmen in KKW-Blöcken mit RBMK-1000 vom Oktober 2007 bis zum März 2010, Scientific and Engineering Center of Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS) Bericht Nr. DNP-4-555-2010, Moskau, 2010, 23.04.2010
18	AP 11	Beschreibung der wichtigsten Nachrüstungsmaßnahmen in KKW-Blöcken mit RBMK-1000 vom Oktober 2007 bis zum März 2010, Scientific and Engineering Center of Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS) Bericht Nr. DNP-4-555-2010, Moskau, 2010, 31.01.2011

Lfd. Nr.	AP	Autoren, Titel
19	AP 4	<p>Хазанов А.Л., В.А. Обручков, Д.Л. Процеров «Анализ опыта эксплуатации российских АЭС с реакторами РБМК». Этап. В.1 «Подготовка кратких описаний значимых эксплуатационных событий на российских АЭС с реакторами РБМК в 2007 и 2008 гг (рабочая документация на русском языке)». Промежуточный отчет. Научно-Технический Центр по ядерной и радиационной безопасности (НТЦ ЯРБ), Москва, 2009 (Khasanov, A.L., V.A. Obruchkov, D.L. Protserov „Analyse der Betriebserfahrung der russischen KKW mit RBMK“ Etappe B.1, „Vorbereitung von Kurzbeschreibungen von wichtigen Ereignissen im Betrieb in den russischen KKW mit RBMK-Reaktoren in den Jahren 2007 und 2008 (Arbeitsunterlage in russischer Sprache)“ Zwischenbericht, Wissenschaftlich-Technisches Zentrum für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (SEC NRS), Moskau, 2009)</p>
20	AP 4	<p>Khazanov A., V. Obruchkov, D. Protcerov, T. Manuyilova “Task B” Analysis of operating experience of Russian NPPs with RBMK-type reactors”, B. 2. Evaluation of operational safety of RBMK-type NPPs based on the analysis of notable events and the NPPs Annual Reports on safety of power units operation in the year 2007 and 2008, Scientific and Engineering Center of Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS), Report No. DNP-4-558-2009/100, Moscow, December 2009</p>
21	AP 4	<p>Хазанов, А.Л., В.А. Обручков, Д.Л. Процеров «Анализ опыта эксплуатации российских АЭС с реакторами РБМК» Этап. В.3 «Подготовка кратких описаний значимых эксплуатационных событий на российских АЭС с реакторами РБМК в 2009 году (рабочая документация на русском языке)». Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности (НТЦ ЯРБ), Промежуточный отчет ДНП-4-559-2010/100, Москва, 2010 (Khasanov, A.L., V.A. Obruchkov, D.L. Protserov „Analyse der Betriebserfahrung der russischen KKW mit RBMK“ Etappe B.3, „Vorbereitung von Kurzbeschreibungen von wichtigen Ereignissen im Betrieb in den russischen KKW mit RBMK-Reaktoren im Jahr 2009 (Arbeitsunterlage in russischer Sprache)“ Wissenschaftlich-Technisches Zentrum für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (SEC NRS), Zwischenbericht DNP-4-559-2010/100, Moskau, 2010)</p>
22	AP 4	<p>Khazanov A., V. Obruchkov, D. Protcerov, T. Manuyilova “Task B” Analysis of operating experience of Russian NPPs with RBMK-type reactors”, B. 4. Evaluation of operational safety of RBMK-type NPPs based on the analysis of notable events and the NPPs Annual Reports on safety of power units operation in the year 2009, Scientific and Engineering Center of Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS), Interim report, Report No. DNP-4-558-2009/100, Moscow, June 2010</p>

Lfd. Nr.	AP	Autoren, Titel
23	AP 4	Khazanov A., V. Obruchkov, D. Protcerov Task B "Russian NPP with RBMK Reactor Operating Experience Analysis", Stage B.5 «Operational Safety Evaluation of RBMK Units basing at sub-tasks B.1-B.4. Specific aspects of In-depth Operational Event Analysis», Scientific and Engineering Center of Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS), Interim report, DNP-4-560-2010/100, Moscow, November 2010
24	AP 12	Scientific and Engineering Center of Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS) "Monitoring of reconstruction measures, analysis of operational experience and analysis of selected accident scenarios for NPPs with RBMK reactors", Step C.1 "Scenarios of the accident with partial rupture of a GDH", Istomina N., Technical Note, 30.03.2009
25	AP 12	Scientific and Engineering Center of Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS) "Monitoring of reconstruction measures, analysis of operational experience and analysis of selected accident scenarios for NPPs with RBMK reactors", Step C.2 "Report on the results of the accident analysis with the partial ruptures of a GDH", Interim Report, DNP-4-561-2009, Moscow 2009
26	AP 12	Scientific and Engineering Center of Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS) "Monitoring of reconstruction measures, analysis of operational experience and analysis of selected accident scenarios for NPPs with RBMK reactors", Step C.3 "Report on the results of the accident analysis with the partial ruptures of a GDH", Interim Report, DNP-4-562-2009, Moscow 2009
27	AP 12	Scientific and Engineering Center of Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS) "Monitoring of reconstruction measures, analysis of operational experience and analysis of selected accident scenarios for NPPs with RBMK reactors", Step C.4 "Report on the results of the accident analysis with the rupture of an ECCS header", Interim Report, DNP-4-563-2010, Moscow 2010
28	AP 12	Scientific and Engineering Center of Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS) "Monitoring of reconstruction measures, analysis of operational experience and analysis of selected accident scenarios for NPPs with RBMK reactors", Step C.5 "Report on the results of the accident analysis with full loss of energy supply "black out" ", Interim Report, DNP-4-564-2010, Moscow 2010
29	AP 12	Scientific and Engineering Center of Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS) "Monitoring of reconstruction measures, analysis of operational experience and analysis of selected accident scenarios for NPPs with RBMK reactors", Step C.6 "Report on the results of the accident analysis with the ATHLET code for the Unit 1 of Leningrad NPP. Accidents with partial ruptures of a GDH, rupture of an ECCS header and station blackout", Final Report, DNP-4-565-2010, Moscow 2010

Lfd. Nr.	AP	Autoren, Titel
30	AP 12	Khrennikov N., I.Danicheva, N. Istomina Step D1: Calculation of typical reactivity parameters Report on research and development work Task D. Application of QUABOX/CUBBOX for RBMK-1000 core with new fuel designs and analysis of reactivity transients, Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS), Report No. DNP-4-567-2010, Moscow, 2010
31	AP 12	Khrennikov N., I.Danicheva, N. Istomina «Generation of Coupled code System ATHLET+QUABOX-CUBBOX» (Step D2) Report on the research and development work «Task D. Application of QUABOX/CUBBOX for RBMK-1000 core with new fuel designs and analysis of reactivity transients» (Bilateral contract between SEC NRS and GRS № R0801504-864100-UA-2869) Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS), Intermediate Report No. DNP-4-568-2010, Moscow 2010
32	AP 12	Khrennikov N., I.Danicheva, N. Istomina «Evaluation of vapor coefficient measurements at Kursk-1 using the coupled code system ATHLET+QUABOX-CUBBOX»(Step D3), Report on the research and development work, «Task D. Application of QUABOX/CUBBOX for RBMK-1000 core with new fuel designs and analysis of reactivity transients» (Bilateral contract between SEC NRS and GRS № R0801504-864100-UA-2869), Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS), Intermediate Report No. DNP-4-569-2010, Moscow 2010
33	AP 12	Khrennikov N., I.Danicheva, N. Istomina «Application of QUABOX/CUBBOX for RBMK-1000 core with new fuel designs and analysis of reactivity transients» Final Report (Step D4). Report on the research and development work «Monitoring of reconstruction measures, analyses of operational experience and analysis of selected accident scenarios for NPPs with RBMK reactors» (Bilateral contract between SEC NRS and GRS № R0801504-864100-UA-2869), Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS), Report No. DNP- DNP-4-570-2010, Moscow, 2010
Unterauftrag 3608R01504-864100/06-UA-2947		
34	AP 6	Rijova N., K. Gantchev Description of ATHLET input data deck for WWER-1000/466B, Belene NPP, PROJECT: Adaptation of simulation models for the future Belene NPP and analyses for Main Steam Line Breaks with the coupled code system ATHLET-COCOSYS, Task A, ENPRO Consult Ltd., Technical Note DTR•ENPR•1012, Sofia, 30.06.2010

Lfd. Nr.	AP	Autoren, Titel
35	AP 6	Saraeva V. Description of COCOSYS input data deck for WWER-1000/466 containment, Belene NPP, PROJECT: Adaptation of simulation models for the future Belene NPP and analyses for Main Steam Line Breaks with the coupled code system ATHLET-COCOSYS, Task B, ENPRO Consult Ltd., Technical Report ID DTR-ENPR-1013, Sofia, 30.06.2010
36	AP 6	Rijova N. Total loss of electrical power supply for Belene NPP with WWER-1000/B466. Analyses with ATHLET 2.2A code. PROJECT: Adaptation of simulation models for the future Belene NPP and analyses for Main Steam Line Breaks with the coupled code system ATHLET-COCOSYS, Task C, Technical Note Report ID DTR-ENPR-1017, Sofia, 30.07.2010
37	AP 6	Saraeva V., N. Rijova LOCA DN80 with blackout for Belene NPP with WWER-1000/B466. Analyses of the processes in the containment with COCOSYS code. PROJECT: Adaptation of simulation models for the future Belene NPP and analyses for Main Steam Line Breaks with the coupled code system ATHLET-COCOSYS, Task D, Technical Note Report ID DTR-ENPR-1018, Sofia, 15.08.2010
38	AP 6	Saraeva V., N. Rijova Description of the changes in the input decks made for coupling of ATHLET and COCOSYS. Technical Note, ENPRO Consult Ltd., Report ID DTR-ENPR-1033, PROJECT: Adaptation of simulation models for the future Belene NPP and analyses for Main Steam Line Breaks with the coupled code system ATHLET-COCOSYS, Task E, Sofia, 15.09.2010
39	AP 6	Rijova N., V. Saraeva Main steam line break. PROJECT: Adaptation of simulation models for the future Belene NPP and analyses for Main Steam Line Breaks with the coupled code system ATHLET-COCOSYS, Task G, Final Report, Report ID DTR-ENPR-1034, Sofia. 25.11.2010
3608R01504-864100/01—UA-2948		
40	AP 7	Kozlova N., N. Repnikov Stage A1 Modernisation of the generic WWER-1000 input model for the ATHLET-CD code on the basis of recent code version. Stage A2 Extension and mutual adaptation of ATHLET-CD and COCOSYS input decks for WWER-1000 plus coupling of both codes. Verification of the coupled model ATHLET-CD/COCOSYS by test calculations. Technical Note on research effort « Analysis of hydrogen distribution in the WWER-1000 containment during the in-vessel phase of core melting accident with ATHLET-CD/ COCOSYS», Bilateral contract between SEC NRS and GRS 3608R01504-864100/01-UA-2948, Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS), Report No.DNP-4-551-2010, Moscow, 2010

Lfd. Nr.	AP	Autoren, Titel
41	AP 7	Kozlova N., N. Repnikov Stage A3 Definition of the scenario for analyses on stage A4. Stage A4 Results of coupled ATHLET-CD_COCOSYS analysis. Technical Note on research effort « Analysis of hydrogen distribution in the WWER-1000 containment during the in-vessel phase of core melting accident with ATHLET-CD/ COCOSYS», Bilateral contract between SEC NRS and GRS 3608R01504-864100/01-UA-2948, Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS), Report No.DNP-4-553-2010, Moscow, 2011
42	AP 7	Ponurovsky A., N. Kozlova «Description of the complex of EOPs and deduction of accident scenarios to be investigated» Technical Note on research effort « Analysis of emergency operating procedures for Kola-3,4 NPP using the analysis simulator for WWER-440/W-213» Bilateral contract between SEC NRS and GRS 3608R01504-864100/01—UA-2948, Task B.1, Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS), Report No.DNP-4-728-2011, Moscow, 2011
43	AP 7	Ponurovsky A., N. Kozlova «Adaptation of the new steam generator model developed for the WWER-440/230 simulator and implementation into the WWER-440/213 simulator», Technical Note on research effort «Application of ATHLET-CD - COCOSYS to WWER-1000 and of the WWER-440/W-213 simulator to analyze EOPs for Kola-3/4 NPP» Bilateral contract between SEC NRS and GRS 3608R01504-864100/01-UA-2948, Intermediate Report, Task B.2, Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS), Moscow, 2011
Unterauftrag 3608R01504-864100/11-UA-2952		
44	AP 11	Reisebericht zur Teilnahme von Herrn Jochen Peter Weber am 9. Arbeitstreffen der „International Cooperation Group“ (ICG) bei der litauischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde VATESI am 14. April 2010 in Vilnius. BMU-Vorhaben 3608R01504, Auftrags-Nr. 864100/11, UA-2952, 17.05.2010
Unterauftrag 3608R01504-864100/06-UA-2962		
45	AP 3 AP 6	Müller C., Bericht über die durchgeführten Arbeiten und Ergebnisse zum Unterauftrag UA-2962 "Mitarbeit im Rahmen des BMU/BfS-Vorhaben 360BR01504", Berichtszeitraum: 01.05.2010 bis 31.12.2010, Stand: 10. Dezember 2010
46	AP 3 AP 6	Das Belene Handbuch Zusammengestellt von Christoph Müller, Revision 3 – Stand 01.12.2010, Teile 2 und 3, Anhänge, Dezember 2010

Lfd. Nr.	AP	Autoren, Titel
Unterauftrag 3608R01504-864100/07-UA-2988		
47	AP 7	Computational Analysis of the Event at Rivne-3 NPP with stuck open Pressurizer Safety Valve during Function Test, Stage 1 Status Report, ARB SSTC ³ , Kiev, 2010
48	AP 7	Computational Analysis of the Event at Rivne-3 NPP with stuck open Pressurizer Safety Valve during Function Test, Technical report (stage 2 of Contract №3608R01504 – 864100/07– UA-2988), ARB SSTC, Kiev, 2010

³ ARB SSTC - Subsidiary “Analytical Research Bureau for Nuclear Safety”, State Enterprise “State Scientific and Technical Center on Nuclear and Radiation Safety”

**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