

**Wissenschaftlich-technische
Untersuchungen zur
nuklearen Sicherheit
und Wirksamkeit
regulatorischer Systeme
im Ausland (insbesondere
in Osteuropa und bei
INSC-Partnern)**

**Reaktorbaulinien und
Wissensnetze (LV-2)**

**Wissenschaftlich-technische
Untersuchungen zur
nuklearen Sicherheit
und Wirksamkeit
regulatorischer Systeme
im Ausland (insbesondere
in Osteuropa und bei
INSC-Partnern)**

**Reaktorbaulinien und
Wissensnetze (LV-2)**

Wolfgang Richter et al.

Juni 2017

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende F&E-Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) unter dem Kennzeichen 3614R01520 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers übereinstimmen.

Deskriptoren

Osteuropa, nukleare Sicherheit, russische Reaktoren, neue Reaktorkonzepte, Sicherheitsanalysen, Simulationsprogramme, Wissensmanagement, GNSN, Tschernobyl

Beiträge zu den Fachkapiteln

Die Kapitel 2 bis 18 wurden auf der Grundlage von Beiträgen folgender Autoren erarbeitet:

Kapitel 2: W. Richter, B. Tosch

Kapitel 3: H. Teske, B. Tosch

Kapitel 4: A. Berthold, V. Ivenin, E. Piljugin, W. Richter

Kapitel 5: B. Becker, S. Eismar, V. Ivenin, W. Richter

Kapitel 6: R. Kilger, L. Kuchler

Kapitel 7: J. Bousquet, J. Preuss, K. Velkov

Kapitel 8: S. Arndt, C. Köllein, N. Reinke

Kapitel 9: B. Becker, S. Eismar

Kapitel 10: L. Bahr, C. Heckötter, J. Sievers, D. Suchard

Kapitel 11: H. Löffler, W. Richter

Kapitel 12: S. Arndt, I. Bakalov, I. Pasichnyk, K. Velkov

Kapitel 13: T. Lötsch (TÜV SÜD IS-ET)

Kapitel 14: F. Dierschow, L. Kuchler, H. Teske

Kapitel 15: A. Berthold, F. Dierschow, V. Ivenin, H. Teske

Kapitel 16: A. Berthold, L. Kuchler

Kapitel 17: V. Ivenin, H. Teske

Kapitel 18: W. Richter, H. Teske, K. Velkov

Kurzfassung

Im BMUB-Vorhaben 3614R01520 mit einer Laufzeit vom 01.12.2014 bis 31.05.2017 hat die GRS ihre Arbeiten zur Analyse und Bewertung der nuklearen Sicherheit, des Strahlenschutzes sowie zur Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland fortgeführt. Dies erfolgte sowohl durch eigene wissenschaftlich-technische Untersuchungen als auch durch die Beteiligung an internationalen Aktivitäten zu Fragen der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit im Ausland sowie durch die Verfolgung der Entwicklung ausgewählter neuer Reaktorkonzepte und der regulatorischen Rahmenbedingungen. Das Zusammentragen, Erarbeiten, Weiterentwickeln und Vorhalten des erforderlichen Wissens zur nuklearen Sicherheit (NuSi) im Ausland (insbesondere in Osteuropa sowie bei INSC-Partnern) wurde systematisch fortgesetzt.

Weitere Schwerpunkte der Arbeiten im Vorhaben waren die Anpassung und Pilot-Anwendung moderner Analysemethoden und –programme der GRS an Reaktorbaulini-
en bzw. -anlagen russischen Designs, in der Regel gemeinsam mit kompetenten Partnerorganisationen aus den jeweiligen Ländern, sowie die konzeptionelle Weiterentwicklung von Methoden des Wissensmanagements und von Kooperationsplattformen. Die letztgenannten Arbeiten umfassten ebenfalls die Pilot-Erprobung ausgewählter geeigneter Instrumente zum Wissensmanagement.

Im vorliegenden Abschlussbericht werden die Ergebnisse zusammenfassend dargestellt die in den 17 Arbeitspaketen des Vorhabens erzielt wurden.

Abstract

Within the BMUB project 3614R01520 with a term from 01.12.2014 to 31.05.2017, GRS has continued its work on the analysis and evaluation of nuclear safety, radiation protection and the effectiveness of regulatory systems abroad. This was done both by means of our own scientific and technical investigations as well as by our participation in international activities on questions of nuclear safety abroad as well as by tracking the development of selected new reactor concepts and the regulatory framework. The collection, elaboration, further development and maintenance of the necessary knowledge with regard to nuclear safety abroad (particularly in Eastern Europe and INSC partners) was systematically continued.

Other work packages were focused on the adaptation and pilot application of modern analytical methods and GRS programs to reactor plants of Russian design, as a rule together with competent partner organizations from the respective countries, as well as on the conceptual development of knowledge management methods and cooperation platforms. This work also included the pilot testing of selected suitable instruments for knowledge management. The present final report summarizes the results obtained in the 17 work packages of the project.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung	I
	Inhaltsverzeichnis	III
1	Einleitung	1
1.1	Zielsetzung des Vorhabens	1
1.2	Arbeitsprogramm	4
2	Projektmanagement und –controlling (AP 1)	7
2.1	Aufgabenstellung	7
2.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	7
3	Informationsaustausch und Programmkoordination (AP 2)	11
3.1	Aufgabenstellung	11
3.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	12
4	Baulinienspezifische Arbeiten und GRS-Baulinien-Handbücher (AP 3)	15
4.1	Zielsetzung	15
4.2	Verfolgung und Auswertung von Informationen zu den Reaktorbaulinien WWER-1000, WWER-440 und RBMK.....	15
4.2.1	Ereignisse im Betrieb der Anlagen.....	16
4.2.2	Arbeitstreffen mit ukrainischen und russischen Experten zur Auswertung der Betriebserfahrungen der Kernkraftwerke.....	19
4.2.3	Fachdossiers zu aktuellen sicherheitstechnischen Fragestellungen	21
4.2.4	Teilnahme und Auswertung von Konferenzen zur Sicherheit der WWER-Reaktoren	26
4.2.5	Workshop Anlagentechnik russische Reaktoren	31
4.2.6	Einsatz von softwarebasierter digitaler Leittechnik in WWER	32
4.3	Pflege und Weiterentwicklung der GRS-Baulinien-Handbücher	37

5	Verfolgung und Aufarbeitung von Entwicklungen neuer Reaktorkonzepte (AP 4).....	42
5.1	Zielsetzung	42
5.2	Weiterentwicklung der Informationssysteme der GRS zu ausländischen Reaktorkonzepten	43
5.2.1	Aufbau der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“	43
5.2.2	Weiterentwicklung der Wissensbasis zu neuen Reaktoren	45
5.2.3	Weiterentwicklung der Wissensbasis zu neuen russischen Reaktoren ...	48
5.2.4	Standortdossier zu den Neubauprojekten mit russischen Reaktoren	51
5.3	Forschungsprogramme zur Entwicklung zukünftiger Reaktorkonzepte	55
5.4	Herausforderungen bei der Realisierung von kleinen, modularen Reaktoren (SMR).....	59
5.5	Konzeptbeschreibung ASTRID	66
5.6	Übersichtsberichte zu neuen russischen Reaktorkonzepten	70
6	Nukleare Sicherheit und Strahlenschutz beim Umgang mit Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen sowie bei der Stilllegung von Kernkraftwerken (AP 5).....	81
6.1	Zielsetzung/Einleitung.....	81
6.2	Nukleare Sicherheit und Strahlenschutz bei Transport und Lagerung von abgebrannten BE.	81
6.3	Radioaktive Abfälle und Stilllegung kerntechnischer Anlagen	84
6.3.1	Erfahrungsaustausch zu internationalen Empfehlungen und nationalen Strategien sowie zur Praxis und Sicherheitsbewertung beim Umgang mit radioaktiven Materialien und Kernbrennstoffen	84
6.3.2	Vorgehensweise bei der Sicherheitsbewertung und Identifizierung von Risiken bei der Stilllegung von KKW	86
6.3.3	Umsetzung von internationalen Empfehlungen zum Umgang mit radioaktiven Materialien und Kernbrennstoffen in ausgewählten Ländern, insbesondere Russland (EU-Richtlinien).....	86
7	Modellentwicklung und Störfallanalysen für russische Reaktorkonzepte (AP 6).....	89
7.1	Zielsetzung	89

7.2	Validierung von ATHLET und weitere Verifizierung des ATHLET-Basisdatensatzes für WWER-1000/W-320.....	90
7.2.1	Einleitung.....	90
7.2.2	Der Versuchsstand PSB-WWER	91
7.2.3	Der ATHLET-Datensatz für den TACIS PSB-WWER Test 5	94
7.2.4	Vergleich der Experimentellen Ergebnisse des Versuchs 5 mit den Nachrechnungen	95
7.2.5	Zusammenfassung	99
7.3	Entwicklung und Test von ATHLET-Anlagenmodellen für die neuen russischen WWER-Reaktoren der Baulinie AES-2006.....	100
7.3.1	Einleitung.....	100
7.3.2	Beschreibung des Datensatzes für WWER-1200/W-491	101
7.3.3	Die Plugin-Bibliothek BOP-491	107
7.3.4	Zusammenfassung und zukünftige Arbeiten	109
7.4	Simulationsprogramme für Sicherheitsanalysen von schnellen, flüssigmetallgekühlten Kernreaktoren	111
7.4.1	Zielsetzung	111
7.4.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	111
8	Analyse von schweren Störfällen für WWER-Reaktoren (AP 7).....	121
8.1	Zielsetzung	121
8.2	Untersuchungen zu Kernschmelzunfällen in WWER-1000-Reaktoren mit ATHLET-CD und COCOSYS	122
8.2.1	Betrachtetes Szenario	122
8.2.2	Modellierung des WWER-1000/W-320-Reaktorkühlkreislaufs mit ATHLET-CD	124
8.2.3	Ergebnisse der Rechnungen mit ATHLET-CD (Pilotrechnung 1)	127
8.2.4	Gekoppelte Rechnung mit ATHLET-CD / COCOSYS (Pilotrechnung 2)	138
8.3	Untersuchungen zu Kernschmelzunfällen in WWER-440/W-213-Reaktoren mit ATHLET-CD	160
8.3.1	Modellierung des Reaktorkerns	161

8.3.2	Pilotrechnung für einen 2F-Bruch im heißen Strang mit Ausfall der kompletten Wechselstromversorgung für WWER-440/W-213	163
8.4	Arbeiten zu schweren Störfällen mit ASTEC	166
8.5	Zusammenfassung	179
9	Untersuchungen zu Sicherheitsstrategien bei neuen Reaktorkonzepten (AP 8)	181
9.1	Zielsetzung	181
9.2	Methoden zur Zuverlässigkeitsbewertung passiver Systeme, Revision 1	181
9.3	Maßnahmen zur Rückhaltung und Kühlung einer Kernschmelze bei neuen Reaktoren, Revision 2	190
9.4	Ausgewählte länderspezifische Unterschiede der EPR-Versionen	194
10	Untersuchungen zur Grenztragfähigkeit von Containmentstrukturen bei äußeren Einwirkungen (AP 9)	199
10.1	Einleitung	199
10.2	Aufbau und Modellbildung der äußeren Containmentstruktur eines WWER-1000/466B Kernkraftwerks	200
10.3	Entwicklung und Validierung eines Stoßkörpermodells eines Passagierflugzeugs vom Typ Airbus A340-600	203
10.4	Numerische Studien anhand einer generischen Stahlbetonplatte	205
10.4.1	Vergleich von gekoppelter Simulation und vereinfachtem Verfahren	207
10.4.2	Analysen zur Wirksamkeit verschiedener Ausführungen der Bügelbewehrung	213
10.5	Simulation des Aufpralls eines Flugzeugs vom Typ Airbus A340-600 auf ein Reaktorgebäude des Typs WWER-1000/466B	217
10.6	Einfluss der Treibstoffmodellierung bei der Simulation des Aufpralls eines Flugzeugs vom Typ Airbus A320 auf ein Reaktorgebäude des Typs WWER-1000/466B	217
10.7	Zusammenfassung und Ausblick	219
11	Sicherheitsanalysen für das KKW Armenien (AP 10)	221
11.1	Zielsetzung	221

11.2	Durchgeführte Arbeiten.....	222
11.3	Review der PSA, Stufe 2, für das Kernkraftwerk Armenien (Medzamor-2).....	226
11.3.1	Ablauf des Review	226
11.3.2	Vorbemerkung zu Anlageneigenschaften aus Sicht der PSA Stufe 2.....	227
11.3.3	Bewertung des Positionspapiers zur Relevanz von Unfallphänomenen .	228
11.3.4	Bewertung des zusammenfassenden Berichtes zu Confinement- Versagensmechanismen	228
11.3.5	Schnittstelle von Stufe 1 zu Stufe 2	229
11.3.6	Strukturmechanische Aspekte	229
11.3.7	Auswahl der MELCOR-Analysen	230
11.3.8	Diskussion von MELCOR-Analysen.....	230
11.3.9	Ereignisbäume.....	231
11.3.10	Freisetzungskategorien.....	232
11.3.11	Sensitivitätsanalysen	232
11.3.12	Zusammenfassung	233
12	Sicherheitstechnische Untersuchungen für KKW mit RBMK- Reaktoren (AP 11).....	235
12.1	Weiterentwicklung der Modelle für Analysen des Störfalllokalisierungssystems von RBMK-Reaktoren.....	235
12.1.1	Zielsetzung	235
12.1.2	Analyse der thermohydraulischen Prozesse im Störfalllokalisierungssystems von RBMK-Reaktoren bei kleinen Lecks..	235
12.1.3	Anwendung des 3D-Modells CoPool für RBMK	240
12.2	Modellentwicklung zur Analyse von Reaktivitätstransienten in RBMK- Reaktoren.....	253
12.2.1	Zielsetzung	253
12.2.2	Erstellung eines eins-zu-eins "Open Core" Nodalisierungsschemas für ATHLET	254
12.2.3	Bereitstellung nuklearer Daten für neue Brennelementtypen	257
12.2.4	Ausfahren von zentralen und peripheren Steuerstäben für einen Reaktorkern mit reduziertem Graphitanteil im Kern.....	258

12.2.5	Ausfahren des zentralen Steuerelements in der Position 36-45	259
12.2.6	Ausfahren einer zentralen Steuerstabgruppe	262
12.2.7	Ausfahren eines peripheren Steuerstabs	265
12.2.8	Untersuchung des Voideffekts im CPS-Kühlreislauf im Reaktor mit reduziertem Graphitanteil.....	268
13	Transientenanalysen und Datenbibliotheken für WWER-1000- Reaktoren (AP 12).....	271
13.1	Einleitung und Zielsetzung	271
13.2	Transientenrechnungen mit gekoppelten Reaktor- und Anlagencodes für WWER-1000-Anlagen (AP 12.1).....	273
13.2.1	Transiente „Xe-Schwingungen“	275
13.2.2	Transiente „Unkontrollierter Stabauswurf“	278
13.2.3	Schlussfolgerungen über Auswirkungen und Einhaltung von Kriterien für den sicheren Anlagenbetrieb	279
13.3	Weiterentwicklung des WWER-1000 Kernberechnungsbenchmarks (AP 12.2)	280
13.4	Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen für Transientenrechnungen mit den gekoppelten Programmen DYN3D/ATHLET für WWER-1000 (AP 12.3)	296
13.4.1	Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse des RIA-Modells für den Störfall “Steuerstabauswurf”	298
13.4.2	Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse des Modells für die Transiente „Aktivierung einer inaktiven Reaktorkühlkreislaufschleife“ mit den gekoppelten Programmen DYN3D/ATHLET	302
13.4.3	Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse für das Transientenmodell “Xe- Schwinungen” (Task 4, Subtask 4.2 des X2 Benchmarks).....	304
13.4.4	Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse des Modells für die Transiente “Abschaltung einer HKMP” (Task 4, Subtask 4.3 des X2 Benchmarks) .	305
13.5	Internationaler Informationsaustausch über aktuelle Fragen der Sicherheitsbewertung von WWER- und DWR-Anlagen sowie der Validierung und Verifizierung von reaktorphysikalischen Daten und Programmen (AP 12.4).....	307
13.6	Zusammenfassung und Schlussfolgerungen	307

14	Pilotanwendung, Weiterentwicklung und Optimierung von Wissensnetzen und Informationsplattformen (AP 13)	309
14.1	Aufgabenstellung	309
14.2	Konzeptionelle Arbeiten für organisationsinterne und –übergreifende Wissens-/Informationsplattformen.....	311
14.3	Betreuung und Weiterentwicklung des InfoServers.....	314
14.3.1	Anpassungen im Zusammenhang mit der Migration des InfoServers (Seitenanpassungen, Email-Funktionalität, etc.)	315
14.3.2	Weiterentwicklung des Portals für Nukleare Sicherheit (PNS).....	317
14.3.3	Weiterentwicklung des GRS Cooperation Portal (GCP).....	319
14.3.4	Weiterentwicklung des EUROSAFE ETSON Portals (EEP)	320
14.3.5	Weiterentwicklung des RISKAUDIT Portals (RAP).....	321
14.3.6	HelpCenter und Nutzersupport	323
14.4	Erprobung und Pilotanwendung des NEXTRA-InfoServers.....	325
14.4.1	Erprobung ausgewählter Werkzeuge zur Optimierung der SharePoint-Nutzung	326
14.4.2	Pilotprojekt zur automatischen Verschlagwortung des Dokumentenbestands der DokuINT	328
14.5	Pflege und Aktualisierung Doku-INT, CD/DVD-Sammlung und IntPro Weiterentwicklung und Überführung der DokuINT	333
14.5.1	Pflege und Weiterentwicklung der DokuINT	333
14.5.2	Nutzung und Weiterentwicklung des Projektkontrollsystem IntPro und weitere Datensammlungen	338
14.6	Aufbau einer zentralen Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“	339
14.7	Externe Unterstützung	342
14.8	Zusammenfassung	342
15	Kooperation mit europäischen Regulatoren und deren TSO (AP 4).....	345
15.1	Zielsetzung	345
15.2	Koordinierung der bilateralen Zusammenarbeit und Informationsaustausch mit der Ukraine.....	345

15.3	Koordinierung der bilateralen Zusammenarbeit und Informationsaustausch mit Russland	347
15.4	Informationsaustausch mit Regulatoren und deren TSOs	348
15.5	Erfahrungsaustausch zum Aufbau eines Wissens- und Kooperationsplattformen von SSTC NRS	350
15.6	Wissensaufbereitung aus multilateralen Projekten (INSC u.a.)	351
15.7	Mitarbeit an Aktivitäten der ETSON Arbeitsgruppe für Wissensmanagement	352
15.8	Teilnahme und Auswertung ausgewählter Veranstaltungen und Tagungen	352
16	Tschernobyl-Aktivitäten (AP 15)	355
16.1	Zielsetzung	355
16.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	356
16.3	Zusammenfassung und Ausblick	358
17	Weiterentwicklung von internationalen Netzwerken der nuklearen Sicherheit (AP 16)	359
17.1	Zielsetzung	359
17.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	359
17.2.1	Entwicklung der Nationalen Nuklearen Regulatorischen Portale (NNRP)	360
17.2.2	Weitere durchgeführte Aktivitäten im Rahmen dieses Arbeitspaketes....	365
18	Internationale Kooperation und Mitarbeit in multilateralen Aktivitäten (AP 17)	367
18.1	Zielsetzung	367
18.2	Jahrestreffen des WWER Regulators Forum	367
18.3	Mitarbeit in den Arbeitsgruppen des WWER Regulators Forum	369
18.3.1	Working Group on Regulatory Use of PSA (PSAWG)	369
18.3.2	Reactor Physics Working Group (RPWG)	370
18.3.3	Working Group on Commissioning of new WWERs (CommWG)	372
18.3.4	Working Group on Ageing Management (AMWG)	372

18.4	Sachstandbericht „Internationale Initiativen bei der Anwendung der Kernenergie“	380
18.5	Teilnahme an einer technischen Mission der WANO im KKW Saporishshja.....	381
18.6	Teilnahme an Aktivitäten von armenischen Koordinationsgremien (NESC, IAEO Safety Coordination).....	382
18.7	Teilnahme und Auswertung ausgewählter thematischer Tagungen im internationalen Maßstab zur nuklearen Sicherheit im Ausland.....	383
19	Zusammenfassung	389
	Literaturverzeichnis.....	409
	Abbildungsverzeichnis.....	423
	Tabellenverzeichnis.....	435
	Abkürzungen.....	437

1 Einleitung

1.1 Zielsetzung des Vorhabens

Die GRS führt bereits seit vielen Jahren wissenschaftlich-technische Arbeiten zur Bewertung der nuklearen Sicherheit, des Strahlenschutzes und der Sicherung von Kernkraftwerken (nachfolgend auf „nukleare Sicherheit“ gekürzt) sowie zur Wirksamkeit der Infrastruktur zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit im Ausland - insbesondere in Osteuropa und in ausgewählten anderen Regionen - durch. Der Schwerpunkt liegt dabei auf INSC-Partnerländern (auch außerhalb Europas) und auf Reaktoren russischer Bauart.

Obwohl in Deutschland die Nutzung der Kernenergie zur Elektrizitätserzeugung beendet wird, werden unabhängig von der deutschen Entscheidung weltweit Kernkraftwerke weiter betrieben oder neu errichtet. Damit verschiebt sich auch das Augenmerk im Hinblick auf die Gewährleistung des sicheren Betriebs von Kernkraftwerken immer mehr auf die internationale Ebene. Dieses Interesse ist darin begründet, dass der Betrieb von ausländischen Kernkraftwerken und insbesondere damit eventuell verbundene Stör- und Unfälle direkten Einfluss auf die Sicherheit der deutschen Bevölkerung, auf den Zustand der Umwelt und auf die deutsche Wirtschaft ausüben können. Die GRS will entsprechend ihrer Aufgaben hierzu jederzeit aussagefähig bleiben.

Damit die GRS als national und international agierender Forschungs- und Sachverständigenorganisation überhaupt Einfluss auf eine möglichst hohe Sicherheitsgewährleistung in ausländischen Anlagen ausüben kann, müssen in Deutschland ausreichende Kenntnisse über die Sicherheitstechnik dieser Anlagen vorhanden sein. Deshalb wurde die Palette der zu bearbeitenden Aufgaben bereits im Vorläufervorhaben auch auf Sicherheitsfragen für neue westliche (nichtrussische) Reaktorprojekte ausgedehnt. Außerdem ist es erforderlich, die Entwicklung des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Kernkraftwerkstechnik und der Gewährleistung der Sicherheit von Kernkraftwerken in erforderlichem Umfang weiter zu verfolgen. Auch die Kenntnis der staatlichen Rahmenbedingungen in den Kernkraftwerke betreibenden Staaten ist für die Beurteilung der nuklearen Sicherheit im Ausland von Bedeutung.

Die **Zielsetzung des Vorhabens** 3614R01520 (Kurztitel: LV-2 – Reaktorbaulinien und Wissensnetze) bestand in der Weiterentwicklung und in der Aktualisierung des Fachwissens der GRS für die Bewertung sicherheitstechnischer Risiken aus dem Betrieb von ausländischen KKW und der Effektivität der regulatorischen Systeme im Ausland. Dies erfolgt durch eigene wissenschaftlich-technische Untersuchungen und die Beteiligung an internationalen Aktivitäten zu Fragen der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit im Ausland sowie durch die Verfolgung der Entwicklung ausgewählter neuer Reaktorkonzepte und der regulatorischen Rahmenbedingungen. Die Erarbeitung, Weiterentwicklung, das Zusammentragen und Vorhalten des erforderlichen Wissens zur nuklearen Sicherheit (NuSi) im Ausland (insbesondere in Osteuropa sowie bei INSC-Partnern) wurde dabei systematisch fortgesetzt.

Im Vorhaben werden reaktorbaulinien- oder anlagenspezifische Untersuchungen zu ausländischen KKW, auch zu neuen russischen und "westlichen" Reaktorprojekten, durchgeführt. Dabei werden sicherheitstechnische Fragestellungen geklärt, die Ergebnisse systematisiert, Sicherheitsnetzwerke zum Bereitstellen des Wissens erprobt und ausgebaut sowie eigene Analysemethoden, Wissens- und Kooperationsstools weiterentwickelt. In einigen Arbeitspaketen werden Arbeiten zu technologischen Entwicklungen und Sicherheitsstrategien neuer Reaktorkonzepte realisiert.

Ein spezielles Ziel der Arbeiten war die Anwendung und Weiterentwicklung der in der GRS verfügbaren modernen Analysemethoden und –programme, deren Anpassung an die entsprechenden Reaktorbaulinien bzw. Anlagen sowie die Durchführung von Pilot-Analysen, in der Regel gemeinsam mit kompetenten Partnerorganisationen aus den jeweiligen Ländern.

Ein weiteres Ziel bestand in der Weiterentwicklung und pilotartigen Erprobung von Methoden des Wissensmanagements und von Kooperationsplattformen. Im Rahmen des Informations- und Erfahrungsaustausches wurden externe Erkenntnisse zur nuklearen Sicherheit im Ausland verfügbar gemacht und das Know-how der GRS zu neuen Reaktorkonzepten gestärkt. Unter Federführung der IAEO beteiligt sich die GRS aktiv an der Weiterentwicklung und Implementierung eines umfassenden Systems für nukleare Sicherheit und Sicherung. Hier waren auch die engen Kontakte der GRS zu den Regulatoren aus Osteuropa und anderen Regionen von Vorteil.

Die Kooperation mit internationalen Partnern war und ist weiterhin notwendig, um die für die wissenschaftlichen Arbeiten erforderlichen Informationen zu erhalten. Durch den

Wissenstransfer konnte gleichzeitig auch die Kompetenz der Experten bei den ausländischen Regulatoren und deren TSO gestärkt werden. Mit den im Vorhaben erzielten Ergebnissen hat die GRS ihre wissenschaftliche Kompetenz sowohl bezüglich der ausländischen kerntechnischen Anlagen und der regulatorischen Systeme als auch hinsichtlich der Rahmenbedingungen für nukleare Sicherheit und Sicherung und der entsprechenden Wissensnetzwerke weiter ausgebaut. Damit verbunden verfolgt die GRS auch weiterhin die internationalen sicherheitstechnischen Entwicklungen sowie die Aktivitäten beim Ausbau der staatlichen und regulativen Rahmenbedingungen, insbesondere der Bestandteile des Global Nuclear Safety and Security Network (GNSSN).

Die im Vorhaben durchgeführten Arbeiten standen in engem inhaltlichem Zusammenhang mit Vorhaben weiteren vom BMUB geförderten Vorhaben. Hier sind in erster Linie die Vorhaben zur Unterstützung des BMUB und zur Wissensbereitstellung bezüglich aktueller Fragen zur nuklearen Sicherheit und Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland (Kurztitel: LV-1) sowie das Eigenforschungsvorhaben der GRS zur „Wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit den atomrechtlichen Behörden und deren Sachverständigenorganisationen zur nuklearen Sicherheit in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke und zur Konzeptbewertung von Anlagen mit Reaktoren der Generation 3+ in Europa und INSC-Partnerländern“ (Kurztitel: INT KoNuS – Kooperation Nukleare Sicherheit) zu nennen. Wichtige Unterstützung für das aktuelle Vorhaben wurde auch mit der Realisierung des Vorhabens 3614I01511 (INT Reisen u. Büros) geleistet.

Im Jahr 2016 wurde eine Diskussion über die Neuorganisation der landes- und baulinien-spezifischen Daten zu ausländischen Kernkraftwerken auf dem InfoServer der GRS in einer „Wissensbasis Nukleare Sicherheit im Ausland“ angestoßen. Diese Wissensbasis soll einen einheitlichen Zugang zu den in mehr als 25 Jahren in unterschiedlichen Vorhaben gesammelten bzw. erarbeiteten Informationen zu russischen Reaktorbaulinien und den in der Abteilung 6130 erarbeiteten Informationen zu neuen westlichen und asiatischen Reaktorkonzepten, die bisher in unterschiedlichen Portalen und Netzwerklaufwerken gespeichert sind. In dieser Wissensbasis sollen die Ergebnisse verschiedener BMUB-Vorhaben einheitlich dargestellt und so besser nutzbar für die Mitarbeiter der GRS und des BMUB gemacht werden.

Ausgehend davon wurde ein Konzept für die Wissensbasis entwickelt, die künftig die Bereiche landesspezifische Informationen, technische Informationen und Daten zu Reaktorbaulinien und –konzepten und übergreifende Informationen zu technologischen Lösungen und Regulierungsansätzen umfassen wird. Die Inhalte der genannten Berei-

che sollen sowohl in BMUB-Vorhaben zur Auftragsforschung (länderspezifische Informationen) als auch in Eigenforschungsvorhaben der GRS (baulinien-spezifische und – übergreifende Informationen).

In diesem Zusammenhang wurden ab der 2. Jahreshälfte 2016 ausgehend vom beschriebenen Konzept im Vorhaben Arbeiten zur technischen Umsetzung des Konzepts auf dem InfoServer realisiert und Templates für die verschiedenen Bereiche der Wissensbasis entwickelt und getestet. Eine Kurzdarstellung der Arbeiten zu den technischen Inhalten der Wissensbasis, die im Vorhaben 3614R01520 durchgeführt wurden, ist im Kapitel 5.2.1 dieses Berichts enthalten.

1.2 Arbeitsprogramm

Das Arbeitsprogramm des Vorhabens basierte auf den in der Anlage A zum Vertrag 3614R01520 festgelegten Arbeitspaketen sowie auf den mit den Änderungsdiensten Revision 2 bis 6 vereinbarten Präzisierungen:

Arbeitspaket 1: Projektmanagement und -controlling

Arbeitspaket 2: Informationsaustausch und Programmkoordination

Arbeitspaket 3: Baulinienspezifische Arbeiten und GRS-Baulinienhandbücher

Arbeitspaket 4: Verfolgung und Aufarbeitung von Entwicklungen neuer Reaktor-konzepte

Arbeitspaket 5: Nukleare Sicherheit und Strahlenschutz beim Umgang mit Kern-brennstoffen und radioaktiven Abfällen sowie bei der Stilllegung von Kernkraftwerken

Arbeitspaket 6: Modellentwicklung und Störfallanalysen für russische Reaktor-konzepte

Arbeitspaket 7: Analyse von schweren Störfällen für WWER-Reaktoren

Arbeitspaket 8: Untersuchungen zu Sicherheitsstrategien bei neuen Reaktor-konzepten

- Arbeitspaket 9:** Weitere Untersuchungen zur Grenztragfähigkeit von Containmentstrukturen bei äußeren Einwirkungen
- Arbeitspaket 10:** Sicherheitsanalysen für das KKW Armenien
- Arbeitspaket 11:** Sicherheitstechnische Untersuchungen für KKW mit RBMK-Reaktoren
- Arbeitspaket 12:** Transientenanalysen und Datenbibliotheken für WWER-1000-Reaktoren
- Arbeitspaket 13:** Pilotanwendung, Weiterentwicklung und Optimierung von Wissensnetzen und Informationsplattformen
- Arbeitspaket 14:** Kooperation mit europäischen Regulatoren und deren TSO
- Arbeitspaket 15:** Tschernobyl-Aktivitäten
- Arbeitspaket 16:** Weiterentwicklung von internationalen Netzwerken der nuklearen Sicherheit
- Arbeitspaket 17:** Internationale Kooperation und Mitarbeit in multilateralen Aktivitäten

2 Projektmanagement und –controlling (AP 1)

2.1 Aufgabenstellung

In diesem Arbeitspaket erfolgen die Projektsteuerung der fachlichen Aufgaben und das übergreifende Management, die Jahresplanung und damit verbundene Erstellung der Jahresarbeitsprogramme sowie die Kontrolle der Umsetzung der Arbeitspakete, der Vorbereitung und Abwicklung der geplanten Unteraufträge und der Dokumentation der Arbeitsergebnisse.

2.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

Zum Vorhaben selbst wurden die fachlichen, vertraglichen und organisatorisch-administrativen Arbeiten – entsprechend der vorhandenen finanziellen Mittel für die Jahre 2014 bis 2017 – koordiniert. So wurden u. a. für die Arbeitspakete in der Detailplanung Aufgabenbeschreibungen für die beteiligten Abteilungen bzw. Mitarbeiter erstellt und abgestimmt. Zur kontinuierlichen Projektverfolgung (Kosten, Termine und Ergebnisse) wurden die notwendigen Daten in die vorhandene Informations- und Kontrollstruktur der GRS eingegeben und dem Controlling unterworfen.

Die Jahresarbeitsprogramme 2015 bis 2017 wurden jeweils zu Ende des Vorjahres bzw. Jahresbeginn erstellt, während der Jour Fixe Treffen gemeinsam beraten und dem Auftraggeber übergeben.

Darüber hinaus wurden über die gesamte Vorhabenlaufzeit durch die Projektleitung die quartalsweisen Zwischenberichte zum Verlauf und zu den Ergebnissen des Vorhabens erarbeitet und dem Auftraggeber übergeben.

Ausgehend vom Vorhabenverlauf und den abgestimmten jeweiligen Jahresarbeitsprogrammen für die Jahre 2015 bis 2017 wurden nachfolgende 6 Änderungsanträge zum bestehenden Vertrag beim Auftraggeber eingereicht und von diesem bestätigt:

- ÄD Revision 1 – Aufstockung des Vorhabens um Mittel für Sondereinzelkosten;
- ÄD Revision 2 – Mittelverschiebung nach 2016 und Abstockung von Reisekosten;
- ÄD Revision 3 – Begründung der Kassenreste aus 2015 und Übertrag nach 2016;
- ÄD Revision 4 – Mittelabstockung in den Jahren 2016 und 2017;

- ÄD Revision 5 – Kostenneutrale Mittelwandelung im Jahr 2016;
- ÄD Revision 6 – Kostenneutrale Mittelwandelung im Jahr 2017.

Zur Abwicklung des Vorhabens vergab die GRS nach Freigabe durch den Auftraggeber erforderliche Unteraufträge:

- Im Februar 2015 wurde ein Unterauftrag mit der Firma TÜV Industrie Service GmbH zu Transientenanalysen und Datenbibliotheken für WWER-1000-Reaktoren vertraglich abgeschlossen, der bis Mai 2017 realisiert wurde.
- Im Juni 2015 wurde ein Unterauftrag mit der Firma T-Systems Solutions for Research GmbH (SfR) zur Administration und Hosting für das Portal "InfoServer" vertraglich abgeschlossen, der bis Mai 2017 realisiert wurde. Im September 2016 wurde dieser Unterauftrag durch einen Zusatzvertrag mit ergänzenden Leistungen zur Aktualisierung und Anpassung der E-Mail-Funktionalität des InfoServers sowie zur Umsetzung der Anforderungen an das System für die semantische Datenanalyse (COGITO) erweitert.
- Im April 2016 wurde ein Unterauftrag mit der russischen Expertenorganisation (TSO) Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS) zum Thema „Investigation Programme related to BN-600 type Symmetrie Core with DYN3D“ vertraglich abgeschlossen, der bis November 2016 realisiert wurde.
- Im Juni 2016 wurde ein Unterauftrag mit der ukrainischen Expertenorganisation (TSO) State Enterprise „State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety (SSTC NRS)“ zum Thema „Analysis of conditions, defining a safe status of the Object Shelter within the New Safe Confinement (NSC)“ vertraglich abgeschlossen, der bis Mai 2017 realisiert wurde.
- Im September 2016 wurde ein Unterauftrag mit der russischen Expertenorganisation (TSO) Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS) zum Thema „Investigations of RBMK-1000 first generation transients for modernized core with reduced amount of graphite with coupled QUABOX/CUBBOX +ATHLET codes“ vertraglich abgeschlossen, der bis Mai 2017 realisiert wurde.
- Im September 2016 wurde mit der Firma Expert System Deutschland GmbH ein Unterauftrag zur Unterstützung bei der Implementierung eines Systems für seman-

tische Dokumentenanalyse der DokuiNT in Verbindung mit einer Anreicherung entsprechender Metainformationen in MS SharePoint 2013 vertraglich abgeschlossen, der bis Dezember 2016 realisiert wurde, wobei ergänzende Arbeiten bis April 2017 erfolgten.

Alle im Vorhaben vertraglich vereinbarten Unteraufträge wurden erfolgreich bearbeitet und abgeschlossen. Der Auftraggeber wurde über den Bearbeitungsfortschritt in den Unteraufträgen regelmäßig informiert. Der Abschluss der Unteraufträge wurde dokumentiert.

In diesem Arbeitspaket des Vorhabens 3614R01520 (LV-2) erfolgt außerdem die inhaltliche Koordinierung und das Management des Vorhabens „Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit und Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland (insbesondere in Osteuropa und bei INSC-Partnern) - Reisen externer Experten und Standortbüros/Kontaktstellen“ (3614I01511 - INT RBMK).

Mit Mitteln aus dem Vorhaben 3614I01511 wurden über den Vorhabenzeitraum von Dezember 2014 bis Mai 2017 insgesamt 91 Reisen ausländischer Experten (39 aus Russland, 42 aus der Ukraine sowie 10 aus Armenien) zu Arbeitsaufenthalten bei der GRS und zu anderen Veranstaltungen in Deutschland und Europa organisiert und administrativ begleitet. Die Aufschlüsselung nach den einzelnen Jahren stellt sich wie folgt dar:

- 2015: 42 Reisen osteuropäischer Experten (19 x RF, 18 x UKR, 5 x ARM);
- 2016: 39 Reisen osteuropäischer Experten (16 x RF, 18 x UKR, 5 x ARM);
- 2017: 10 Reisen osteuropäischer Experten (4 x RF, 6 x UKR).

Eine konkrete Aufstellung der durchgeführten Reisen, nach Themen und Terminen geordnet wurde in den jeweiligen Planungstabellen „Reisen osteuropäischer Experten“ erfasst. Über den Jour Fixe NuSi Ausland wurde der Auftraggeber regelmäßig über den aktuellen Status informiert.

Ebenfalls koordiniert wurden die Arbeiten der GRS-Kontaktstellen in Kiew und Moskau. Die jeweiligen Quartalsberichte der beiden Kontaktstellen gaben einen Überblick über die Aktivitäten in den jeweils zurückliegenden Berichtszeiträumen. Neben diesen Berichten wurden regelmäßige Presseinformationen und andere Informationszusammen-

stellungen übergeben. Alle Unterlagen zu den beiden Kontaktstellen sind auf dem GRS-InfoServer verfügbar.

3 Informationsaustausch und Programmkoordination (AP 2)

3.1 Aufgabenstellung

Der Jour fixe zur nuklearen Sicherheit im Ausland („JF NuSi Ausland“) hat sich als Forum zum Informations- und Wissensaustausch sowie zur Weiterentwicklung und Koordination der Aktivitäten und Vorhaben zur nuklearen Sicherheit im Ausland und hierbei insbesondere in Osteuropa und bei INSC-Partnern bewährt. Er ist aus dem JF Ost hervorgegangen und bezieht Themen zur nuklearen Sicherheit im westlichen Ausland, insbesondere bezüglich neuer Reaktorentwicklungen und zur Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland mit ein. Dabei geht es sowohl um die höchste Sicherheit kerntechnischer Anlagen als auch um bestmögliche regulatorische Rahmenbedingungen und deren Wirksamkeit.

Deshalb wurde vereinbart, im Rahmen dieses Arbeitspaketes den Jour fixe weiterhin in bewährter Weise als Koordinierungsgremium von BMUB, BfS und GRS für den gegenseitigen Wissens- und Informationsaustausch zur Sicherheit der ausländischen KKW und zur Wirksamkeit atomrechtlicher Behörden und deren TSO (insbesondere in Osteuropa und bei INSC-Partnern) sowie zu Aktivitäten in ausgewählten internationalen Gremien umfassend zu nutzen.

Als Themenfelder der Jours fixes waren hauptsächlich vorgesehen:

- die Abstimmung und Koordination von bi- und multilateralen Aktivitäten zur nuklearen Sicherheit und zur Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland, insbesondere in Osteuropa und bei INSC-Partnern;
- die konzeptionelle Ausrichtung diesbezüglicher internationaler wissenschaftlicher Arbeiten der GRS und die Einbindung der Ergebnisse in die BMUB-Aktivitäten;
- der Austausch von Informationen über Aktivitäten des BMUB, des BfS und der GRS zur Sicherheit von KKW und zur Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland sowie
- der Austausch von Informationen über Aktivitäten des BMUB, des BfS und der GRS in internationalen Gremien und in Wissensnetzen zur nuklearen Sicherheit und Sicherung.

3.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

In der Vorhabenlaufzeit von Dezember 2014 bis Mai 2017 fanden in der GRS Berlin, Köln und Garching insgesamt 15 Jour fixes (2014/2015/2016/2017 – 1/7/5/2 Veranstaltungen) zur nuklearen Sicherheit im Ausland („JF NuSi Ausland“) mit BMUB und BfS statt, auf denen ein umfassender Informationsaustausch zu allen BMUB/BfS-Ostvorhaben der GRS sowie zu Ergebnissen und Erkenntnissen aus Ostvorhaben anderer Auftraggeber erfolgte. Dabei wurden auch die Aufgaben und Aktivitäten mit den aktuellen und mittelfristigen Erfordernissen und Vorstellungen des BMUB abgeglichen. Zur Vorbereitung dieser Veranstaltungen wurde eine Standardtagesordnung erarbeitet, die den jeweiligen aktuellen Anforderungen angepasst wird.

Die Jour fixes (JF) dienten in erster Linie dem umfassenden Informationsaustausch der Kernteams von GRS und BMUB, die sich mit Fragen der nuklearen Sicherheit in Osteuropa bzw. im Ausland befassen. In diesem Zusammenhang wurden der aktuelle Bearbeitungsstand, aktuelle Aufgaben und ausgewählte Ergebnisse der Ostvorhaben der GRS (LV-1, LV-2, INT KoNuS u.a.) vorgestellt und diskutiert. Die GRS informierte über aktuelle Aspekte bezüglich Reaktorbaulinien und neuen Reaktoren und zur Zusammenarbeit mit den Partnerländern. Regelmäßig wurden der Status der INSC-Vorhaben und verschiedene Aspekte zur Planung und Mitarbeit in solchen Vorhaben erörtert. Darüber hinaus erfolgten hier ein Informationsaustausch und erforderliche Abstimmungen u. a. bezüglich der Vor- und Nachbereitung der Teilnahme von BMUB und/oder GRS an Sitzungen der EU, an Sitzungen der Arbeitsgruppe für nukleare Sicherheit und Sicherung der G7 (NSSG) und der EBRD-Gremien sowie an Gesprächen von BMUB und/oder GRS mit osteuropäischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden, u. a. von Russland, der Ukraine, Belarus und Armenien.

Das weitere Vorgehen bei laufenden und zukünftigen INSC-Projekten der EU wurde beraten und – soweit notwendig – abgestimmt. Informationen zum Stand der Entwicklung der internationalen Sicherheitsnetzwerke wurden ausgetauscht und deren künftige Entwicklung beraten. In diesem Zusammenhang erfolgte auch die Vorbereitung und/oder Teilnahme an diversen Abstimmungstreffen zwischen den Ressorts der Bundesrepublik Deutschland zu Themen in Osteuropa und angrenzenden Regionen.

Darüber hinaus wurden die gegenwärtige Situation und die Probleme in Tschernobyl dargestellt sowie die Aktivitäten für das Tschernobyl-Aktionsprogramm diskutiert. Einen Hauptschwerpunkt auf den „JF NuSi Ausland“-Gesprächen bildeten die Informationen

und Diskussionen zum Stand und Verlauf der laufenden BMUB-finanzierten Vorhaben zur nuklearen Sicherheit im Ausland (insbesondere Osteuropa und INSC). Die realisierten Arbeiten und erzielten Ergebnisse sind in Form von Jour-Fixe-Protokollen, Aufgabenlisten und Besprechungsunterlagen auf dem InfoServer¹ detailliert dokumentiert. Details der behandelten Themen sind auch in den nachfolgenden Kapiteln beschrieben.

Ausführliche Informationen zu den aufgeführten Stichpunkten sowie zu weiteren Inhalten der Jour Fixe Veranstaltungen sind in den o. g. 15 Jour-fixe-Protokollen zusammengestellt und für die Teilnehmer sowie das Kernteam für nukleare Sicherheit im Ausland über den InfoServer verfügbar.

¹ Der Zugang zu den Teamsites auf dem InfoServer ist den entsprechenden Bearbeiterteams und weiteren berechtigten Nutzern vorbehalten. Dies trifft generell auch auf alle weiteren Darstellungen zu, wo darauf verwiesen wird, dass Unterlagen auf dem InfoServer verfügbar sind. Die Festlegungen zum Zugang wurden durch die Teams selbst oder die Bereitsteller von Informationen getroffen und sind entsprechend einzuhalten. Auf die Zugangsbeschränkungen wird dort nicht weiter verwiesen.

4 Baulinienspezifische Arbeiten und GRS-Baulinien-Handbücher (AP 3)

4.1 Zielsetzung

In diesem Arbeitspaket wurden die Arbeiten der GRS zur systematischen baulinien-spezifischen Erfassung, Analyse und Zusammenfassung von Informationen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen russischen Designs mit Schwerpunkt auf den in Betrieb befindlichen Anlagen in Mittel- und Osteuropa unter einheitlichen fachlichen Gesichtspunkten fortgeführt. Ziel dieser Arbeiten war die Sammlung und Analyse des in der in der GRS zugänglichen Wissen zur Sicherheit der russischen Reaktorbaulinien sowie die Aufbereitung dieser Erkenntnisse für die weitere Nutzung.

4.2 Verfolgung und Auswertung von Informationen zu den Reaktorbaulinien WWER-1000, WWER-440 und RBMK

Die Baulinienverantwortlichen der GRS haben über die gesamte Laufzeit des Vorhabens die aktuellen Informationen zu den genannten russischen Reaktorbaulinien kontinuierlich verfolgt, analysiert und ausgewertet. Das betrifft sowohl Pressemeldungen als auch Mitteilungen und Publikationen der Behörden, Betreiber, Designer und Hersteller auf den entsprechenden Internetseiten als auch die Auswertung von nuklearen Informationsdiensten und ähnlichen Quellen. So wurden beispielsweise die verschiedenen Angebote des russischen Informationsdienstes „nuclear.ru“ bis zu seiner Einstellung am 1. Oktober 2016 regelmäßig im Vorhaben analysiert. Weitere wichtige Informationsquellen waren die Auswertung der Nationalen Berichte der Betreiberländer von WWER-Reaktoren zur Nuklearen Sicherheitskonvention und zur Joint Convention.

Durch die Teilnahme an internationalen Konferenzen mit Bezug zum sicheren Betrieb der russischen Reaktorbaulinien in den Betreiberländern und die Auswertung der dort vorgetragenen Präsentationen, die Auswertung der veröffentlichten Unterlagen weiterer Veranstaltungen sowie die Recherche in Fachzeitschriften und weiteren Publikationen wurden aktuelle technische Informationen gesammelt. Die Arbeitskontakte zu Experten in den Betreiberländern der Anlagen wurden genutzt, um Hintergrundinformationen zu aktuellen Fragen zu diskutieren und zusätzliche Informationen zu aktuellen Ereignissen zu erhalten.

Zu ausgewählten aktuellen Themen des sicheren Betriebs der Anlagen wurden Informationsdossiers erstellt und bei Vorliegen neuer Informationen fortgeschrieben. Beispiele dafür sind der Einsatz von Westinghouse-Brennelementen in ukrainischen WWER-Reaktoren oder zur Lebensdauerverlängerung der einzelnen Anlagen.

Die Ergebnisse dieser Arbeiten wurden in systematischer Form im Intranet der GRS bzw. auf dem InfoServer zur weiteren Nutzung durch Fachleute der GRS und des Auftraggebers bereitgestellt. Weitere Informationen dazu können auch Kapitel 4.3 entnommen werden, welches die Ergebnisse der Arbeiten zur Weiterentwicklung der GRS-Baulinien-Handbücher zusammenfasst.

Wichtige Informationen wurden darüber hinaus für die für die regelmäßigen Koordinierungstreffen mit BMUB/BfS (Jour fixe NuSi Ausland – s. auch Kapitel 3) aufbereitet und dokumentiert.

4.2.1 Ereignisse im Betrieb der Anlagen

Spezielle Aufmerksamkeit galt der Verfolgung des Störungsgeschehens in den Anlagen. Die Arbeiten hierzu bezogen sich sowohl auf die Klärung des Sachverhalts, die Analyse und Bewertung der sicherheitstechnischen Relevanz von aktuellen Ereignismeldungen als auch auf die periodische Auswertung der Meldungen im „Incident Reporting System (IRS)“ von IAEO und NEA zu meldepflichtigen Ereignissen in Kernkraftwerken russischen Designs. Die Arbeitsergebnisse hierzu wurden in die GRS-Baulinien-Handbücher eingebunden (s. auch Kapitel 4.3).

Nachfolgend wird eine unvollständige Auflistung von Ereignissen gegeben, zu denen im Rahmen der Bearbeitung des AP 3 zusätzliche Informationen eingeholt und technische Klärungen durchgeführt wurden. Weitere Informationen zu den Ergebnissen und den durchgeführten Arbeiten sind in den Baulinien-Handbüchern bzw. auf der Jour Fixe Teamsite dokumentiert.

- 03.12.2014 - Meldungen über einen „Atomunfall“ im Osten der Ukraine in deutschen Massenmedien,
- 28.12.2014 – Leistungsreduzierung nach Ansprechen des Generatorschutzes im KKW Saporishshja, Block 6,
- 15.01.2015 - Brand an einem Transformator in der Umspannstation im Kernkraftwerk nach Südukraine Undichtigkeiten am Ölbehälter der Transformator Kühlung,

- 11. April 2015 – automatische Abschaltung des Generators im Block 3 des KKW Südukraine nach defekt an der Erregermaschine,
- 13. April 2015 - kurzzeitige Unterbrechung des Leistungsbetriebs von Block 4 des KKW Rowno. wegen Kurzschluss in einer 750 kV Freileitung außerhalb des Kraftwerks,
- 25.06.2015 – Leck im Dampferzeuger 4 des KKW Temelin-2 (2-3 m³/h) nach Leck in einer Entlüftungsleitung des PKL
- 16.07.2016 – Abfahren des Blocks 1 im KKW Chmelnzyky nach erhöhte Leckagen aus dem PKL in den SKL im DE 1,
- 10.07.2016 – Absturz des RDB des im Bau befindlichen Blocks 1 des KKW Belarus während eines Transportvorgangs im Zwischenlager aus einer Höhe von 2-4 Metern,
- 10.11.2016 – Abschaltung des Blockes 1 im KKW Nowoworonesh-II nach Generatorschaden im Probebetrieb

Neben den Arbeiten im Zusammenhang mit aktuellen Ereignissen wurden regelmäßig im „International Reporting System for Operating Experience (IRS)“ der IAEO gemeldete Ereignisse erfasst und ausgewertet und zwar für die folgenden Reaktortypen:

- WWER-440;
- WWER-1000;
- RBMK und KKW Bilibino;
- CANDU und andere Schwerwasser-Reaktoren (wegen des in Rumänien betriebenen KKW Cernavoda);
- BN (schneller Brutreaktor im KKW Belojarsk);
- Slowenisches KKW Krško (Druckwasserreaktor der Firma Westinghouse).

Bei den im IRS gemeldeten Ereignissen können mehrere Monate, aber im Extremfall auch Jahre zurück liegen bis die Meldung veröffentlicht wird. Das Ereignis mit der IRS-Nr. 8587 in der kanadischen Anlage Gentilly-2 lag als seltener Extremfall sogar 13 Jahre zurück. In einigen Fällen gibt es zunächst relativ kurzfristige vorläufige Berichte (Preliminary Reports), die später durch Hauptberichte (Main Reports) ergänzt werden, die dann bereits Ergebnisse der Analyse mit enthalten. Meistens liegen jedoch nur Main-Reports vor. Vom Meldedatum bis zur Veröffentlichung in der IRS-Datenbank kann mitunter auch noch einige Zeit vergehen.

In einigen Fällen werden auch „generische Berichte“ (Generic Reports) erstellt. Dabei handelt es sich um Ereignisse die mehrere Blöcke an einem Standort betreffen (z.B. Versorgungseinrichtungen oder Zwischenlager für bestrahlten Kernbrennstoff) oder anlagenübergreifend für einen Kraftwerkstyp oder mehrere Typen sind (z.B. Ereignisse aufgrund von typenspezifische Mängeln, Wartungsvorschriften, Sicherheitskultur u.a.).

Eine Einstufung nach der INES-Skala ist oft, aber nicht immer mit angegeben. Wenn keine Einstufung angegeben ist, handelt es sich in der Regel um ein INES-0-Ereignis. Im Berichtszeitraum wurden insgesamt 8 Ereignisse in der INES-Stufe 1 angegeben. Dabei handelt es sich in vier Fällen um CANDU-Reaktoren (Indien und Kanada), in zwei Fällen um einen WWER-1000 (KKW Temelin) und jeweils in einem Fall um einen WWER-440 (KKW Loviisa) und um einen schnellen Brüter (KKW Belojarsk). Höhere Einstufungen wurden bei den betrachteten IRS-Ereignissen nicht angegeben.

Die Qualität und der Umfang der Berichte sind sehr unterschiedlich. Mitunter sind sie durch Zeichnungen, Fotos oder andere zusätzliche Informationen ergänzt.

Die entsprechenden IRS-Meldungen wurden routinemäßig, in der Regel einmal jährlich erfasst und aufbereitet. Dabei wurden Tabellen zu jedem Anlagentyp erstellt in denen die Informationen zu den jeweiligen Ereignissen zusammengefasst sind. Über die entsprechend angelegten Links kann man zu den detaillierten Beschreibungen der Ereignisse gelangen. Diese Informationen werden in die jeweiligen Baulinienhandbücher eingepflegt. In den Baulinienhandbüchern werden die Ereignisse sowohl baulinienspezifisch, als auch standortspezifisch dargestellt.

Die aus dem IRS erfassten Informationen wurden von der GRS für Sicherheitsuntersuchungen genutzt. Tendenzen werden verfolgt und ausgewählte Ereignisse werden tiefgreifender untersucht. Dazu werden dann gegebenenfalls weitere Recherchen durchgeführt. So wurde zum Beispiel das Ereignis im Block 2 des tschechischen KKW Temelin von 25.06.2015 (IRS Nr. 8495) mit einer Leckage vom Primär- in den Sekundarkreislauf (PRISE-Leck) durch die Entlüftungsleitung in einem der Dampferzeuger) von der GRS weiterführend untersucht und analysiert.

Die Schwerpunkte der Ereignisse lagen im Vorhabenzeitraum in den folgenden Bereichen:

- Ereignisse im Zusammenhang mit dem Versagen von elektrischen oder leit-technischen Ausrüstungen. Ein großer Teil der Ereignisse ist auf Bedienungs- und Wartungsfehler zurückzuführen. Ein Teil dieser Meldungen betrifft auch die installierten Notstromdiesel,
- Leckagen an wärmetechnischen Ausrüstungen. Hier traten vor allem geringfügige Leckagen an Flansch- und Schweißverbindungen auf, die teilweise auch zu einer Verschlechterung der radiologischen Situation führten. Ein Schwerpunkt lag dabei bei Reaktoranlagen der Baulinien RMBK und CANDU,
- Fehler bei der Wartung und Instandhaltung der Ausrüstungen durch Mängel bei der Qualitätssicherung und Sicherheitskultur. Solche Ereignisse hatten teilweise auch generischen Charakter. Neben Fehlern des eigenen Personals fielen auch Probleme beim Einsatz von Fremdpersonal während der Revisionen auf,
- Ereignissen beim Umgang mit Hebezeugen (z.B. Lastenabstürze) und bei transporttechnischen Operationen. Insbesondere in russischen Anlagen wurden vermehrt solche Ereignisse gemeldet. So wurde über den Absturz des Schutzrohrblocks in das noch leere Abklingbecken auf der Baustelle des KKW Lenin-grad II berichtet (IRS-Nr. 8564),
- Überschreitung von zulässigen Grenzwerten der Strahlendosis für das Personal in KKW,
- Arbeitsunfälle in kerntechnischen Anlagen mit Personenschaden ohne Einfluss auf die kerntechnische Sicherheit,
- In einigen Fällen wurden Schäden identifiziert, die eine potentielle Gefahr für Fehler aus gemeinsamer Ursache darstellen können (z.B. IRS-Nr. 8576 zur Verwendung unzureichend qualifizierter Relais in finnischen Anlagen, IRS-Nr. 8543 zu verschmutztem Brennstoff in Notstromdieseln, IRS-Nr. 8538 zum Brandschutz im KKW Rostow).

4.2.2 Arbeitstreffen mit ukrainischen und russischen Experten zur Auswertung der Betriebserfahrungen der Kernkraftwerke

Bei der Planung des Vorhabens ist die GRS davon ausgegangen, dass ähnlich wie in den vorangegangenen Vorhaben, ein gemeinsames Arbeitstreffen mit russischen und ukrainischen Experten zum Erfahrungsaustausch über die Auswertung der Betriebserfahrungen der Kernkraftwerke in den drei Ländern organisiert und durchgeführt wird. Wegen der politischen Veränderungen in der Ukraine und den daraus resultierenden politischen Spannungen im Verhältnis beider Länder erwies sich diese bewährte Lösung als nicht mehr realisierbar.

Deshalb mussten zwei getrennte Treffen durchgeführt werden. Das Treffen mit den ukrainischen Experten fand vom 27.-29.06.2016 in der GRS in Berlin statt. Neben Vertretern der ukrainischen atomrechtlichen Regulierungsbehörde SNRIU, des SSTC NRS und der GRS nahm auch ein Vertreter des KKW Grohnde an der Veranstaltung teil. Während des Arbeitstreffens wurden die folgenden Themen diskutiert:

- Analyse von meldepflichtigen Ereignissen bei den Regulierungsbehörden und bei den Betreibern in der Ukraine und in Deutschland,
- sicherheitstechnisch wichtige Ereignisse in ukrainischen und deutschen KKW,
- ukrainisches integrales System der Überwachung der Sicherheit der KKW,
- Lebensdauererlängerung ukrainischer KKW unter Berücksichtigung der Betriebserfahrungen und Altersprozesse der Ausrüstungen,
- Alterungsmanagement in deutschen KKW,
- Berücksichtigung wenig bedeutender (nicht meldepflichtiger) Ereignisse bei der Bewertung der Sicherheit,
- Feedback der Betriebserfahrungen im KKW Grohnde,
- neue Aspekte der Effizienz der kontrollierten Druckentlastung des Containments,
- quantitative Methoden zur Analyse von Betriebsstörungen von KKW, im Besonderen Precursor-Analysen.

Das Arbeitstreffen mit Experten der russischen Behörde Rostekhnadzor und ihrer TSO SEC NRS zum Erfahrungsaustausch über die Auswertung der Betriebserfahrungen deutscher und russischer Kernkraftwerke wurde am 22. und 23.05.2017 ebenfalls bei der GRS in Berlin durchgeführt. Dabei wurde in den vorbereiteten Präsentationen über folgende Themen informiert:

- Auswertung der Betriebsstörungen in russischen KKW mit WWER-Reaktoren im Zeitraum 2013-2016,
- Ausgewählte Vorkommnisse in russischen KKW mit WWER-Reaktoren im Zeitraum von Juni 2016 bis Mai 2017
 - Ansprechen des Sicherheitssystems (BRU-A) am 01.08.2016 im KKW Kalinin, Block 4, zur Begrenzung des Dampfdrucks während einer Leistungseinsenkung des Turbogenerators durch mit gelösten Gasen gesättigtes Öl im Turbinen-Regelsystem
 - Reaktorschnellabschaltung am 10.11.2016 im KKW Nowoworonesh-II, Block 1, wegen Spannungsausfall an 3 von 4 arbeitenden HKMP nach Generatorschaden

- Ansprechen des Sicherheitssystems (BRU-A) am 25.12.2016 im KKW Rostow, Block 1 zur Druckbegrenzung im Sekundärkreislauf nach Netztrennung von Hand wegen nichtabsperbarem Leck im Wasserstoff-System des Generators,
- Überblick über die Betriebserfahrung deutscher Anlagen 2011 – 2017,
- Detailanalyse ausgewählter Ereignisse:
 - WLN 2016/11 - „Gelöste Laufradmutter in einer Nachkühlpumpe“;
 - WLN 2017/04 - „Erhöhte Oxidschichtdicke an Brennstabhüllrohren von Brennelementen“;
 - Betriebserfahrung deutscher Anlagen – Ereignisse an Dieseleratoren.

In der lebhaften Diskussion zu den vorgestellten Ereignissen konnten sowohl technische Detailfragen geklärt als auch verschiedene Aspekte des Systems der Erfassung und zum Erfahrungsrückfluss aus der Betriebserfahrung in Deutschland und Russland vertieft werden.

Generell wurde von den Teilnehmern beider Arbeitstreffen unterstrichen, dass sie im Verlauf des durchgeführten Erfahrungsaustausches nützliche Informationen und Anregungen für die eigenen Arbeiten auf dem Gebiet der Auswertung der Betriebserfahrung erhalten haben. Deshalb haben alle Teilnehmer der Arbeitstreffen ihr Interesse an einer Fortführung des Erfahrungsaustauschs bekundet.

Alle Unterlagen zu beiden Arbeitstreffen (Akttenotiz in Deutsch und Russisch, Agenda, Teilnehmerliste und sämtliche Präsentationen) wurden auf dem InfoServer auf den entsprechenden Seiten des GRS Cooperation Portal (GCP) und in die Baulinien-Handbücher eingepflegt.

4.2.3 Fachdossiers zu aktuellen sicherheitstechnischen Fragestellungen

Zu aktuellen sicherheitstechnischen Fragestellungen mit Bezug auf kerntechnische Anlagen in Osteuropa wurden von der GRS im Rahmen des AP 3 Fachdossiers erstellt. Damit kann auf das vorhandene Wissen in konzentrierter Form jederzeit zugegriffen werden. Diese Dossiers werden bei vorliegenden neuen Informationen aktualisiert bzw. ergänzt. Neben den Dossiers steht eine umfangreiche weiterführende Dokumentation zur Verfügung. Anbei als Beispiel der stark zusammengefasste Inhalt verschiedener Fachdossiers.

Verwendung von Brennelementen der Firma Westinghouse (TVS-W bzw. TVS WR) in der Ukraine

Beim Brennstoff des Typs TVS-W handelt es sich um Kernbrennstoff der amerikanischen Firma Westinghouse für Kernreaktoren russischer Bauart des Typs WWER, der im schwedischen Westinghouse-Werk Västerås hergestellt wird.

Im Jahr 2005 wurden im ukrainischen Kernkraftwerk Südukraine im Block 3 erstmal sechs Brennelemente der Firma Westinghouse erprobt, die kostenlos zur Verfügung gestellt wurden. Der Einsatz von Brennelementen eines anderen Herstellers erfolgte hauptsächlich mit der Zielstellung den Markt zu diversifizieren und somit Druck bei den Preisverhandlungen mit der russischen Firma TVEL ausüben zu können.

Mitte 2009 begann ein weiterer Test von zunächst weiteren 42 Westinghouse-Brennelementen. Nachdem der Betreiber Energoatom weitere Verträge mit Westinghouse abgeschlossen hatte, wurde der Block 3 des KKW Südukraine mit weiteren 42 Brennelementen des Typs TVS-W beladen. Der Block 2 des KKW Südukraine wurde im Jahr 2011 ebenfalls mit Brennelementen dieses Typs beladen. Durch die ukrainische Regulierungsbehörde SNRIU wurde der Einsatz von TVS-W-Brennelementen im KKW Südukraine in den Blöcken 2 und 3 jeweils im Mischbetrieb mit russischen Brennstoffkassetten zu Testzwecken genehmigt. Dazu wurden entsprechende Analysen durchgeführt.

Im Frühjahr 2012 wurde durch die Aufsichtsbehörde die Entladung aller TVS-W-Brennelemente aus dem Druckgefäßen der Blöcke 2 und 3 im Block 3 des Kernkraftwerks angeordnet. Dabei wurden an zahlreichen Brennelementen konstruktionsbedingte Defekte entdeckt, insbesondere im Bereich der Distanzierungsgitter, des Fußteils und der Anpressfedern im Kopfteil. Undichtigkeiten der Brennstäbe wurden jedoch nicht gefunden. Defekte Brennelemente wurden nicht weiter verwendet. Intakte Brennelemente des Typs TVS-W wurden jedoch weiter getestet.

Die ukrainische kerntechnische Regulierungsbehörde SNRIU ordnete Nachbesserungen als Bedingung für die weitere Erprobung des Brennstoffs der Firma Westinghouse an. Durch den Hersteller wurde ein neuer robusterer Brennelementtyp entwickelt (TVS-WR). Der Brennstoff wurde erstmals im Dezember 2014 im Block 3 des KKW Südukraine eingesetzt. Darüber hinaus wurde die Umladetechnologie angepasst.

Brennelemente des Typs TVS-WR werden inzwischen in mehreren Blöcken der KKW Südukraine und Saporishshja im Mischbetrieb verwendet. Bisher sind keine technischen Schwierigkeiten bekannt geworden.

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens werden umfangreiche Sicherheitsnachweise und Analysen durchgeführt. Diese betreffen unter anderem auch Fragen des Mischbetriebs. Von der russischen Seite wurde dieser Einsatz stark kritisiert. In der internationalen Praxis ist der Einsatz von Brennelementen verschiedener Hersteller in einem Kern nicht unüblich, setzt aber umfangreiche analytische Nachweise voraus. Im Rahmen der bilateralen Zusammenarbeit zwischen der GRS und dem SSTC NRS werden gemeinsame Aktivitäten auf diesem Gebiet durchgeführt.

Mit dem Ziel einer Verminderung der Abhängigkeit von russischen Brennstoffimporten erhöht die Ukraine weiter den Anteil des verwendeten Kernbrennstoffs der Firma Westinghouse. Dennoch wird die russische Firma TVEL auch in den nächsten Jahren der größte Lieferant an Kernbrennstoff für die ukrainischen Kernkraftwerke bleiben.

Die GRS wird die weitere Entwicklung zum Einsatz von Kernbrennstoff der Firma Westinghouse in ukrainischen Kernkraftwerken verfolgen. Zu dem Thema liegt eine umfangreiche technische Dokumentation vor.

Lastwechselbetrieb in ukrainischen Kernkraftwerken

In der Ukraine war es bisher üblich die Kernkraftwerke ausschließlich mit Volllast, oder bei entsprechenden Anforderungen des Lastverteilers über einen längeren Zeitraum mit einer Teillast zu betreiben. Ein direkter Lastfolgebetrieb, insbesondere über das Tagesprofil hinweg wurde allerdings bis jetzt nicht praktiziert und war so auch nicht vorgesehen.

Der relative Anteil der Erzeugung von Elektroenergie aus Kernkraftwerken ist in der letzten Zeit stark gestiegen und beträgt fast 60%. Ein Grund dafür liegt in der Nichtverfügbarkeiten von Kohlekraftwerken und Kohleschächten, die sich jetzt im von Separatisten kontrollierten Gebiet befinden. In der letzten Zeit kamen geringe Niederschlagsmengen hinzu, wodurch das Wasserniveau in den Talsperren der Wasserkraftwerke, die sonst für die Abdeckung der Spitzenlasten eine große Rolle spielen, keinen optimalen Betrieb zuließ.

In der Ukraine werden gegenwärtig 15 KKW-Blöcke betrieben. Dabei handelt es sich ausschließlich um Druckwasserreaktoren sowjetischer Bauart vom Typ WWER (13 Anlagen mit einer Blockleistung von 1000 MW und zwei Anlagen mit einer Blockleistung von 440 MW).

Durch die ukrainische Regierung wird der baldmöglichste Übergang zum Lastwechselbetrieb bei Kernkraftwerken angestrebt. Dieses Bestreben wird in der Ukraine zum Teil kontrovers diskutiert.

Der staatliche Betreiberkonzern aller ukrainischer Kernkraftwerke NAEK Energoatom ist bestrebt, die Kraftwerke weiter in Grundlast zu betreiben. Neben technischen Gründen ist ein Lastwechselbetrieb vor allen aus wirtschaftlichen Gründen für den Betreiber nicht attraktiv. Einerseits erfordert das neue Betriebsregime zusätzliche Investitionen in der Anlagentechnik und andererseits wird durch die fehlenden Mengen der verkauften Elektroenergie das Betriebsergebnis verschlechtert. Der Betreiber fordert entsprechende Kompensationen und gegebenenfalls Anpassungen in der Tarifpolitik.

Im Block 2 des KKW Chmelnyzky wurden erste Tests zu einem möglichen Lastfolgebetrieb durchgeführt. Durch den Betreiber NAEK Energoatom wurde eine entsprechende Dokumentation zur Einführung eines Lastfolgebetriebs im Bereich von 75% bis 100% der Nominalleistung ausgearbeitet und mit der ukrainischen atomrechtlichen Aufsichtsbehörde SNRIU abgestimmt. Auf der Grundlage dieser genehmigten Dokumente wurden 2015 insgesamt 21 Lastwechselzyklen gefahren.

Über die Ergebnisse der Tests wurde ein Bericht erstellt und der Aufsichtsbehörde übergeben. Der Betreiber ist der Auffassung, dass insgesamt zur weiteren Erprobung ca. 200 Lastwechselzyklen gefahren werden müssen um den Lastfolgebetrieb für die ukrainischen Kernkraftwerke einführen zu können. Dafür werden einschließlich der erforderlichen Analysen und Modernisierungsarbeiten mindestens zwei Jahre veranschlagt.

Sowohl SNRIU als auch NAEK Energoatom ziehen eine positive Bilanz aus den im Jahr 2015 im Block 2 des KKW Chmelnyzky durchgeführten Tests. Der vom Betreiber erstellte Bericht wurde von der Aufsichtsbehörde begutachtet. Im Ergebnis der Begutachtung wurden von SNRIU weitere Auflagen an den Betreiber erteilt.

Von der Seite des Betreibers und des Energieministeriums wurde betont, dass ein Übergang zum Lastfolgebetrieb ohne Genehmigung durch die atomrechtliche Regulierte Behörde unter Beachtung der geltenden Vorschriften und Prozeduren nicht erfolgen wird.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass der Lastwechselbetrieb in WWER-Anlagen möglich erscheint. Wichtig ist in jedem Fall die Durchführung der erforderlichen Analysen, Tests und erforderlichenfalls Modernisierungsarbeiten. Das neue Betriebsregime muss entsprechend der gültigen Vorschriften und Verfahrensweisen genehmigt werden. Für die ukrainischen Kernkraftwerke ist zu erwarten, dass neben den sicherheitstechnischen Untersuchungen und Nachweisen vor dem Übergang zum Lastfolgebetrieb noch weitere wirtschaftliche Analysen durchgeführt werden.

Die GRS wird die weitere Entwicklung zum Lastwechselbetrieb in ukrainischen Kernkraftwerken verfolgen. Zu dem Thema liegt eine umfangreiche technische Dokumentation vor.

Lebensdauererweiterung in den Blöcken 1 und 2 des KKW Saporishshja

Die Blöcke 1 und 2 des KKW Saporishshja gingen in den Jahren 1985 bzw. 1986 in Betrieb und haben damit ihre genehmigte 30jährige Betriebszeit erreicht. Es sind weltweit die ältesten Anlagen der Baureihe WWER-1000/W-320 und die ersten, für die eine Betriebsdauererweiterung erforderlich wurde. Der Betreiber hatte deshalb einen Antrag auf Genehmigung für eine Betriebsdauererweiterung gestellt.

Bedingung für die Lebensdauererweiterung war die Bewertung des technischen Zustands der Anlage und die Durchführung einer Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ). Die Dokumentation wurde von der kerntechnischen Regulierte Behörde SNRIU und deren TSO, dem SSTC NRS begutachtet. Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens wurden auch weitere Behörden einbezogen (z.B. Brandschutz, Umweltschutz, Gesundheit).

Ebenfalls Bedingung war die Umsetzung der vorgesehenen Maßnahmen aus dem Modernisierungsprogramm für alle in der Ukraine in Betrieb befindlichen KKW-Blöcke, dem Complex (consolidated) safety upgrade program (CCSUP) ein. In diesem Programm sind auch die im Ergebnis der durchgeführten Stresstests erstellten Post-Fukushima-Maßnahmen enthalten. Empfehlungen der IAEO (SSG-25) und die

„WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors“ mussten mit berücksichtigt werden.

Technische Probleme der Betriebsdauerverlängerung lagen vor allem im Nachweis der Festigkeit der Strukturen und Ausrüstungen für die Seismik am Standort. Die Grundbeschleunigung am Standort wurde von ursprünglich 0,05 g auf 0,17g erhöht. Probleme gab es auch bei Wartung und Ersatzteilbeschaffung für die stationären Notstromdiesel.

Für die Blöcke 1 und 2 des KKW Saporishshja wurde im Herbst 2016 der Weiterbetrieb für 10 Jahre genehmigt. Die Genehmigung erfolgte mit Auflagen. Nicht alle Voraussetzungen, insbesondere die vollständige Umsetzung des CCSUP wurden im vollen Umfang erfüllt.

4.2.4 Teilnahme und Auswertung von Konferenzen zur Sicherheit der WWER-Reaktoren

Wie bereits einleitend gesagt bildete die Teilnahme an internationalen Konferenzen mit Bezug zum sicheren Betrieb der russischen Reaktorbaulinien in den Betreiberländern eine wichtige Quelle für aktuelle, belastbare Informationen zu Sicherheitsstatus der Kernanlagen, technischen Neuentwicklungen sowie zu den geplanten Aktivitäten der verschiedenen Player in der Kernenergiewirtschaft der Länder. Darüber hinaus bietet sie die Möglichkeit des persönlichen fachlichen Austauschs mit anderen teilnehmenden Experten. Nachfolgend werden kurze Informationen über die im Rahmen der Bearbeitung des AP 3 besuchten und ausgewerteten Konferenzen gegeben.

Internationale Wissenschaftlich-Technische Konferenz "Safety assurance of NPP with VVER“ vom 19. - 22. Mai 2015 in Podolsk (Russland)

Die Konferenz wird im Zweijahresrhythmus vom Hauptkonstrukteur der WWER-Anlagen, OKB „Gidropress“, mit Unterstützung von „Rosatom“ durchgeführt. Die Veranstaltung war mit ca. 250 Teilnehmern aus 14 Ländern sehr gut besucht. In den 14 eingeladenen Plenarvorträgen wurde über aktuelle Ergebnisse der russischen Atomwirtschaft, über den Stand der Umsetzung des russischen Kernenergieprogramms und Entwicklungsaufgaben und -perspektiven speziell für die russischen Druckwasserreaktoren der Baulinie WWER informiert. In den sechs Fachsektionen (insgesamt 165 Vorträge) waren die Vorträge zu aktuellen Ergebnissen der russischen Reaktorsicherheitsforschung bei der Entwicklung und Validierung von Störfallanalyse-Codes und der experimentellen Überprüfung von neuen konstruktiven Lösungen, aber auch Beiträge

zur Betriebserfahrung der laufenden Anlagen und zu sicherheitserhöhenden Maßnahmen von besonderem Interesse. Darüber hinaus diente die Konferenzteilnahme auch der Kontaktpflege mit den Partnern in laufenden und geplanten Ostvorhaben.

Internationale Wissenschaftlich-Technischen Konferenz „Sicherheit, Effektivität und Ökonomie der Kernenergiewirtschaft“ vom 25. - 27.05.2016 in Moskau

Diese Konferenz des einzigen russischen KKW-Betreibers Konzern „Rosenergoatom“ findet ebenfalls alle zwei Jahre im Wechsel mit der Gidropress-Konferenz statt. Die Konferenz bietet alle zwei Jahre eine sehr gute Möglichkeit, die aktuellen Informationen zum Stand der Kernenergieentwicklung in Russland einzuholen und behandelt praktisch alle aktuellen Themen der friedlichen Nutzung der Kernenergie in Russland. Die Schwerpunkte der diesjährigen Konferenz waren:

- Sicherer und effizienter Betrieb der Kernkraftwerke;
- Wirtschaftliche Fragen der Kernenergienutzung;
- Entwicklung der Kernenergie;
- Internationale Zusammenarbeit im Bereich der KKW-Sicherheit;
- Personalkapazitäten.

Das Konferenzprogramm umfasste zwei Vortragskategorien: Plenarsitzung mit Übersichtsvorträgen und Sektionssitzungen mit Fachbeiträgen. Interessante und informative Vorträge in der Plenarsitzung des ersten Konferenztages waren:

- Aktuelle Situation der Kernenergieentwicklung in Russland;
- WWER-1200, Besonderheiten bei der Inbetriebnahme;
- BN-800, Besonderheiten bei der Inbetriebnahme;
- Projekt „PRORYV“ (Durchbruch);
- Weiterentwicklung der WWER-Technologie;
- Reaktoranlage BN-1200 als Grundlage für den Übergang zu einem geschlossenen Brennstoffkreislauf in einer Zwei-Komponenten Kernenergiewirtschaft.

Die Vorträge verdeutlichten, dass Russland weiter mit hoher Priorität die Entwicklung der Kerntechnik vortreibt und die Nutzung russischer Nukleartechnik im In- und Ausland aktiv fördert. Auf Grund der schwierigen wirtschaftlichen/finanziellen Lage in Russland mussten zwar Abstriche an früheren Zielen vorgenommen werden, die positive Dynamik setzt sich aber fort.

V. Internationale wissenschaftlich-praktischen Konferenz „Sicherheit und Effizienz in der Kernenergiewirtschaft“ vom 05. - 09.09.2016 in Odessa (Ukraine)

Die Konferenz wurde vom Betreiberkonzern der ukrainischen KKW, NAEK Energoatom, gemeinsam mit der ukrainischen Akademie der Wissenschaften, der Technischen Universität Odessa und der ukrainischen kerntechnischen Gesellschaft organisiert. Das Konferenzprogramm umfasste zwei Vortragskategorien: Plenarsitzung mit Übersichtsvorträgen und vier Sektionssitzungen mit Fachbeiträgen. Als wissenschaftlich-praktische Konferenz lag ein Schwerpunkt in der wissenschaftlichen Analyse des Betriebsgeschehens, insbesondere im Hinblick auf die Sicherheit und der Nutzung neuer Erkenntnisse aus der Forschung in der Praxis. Fragestellungen der atomrechtlichen Genehmigungsverfahren wurden in mehreren Präsentationen der TSO der ukrainischen atomrechtlichen Regulierungsbehörde, dem SSTC NRS dargestellt.

Die Konferenz verdeutlichte, dass die Ukraine die Entwicklung der Kerntechnik weiter mit hoher Priorität vorantreibt. Die Lebensdauer für alle 15 in Betrieb befindlichen Kernkraftwerksblöcke soll über den Auslegungszeitraum von 30 Jahren verlängert werden. Des Weiteren ist geplant, bis zum Jahr 2022 die Blöcke 3 und 4 des KKW Chmelnyzky als modernisierte WWER-1000/W-320 in Betrieb zu nehmen. Langfristig ist die Errichtung neuer Anlagen auch an neuen Standorten vorgesehen. Durch den gegenwärtigen Konflikt in der Ostukraine besteht ein akuter Mangel an Kohle für den Betrieb der in der Ukraine befindlichen Wärmekraftwerke. Durch den Anstieg des relativen Anteils der Kernenergie an der Erzeugung von Elektroenergie auf teilweise über 60 % besteht die Notwendigkeit des ursprünglich nicht vorgesehenen Lastwechselbetriebs in den ukrainischen KKW.

11. Internationales Nuklearforum „Sicherheit der Kerntechnologien“ vom 3. - 7.10. 2016 in St. Petersburg

Die Veranstaltung wurde von der Staatskorporation Rosatom in Zusammenarbeit mit der IAEO organisiert und verfolgte das Ziel das Sicherheitsniveau in den kerntechnischen Anlagen durch den Erfahrungsaustausch auf dem Gebiet der Sicherheitskultur zu verbessern. An der Veranstaltung nahmen über 300 russische und ausländische Experten aus neun Ländern aus führenden Unternehmen des Kernenergiekomplexes Russlands, Projektierungs- und wissenschaftlich-technische Organisationen sowie Vertreter von IAEO und Behörden teil. Während der Konferenz wurden die Themen „Entwicklung der gesetzgebenden sowie rechtlichen Rahmenbedingungen auf dem Gebiet

der Sicherheitskultur in der Kerntechnik“ und „Integration der Sicherheitskultur in das Managementsystem der Organisation“ erschlossen. In den Sektionssitzungen wurde über nationale und internationale Erfahrungen bei der Verbesserung der Sicherheitskultur, Modelle der Sicherheitskultur sowie die Erhaltung und Weitergabe des kritischen Wissens berichtet. Im Laufe der Diskussionen wurden u. a. Fragen der Interaktion von Mensch, Technik und Organisation sowie die praktischen Methoden zur Verbesserung der Sicherheitskultur behandelt.

III. Central and Eastern Europe Nuclear Power Congress am 28./29.11 2016 in Warschau

Außerdem nahm ein GRS-Experte am III. Central and Eastern Europe Nuclear Power Congress in Warschau teil, der von der SZ&W Group organisiert wurde. Der Fokus des Kongresses lag auf Neubau und Lebensdauererweiterung von Kernkraftwerken in Mittel- und Osteuropa. Die wichtigsten Erkenntnisse aus dem Kongress betrafen Informationen aus erster Hand zu geplanten KKW-Neubauten und Lebensdauererweiterungen der laufenden Anlagen in Polen, Finnland, Tschechien, der Slowakei, Ukraine, Bulgarien, Ungarn, Rumänien, Weißrussland und Litauen. Diese Informationen wurden in die entsprechenden Informationssysteme der GRS (z.B. Länderinformationen in der „Wissensbasis Nukleare Sicherheit im Ausland“) eingearbeitet.

Internationale Wissenschaftlich-Technische Konferenz des OKB „Gidropress“ "Safety assurance of NPP with VVER“ vom 16.-19. Mai 2015 in Podolsk)

An der nunmehr zehnten Konferenz des Hauptkonstruktors der WWER-Anlagen OKB „Gidropress“ nahmen zwei GRS-Mitarbeiter teil. Die Veranstaltung war mit über 240 Teilnehmern aus 14 Ländern wiederum gut besucht. In den 13 Plenarvorträgen und 146 Vorträgen in den sieben Fachsektionen wurde ein breites Spektrum von Themen zu Projektierung, Fertigung, Betrieb und nukleare Sicherheit der WWER-Anlagen abgedeckt.

In den eingeladenen Präsentationen auf der Plenarsitzung wurde ein Überblick über aktuelle Aufgaben und Ergebnisse im Zusammenhang mit der Entwicklung, Projektierung, Errichtung und Inbetriebnahme, Betrieb und Nachrüstung der WWER-Reaktorbaulinie auf den verschiedensten Fachgebieten gegeben. Rosenergoatom berichtete über die Ergebnisse der Jahre 2015 und 2016 und über die Herausforderungen für 2017 speziell im Hinblick auf die Rolle der Designerorganisationen. In mehreren Vorträgen (Prometei, Kurtschatow-Institut) wurden aktuelle Fragen der Werkstofftech-

nik zur Verbesserung der Werkstoffe für neue Projekte, zur Lebensdauererlängerung der laufenden Anlagen sowie zur technologischen Entwicklungen für WWER (SKODA) vorgestellt. Der Vortrag des Brennstoffkonzerns „TVEL“ war perspektivischen Entwicklungsrichtungen für die Brennelemente der WWER gewidmet.

UJV Rez stellte den Status und die weiteren Arbeiten zum Nachweis der Realisierung der Schmelzerückhaltung im RDB (IVR) der WWER-1000-Reaktoren dar.

Im interessanten Vortrag von SEC NRS wurde erklärt, dass die neuen russischen WWER-Projekte unter Berücksichtigung der neuen OPB (HP-001-15) und der Ergebnisse der „post-Fukushima“ Analysen den aktuellen internationalen Sicherheitsanforderungen entsprechen. Darüber hinaus wurde über Aktivitäten und Ergebnisse im Rahmen des MDEP (Multinational Design Evaluation Programme) und hier besonders über die Tätigkeit der Arbeitsgruppe WWER berichtet.

Auffällig war in diesem Jahr bei den Plenarvorträgen die häufig vorgetragene Forderung nach einer Verbesserung der ökonomischen Kennziffern. Zwei Plenarvorträge waren der Verbesserung der Organisation der Arbeiten in der Entwicklung und Errichtung neuer Anlagen unter dem Gesichtspunkt der Verbesserung der Konkurrenzfähigkeit der neuen WWER gewidmet („Atomenergomasch“, „Atomstroyexport“).

Auch in der Präsentation des Veranstalters OKB „Gidropress“ zu den aktuellen Herausforderungen für den Hauptkonstrukteur der WWER-Anlagen wurde die Senkung der spezifischen Investitionen beim Bau der WWER, die Verkürzung der Bauzeiten, die Verlängerung der Lebensdauer der Komponenten und die Senkung des spezifischen Brennstoffverbrauchs als Hauptanforderungen genannt. Daneben wurden interessante Details zu den aktuellen Arbeiten für ausländische Anlagen, zur Lebensdauererlängerung und zur Leistungserhöhung der Anlagen genannt. Abb. 4.1 zeigt die Kraftwerksprojekte an denen OKB „Gidropress“ derzeit beteiligt ist.

Als Forschungsschwerpunkte für die Weiterentwicklung der Baulinie WWER wurden nach wie vor der WWER-S mit Spektralregelung (evolutionär) und der WWER-SKD (innovativ) mit überkritischem Kühlmittel propagiert. Bei letztgenanntem Konzept der Generation IV sieht man sich international im Rückstand. Russland hat seine Mitarbeit an den internationalen Forschungsarbeiten auf diesem Gebiet bis 2026 verlängert. Neu waren Aussagen zu einem Konzept eines SMR auf Basis eines WWER-Reaktors mit einer Leistung von ca. 200 MWel.



Abb. 4.1 Errichtung neuer WWER-Kraftwerke

Über die Ergebnisse und Erkenntnisse aus der Teilnahme an den oben genannten Veranstaltungen wurde auf den Veranstaltungen des Jour Fixe NuSi Ausland und in den Dienstreiseberichten berichtet. Wichtige Informationen, wie zum Beispiel technische Lösungen für verschiedene Reaktorbaulinien wurden in die entsprechenden Informationssystem der GRS (z.B. Wissensbasis NuSi Ausland, Baulinien-Handbücher, Dossier „Russische Reaktorkonzepte“) eingearbeitet. Die umfangreichen Konferenzunterlagen wurden aufbereitet und über den InfoServer im Portal für Nukleare Sicherheit im Bereich Internationales/Konferenzen und Tagungen für eine weitergehende Auswertung zur Verfügung gestellt.

4.2.5 Workshop Anlagentechnik russische Reaktoren

Am 13. und 14. April 2015 wurde in der GRS in Berlin auf Initiative des Referats RS I 5 ein Workshop zur Funktionsweise und Anlagentechnik der WWER- und RBMK-Reaktoren für die Mitarbeiter des GRS Kernteams NuSi Ausland durchgeführt. Weitere Teilnehmer waren Mitarbeiter des BMUB und des BfS.

Der Workshop beinhaltete sowohl grundlegende physikalisch-technische Inhalte als auch historische Zusammenhänge bei der Entwicklung der russischen Reaktortechnik. In einem Übersichtsvortrag wurde der gegenwärtige Stand der russischen Atomwirtschaft vorgestellt und besprochen. Schwerpunkt waren die ausführlichen technischen Erläuterungen zu den einzelnen Baureihen der russischen kerntechnischen Anlagen, wobei die sicherheitstechnischen Merkmale und Besonderheiten sowie das Störfallverhalten der jeweiligen Reaktortypen im Vordergrund standen. Dabei wurde auch auf durchgeführte sicherheitstechnische Modernisierungen und geplante Lebensdauererlängerungen eingegangen.

Die Entwicklung und die sicherheitstechnischen Besonderheiten der RBMK-Reaktoren wurden gesondert dargestellt. Dabei wurde auch ausführlich auf den Unfall von Tschernobyl vom 26.04.1986 und dessen Folgen eingegangen. Einen großen Teil der Darstellungen und Diskussionen umfassten ebenso sicherheitstechnische Fragen der neuen russischer Reaktorkonzepte, die in Russland im Bau bzw. geplant sind oder ins Ausland exportiert werden (Generation 3+).

In Vorbereitung des Workshops wurde das bei der GRS vorhandene Wissen zur russischen Reaktortechnik erweitert und aktualisiert. Alle Vorträge sind auf dem InfoServer verfügbar.

4.2.6 Einsatz von softwarebasierter digitaler Leittechnik in WWER

Im Vorhaben 3614R01520 (LV-2), AP 3 "Baulinienspezifische Arbeiten und GRS-Baulinienhandbücher" wurden die generischen Trends beim Einsatz von Leittechnik in WWER-Anlagen auf der Basis verschiedener Quellen (u. a. Internet- und Literaturrecherchen, Information aus der Teilnahme an den Fachkonferenzen) erfasst und ausgewertet. Im Fokus der Arbeiten standen folgende Aspekte:

- Vervollständigung der Kenntnisse zum Einsatz moderner, digitaler Leittechnik in den neuen und modernisierten WWER-Anlagen,
- Entwicklung der regulatorischen Anforderungen an Auslegung, Betrieb und Modernisierung der sicherheitsrelevanten Leittechnik in den WWER-Anlagen.

Die Ergebnisse der GRS-Recherchen wurden in einem Bericht dokumentiert, wobei die Dokumentation als eine Fortschreibung des Berichts GRS-V-3611R01504-04/2014 (Fassung April 2014) durchgeführt wurde. Neben Aktualisierungen und Ergänzungen

im gesamten Bericht wurden wesentliche Erweiterungen des Sachstandes hinsichtlich der Entwicklung der Automatisierungstechnik in Russland für die WWER-Reaktoranlagen vorgenommen.

Grund hierzu ist die Tatsache, dass die russische Staatskorporation Rosatom 2015 eine Dachorganisation RASU (Rosatom Automatisierungssysteme) gegründet hat, mit dem Ziel, eigene vereinheitlichte Automatisierungssysteme für die neuen und zu modernisierenden Kernkraftwerke aus eigener Entwicklung und Fertigung zu entwickeln und zu produzieren. Damit sollte die Abhängigkeit von westlichen oder ukrainischen Herstellern vermieden und eigenes Know-how aufgebaut werden.

In der letzten Dekade des 21. Jahrhunderts wurden durch Rosatom im eigenen Land (u. a. in Rostow, Kalinin, Nowoworonesh) und im Ausland (u. a. Iran, China, Indien) mehrere neue Kernkraftwerke errichtet und in Betrieb genommen. Die Leittechnikssysteme (u. a. Hardware und Software) dieser Anlagen sind sehr unterschiedlich und wurde von verschiedenen Designern, Herstellern entwickelt und installiert, z. B.

- Signalverarbeitung der Sicherheitsleittechnik (Reaktorschutz, Begrenzungen):
 - Teleperm XS (AREVA NP, Deutschland),
 - TPTS-51, -SB (VNIIA, Russland),
- Antriebssteuerung und Schaltanlagen
 - TPTS-E, -EM (VNIIA, Russland),
- Steuerabsteuerung
 - SUS (VNIEM, Russland),
- Betriebsleittechnik
 - TPTS-EM und – NT (VNIIA),
 - weitere Hersteller der speziellen Leittechnik (u. a. Mensch-Maschine-Schnittstellen in der Warte, Strahlenschutzüberwachung, Informationsrechner).

Der damit verbundene Projektierungsaufwand, die komplexe Schnittstellenproblematik verschiedener Technologien und unzählige Genehmigungsaspekte (z. B. unterschiedliche Auslegungsanforderungen von Designer und Hersteller der Leittechnik) haben oft zum Kostenanstieg und zum erheblichen Zeitverzug bei Projektrealisierungen geführt.

Für die neuen WWER-2006, WWER-1200 und WWER-TOI-Reaktoranlagen sollen nach RASU-Plänen die vereinheitlichten Leittechnikkonzepte im Wesentlichen auf der Basis der TPTS-Plattform aus eigener Produktion eingesetzt werden. Die Sicherheitsleittechnik (Reaktorschnellabschaltung und ESFAS-Steuerung der Sicherheitssysteme) soll grundsätzlich auf der Basis der neuen TPTS-SB-Plattform (VNIIA) realisiert werden. Diese Leittechnikkonzepte sollen auch für die zukünftigen neuen Reaktoranlagen (z. B. SWBR-, BN-Reaktoren) angewendet werden.

Die Prozessleittechnik der TPTS-Plattform wurde durch den russischen Hersteller VNIIA auf der Basis der Lizenzvereinbarung mit Siemens seit 1993 weiterentwickelt und speziell für den Einsatz als Sicherheitstechnik (TPTS-SB) modifiziert. Für die Entwicklung und Herstellung der Soft- und Hardware wurden hierzu auch die Diversifizierungsmaßnahmen (u. a. unterschiedliche Entwicklungsteams, unterschiedliche Technologien und Komponenten) für die Vermeidung potentieller systematischer Ausfälle digitaler Leittechnik verwendet. Die gerätetechnische Lösung und die Entwicklungswerkzeuge der neuen TPTS-Leittechnik entsprechen weitgehend der westlichen Leittechniksysteme (z. B. Teleperm XS von AREVA, SPINLINE von Rolls-Royce) und wurden unter Berücksichtigung der internationalen Standards (u. a. IEC) entwickelt.

Die Erprobung und Betriebsbewährung der TPTS-Leittechnik erfolgte auch beim Einsatz in den konventionellen Energieerzeugungsanlagen.

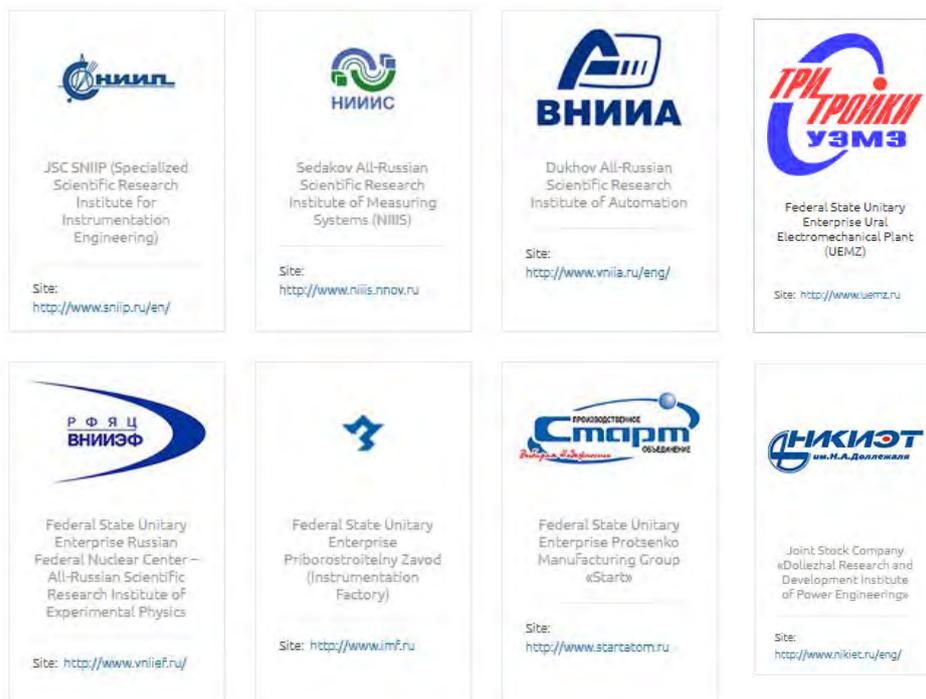


Abb.4.2 Partnerbetriebe von RASU (Stand Mai 2017)

Die Vereinheitlichung der Leittechnik für die Rosatom-Kernkraftwerke soll nicht nur die Gerätetechnik (Hard- und Software), sondern auch die Entwicklungs- und Qualifizierungswerkzeuge (z. B. Engineering-Software, QM-Prozesse) umfassen. Hierzu hat Rosatom (RASU) die Hauptauftragnehmer für Design, Herstellung, Inbetriebnahme und Service der Automatisierungstechnik für Kernkraftwerke festgelegt (s. Abb.4.2).

Als Beispiel für die neue Vorgehensweise wird die Architektur der Leittechnik der modernen WWER-1200-Reaktoranlage im KKW Ostrovets (Weißrussland) genannt, dort soll die gesamte Leittechnikarchitektur in Anlehnung an das Sicherheitskonzept der IAEO ausgelegt werden (s. Tab. 4.1).

Tab. 4.1 Sicherheitskonzept der Leittechnik für die modernen WWER-Anlagen

Sicherheits-ebene	Zustand, Ereignisse	Funktion	Leittechniksysteme
1	Normalbetrieb	Einhaltung der Parameter der Reaktoranlagen in den vorgeschriebenen Grenzen	Betriebsleittechnik: u.a. SWBU, SKUNE, SKUOS, SWCUBPU, ZPU
2	Störung	Erkennung der unzulässigen Abweichungen beim Betrieb der Reaktoranlage, Begrenzung und Rückführung und ggf. Abschaltung des Reaktors	Betriebsleittechnik (Begrenzungsfunktionen, Alarmfunktionen): u. a. SKUNE, SWBU, TSODY, BPU, RPU
3	Auslegungsstörfälle	Erkennung des Ereignisses, Abschaltung und Überführung der Anlage in den sicheren Zustand	Sicherheitsleittechnik (u. a. Reaktorschnellabschaltung, ESFAS-Funktionen, Alarmfunktionen, Steuerung von Notwarte): USB, TCODEU, SWBU, BPU, RPU
4	Auslegungsüberschreitende Ereignisse (AE)	Erkennung, und Kriterien der AE, Kernkühlung und Lokalisierung	Sicherheitsleittechnik (u. a. ESFAS-Funktionen, Monitoring und Alarmfunktionen, Notfallmaßnahmen): USB, TCODEU, ZPUPD
5	Notfallmaßnahmen	Vorbereitung und Durchführung der Notfallmaßnahmen	Strahlenschutzüberwachung: ASKRO

Weitere leittechnische Aspekte der neuen WWER-Reaktoranlagen werden ausführlich im technischen Bericht /PIL 17/ diskutiert.

Die Recherchen haben ergeben, dass die russischen Entwickler und Hersteller öfters als früher die Arbeitsergebnisse und Betriebserfahrungen auf nationalen und internationalen Konferenzen präsentieren. Wichtige Themen sind dabei:

- Verifizierung und Validierung der Software,
- EMV-Schutz der Hardware,
- Cyber-Security-Aspekte.

Diese Themen sind für die sicherheitstechnische Bewertung der Leittechnik in westlichen Anlagen von Bedeutung und sollen weiter verfolgt werden.

Die sicherheitstechnischen Nachrüstungen von WWER-Reaktoranlagen auf der Basis der westlichen Leittechnik (u. a. AREVA, Rolls-Royce) werden nach wie vor durchgeführt, wobei sehr unterschiedliche Architekturen entwickelt und umgesetzt werden.

Typische Beispiele dafür sind:

- ELSA-Projekt für Modernisierung der Leittechnik im KKW Loviisa auf der Basis der SPINLINE-Plattform (Rolls-Royce),
- Auslegung der Sicherheitsleittechnik für die in der Errichtungsphase befindlichen KKW Mochovce-2 in der Slowakei auf der Basis der SPINLINE-Plattform (Rolls-Royce),
- Modernisierung der Leittechnik im KKW Dukovany in der Tschechischen Republik (u. a. Rolls-Royce-Leittechnik),
- Einsatz der Teleperm-XS-Leittechnik (AREVA) für sicherheitsrelevante Funktionen im KKW Nowoworonesh-2 (2 Blöcke mit der WWER-2006-Reaktoranlagen).

Schwierige politische und wirtschaftliche Situationen in der Ukraine haben auch die Entwicklungen in der Kerntechnik in Ukraine negativ beeinflusst. Auf dem Gebiet der Leittechnik konnte man im Berichtszeitraum nur die Aktivitäten des Herstellers RPS Radiy (Kirovograd, Ukraine) hervorheben, weil dort eine neue Generation der Sicherheitsleittechnik RadICS für Kernkraftwerke entwickelt wurde. Seit 2015 ist der Hersteller RPS Radiy damit beschäftigt, die neue Gerätetechnik (RadICS Plattform) nach Anforderungen von U.S.NRC zu zertifizieren (s. Abb. 4.3).

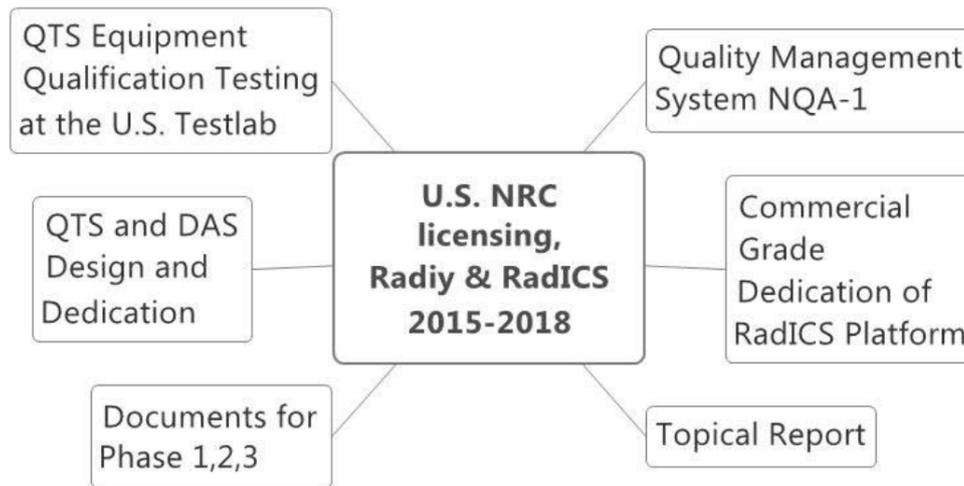


Abb. 4.3 Übersicht zur Zertifizierung der RadICS-Plattform

Die RadICS-Plattform ist auf der Basis von FPGA-Technologien aufgebaut und wurde bereits in einigen ukrainischen Kernkraftwerken im Rahmen von Nachrüstungsprojekten eingesetzt und auch für den Einsatz in Kernkraftwerken in Bulgarien lizenziert.

Die Entwicklung und Bewertung der RadICS-Leittechnik erfolgt in enger Zusammenarbeit mit der National Aerospace University „KhAI“, wobei dort Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zum Einsatz und zur Qualifizierung der FPGA-basierten Gerätetechnik erfolgen. Hierzu wurden einige Forschungsergebnisse (z. B. zu V&V- und IT-Schutzmaßnahmen für FPGA-Leittechnik) veröffentlicht und im Rahmen von internationalen Konferenzen (u.a. ANS NPIC, ICONNE in USA) präsentiert.

Die Zuverlässigkeit und Sicherheit der FPGA-basierten Leittechnik ist auch in Deutschland ein Top-Thema und sollte im Anschlussvorhaben weiter verfolgt werden.

4.3 Pflege und Weiterentwicklung der GRS-Baulinien-Handbücher

Die Baulinien-Handbücher, die von der GRS ab 1999 zur Sammlung und Bereitstellung technischer Informationen zu den russischen Reaktorbaulinien WWER-1000, WWER-440 und RBMK geschaffen wurden, enthalten neben einer ausführlichen generischen Anlagen- und Systembeschreibung für die genannten Reaktortypen und einer Vielzahl von standortspezifischen Informationen, eine systematische Zusammenstellung der Kenntnisse und Erfahrungen zu allen wichtigen Sicherheitsfragen für WWER bzw. RBMK-Anlagen.

Im Rahmen dieses Arbeitspunktes wurden die GRS-Baulinien-Handbücher fortgeführt und weiterentwickelt. Der Schwerpunkt der Arbeiten lag dabei in der Sichtung, Aufarbeitung und Einbindung in die Handbücher von relevanten Ergebnissen, die sowohl in diesem Arbeitspaket als auch in anderen Vorhaben erzielt wurden. Darüber hinaus wurden sowohl neue Abschnitte erstellt als auch vorhandene Datenbestände teilweise aktualisiert. Im Verlauf des aktuellen Vorhabens wurden beispielsweise die neuen Abschnitte für aktuelle Standortinformationen (Pressemitteilungen) in allen Handbüchern in Form eines Nachrichten-Blogs erstellt. Im Zuge der Förderung der Benutzerfreundlichkeit (vor allem im Hinblick auf einfache Pflege sowie Umsetzung) wurde eine Anbindung eines SharePoint-basierten Blogs an die HTML-basierten Handbücher eingerichtet. Hierzu wurden folgende Arbeitsschritte realisiert:

- Erstellung neue Abschnitte „Nachrichten“ in Handbüchern (Siehe Abb. 4.4);
- Erstellung/Anpassung eines SharePoint-Blogs auf dem GRS-InfoServer sowie Erstellung verschiedener Ansichten und Filter in der Beiträge-Liste des Blogs;
- Generierung der RSS-Dateien in der Beiträge-Liste des Blogs für alle Standorte sowie die einzelnen Reaktortypen;
- Verknüpfung die RSS-Dateien in den HTML-Seiten der Handbüchern.

Die Funktionalitätsprüfung ergab, dass sobald eine neue Pressemitteilung ins Nachrichten-Blog auf dem InfoServer eingestellt wird, der Abschnitt „Nachrichten“ im Handbuch automatisch um den neuen Eintrag aktualisiert wird.

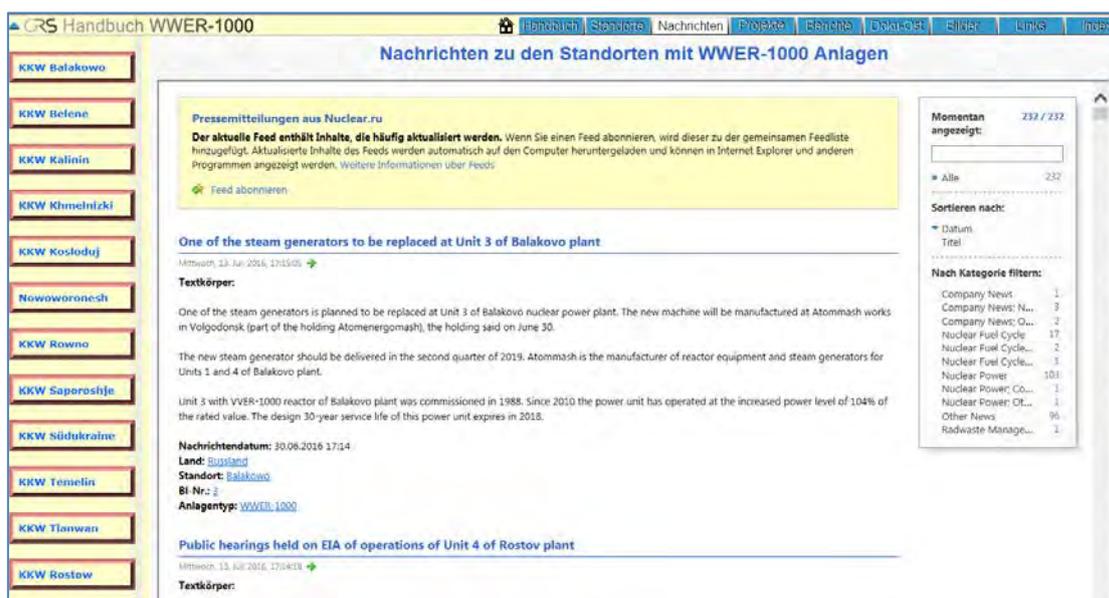


Abb. 4.4 Abschnitt „Nachrichten“ im WWER-1000-Handbuch

Zur Verfolgung der Informationen zur Lebensdauererlängerung der Reaktoranlagen mit russischem Design wurden in den WWER-Handbüchern ein neuer Abschnitt „Lebensdauererlängerung“ erstellt und die entsprechenden Informationen, wie z.B. Inbetriebnahme, Ende der Designlebensdauer, Betriebsgenehmigung sowie Laufzeitverlängerung in Form einer Übersichtstabelle in die Baulinien-Handbücher eingebunden.

Anlage	Bl-Nr.	Typ	Inbetriebnahme (! Netzsynchrisation)	Ende der Designlebensdauer	Lebensdauererlängerung bis
Armenien (1)					
Armenien	2	W-270	05.01.1980	2016 (1980-1995 Stillstand)	temporäre Betriebs- genehmigung bis 2018 (2020)
Finnland (2)					
Loviisa	1	W-213	08.02.1977	2007	2027
Loviisa	2	W-213	04.11.1980	2010	2030
Russland (5)					
Kola	1	W-230	29.08.1973	2003	08.07.2018 (2033)
Kola	2	W-230	09.12.1974	2004	20.12.2019 (2034)
Kola	3	W-213	24.03.1981	2011	07.02.2016 (2041)
Kola	4	W-213	11.10.1984	2014	07.12.2039 (2044)
Nowo-Woronesch	4	W-179	28.12.1972	2002	29.12.2017 (+15)
Slowakei (4)					
Bohunice	3	W-213	20.08.1984	2014	2024* (2044)
Bohunice	4	W-213	09.08.1985	2015	2025* (2044)

Abb. 4.5 Übersichtstabelle zur Lebensdauererlängerung der WWER-440 Anlagen

Des Weiteren wurden die folgenden Abschnitte im WWER-440-Handbuch neu erstellt bzw. im WWER-1000-Handbuch aktualisiert:

- IRS-Meldungen – die von den Betreiberländern an das IAEA/NEA „Incident Reporting System“ (IRS) gemeldeten Informationen zu sicherheitsrelevanten Ereignissen in den WWER-Anlagen;
- Erfahrungsaustausch - Ergebnisse der Arbeitstreffen zum Erfahrungsaustausch über die Auswertung von Betriebserfahrungen russischer, ukrainischer und deutscher Kernkraftwerke, die zu unterschiedlichen Zeiten von der GRS organisiert und durchgeführt wurden;
- Auswertung der Betriebserfahrung - Auswertungen der Ereignisse in Kernkraftwerken mit WWER-Reaktoren;
- Post-Fukushima Aktivitäten – Zusammenfassung der Informationen und Unterlagen zu Folgeaktivitäten nach dem Unfall in Fukushima in Ländern, die WWER-Reaktoren betreiben.

Darüber hinaus wurden die Informationen zur Betriebserfahrung (wie z.B. Stromerzeugung, monatliche/jährliche Betriebsergebnisse, geplante/ungeplante Stillstände) aus

den jährlichen IAEO-Berichten zu „Operating Experience with Nuclear Power Stations in Member States“ sowie die vom russischen Betreiber „Rosenergoatom“ veröffentlichten Umweltberichte für jeden einzelnen Standort eingebunden.

Meidejahr	IRS-Nummer	Anlage	Land	Datum des Ereignisses	Typ der Meldung	Anmerkungen	Ereignis mit Link zum Bericht
2016	8579	Riwne-3	Ukraine	20.01.2016	Main	INES-0, aber sicherheitstechnische Bedeutung Fehlerhafte Überbrückung von Steuerkabeln beim Austausch von standardisierter Hardware führte zum Ausfall einer 8 kV Schiene und schließlich zum Herunterfahren des Reaktors	Human Errors that led to disconnection of 8kV buses with subsequent unit blackout by process protection against pressure increase in the condensate
2016	8578	Saporishstja-6	Ukraine	17.11.2015	Main	INES-0, aber sicherheitstechnische Bedeutung RESA wegen Problemen und unklarer Situation am Hauptdampfsperrventil und Fehleinschätzungen des Personals	Reactor shutdown by scram by incorrect work arrangements and personnel errors in detecting malfunction of MSIP piping valve
2016	8577	Südukraine-2	Ukraine	26.01.2016	Main	INES-0 Probleme und Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe.	Damage of the end face seal of RCP shaft resulting from a drawback in the assembly of RCP removable part that caused automatic unloading of unit 2
2016	8563	Tianwan-2	China	20.05.2015	Main	Keine sicherheitstechnische Gefährdung Herunterfallen von Gegenständen während der Revision am Schutzrohrtank	Foreign objects fell into the inspection well of reactor protective tube assembly

Abb. 4.6 Ereignisse in WWER-1000-Anlagen aus der IRS-Datenbank

Der Abschnitt "Projekte" wurde in allen Baulinien-Handbücher komplett aktualisiert und umgestaltet. Dabei wurden die ursprünglichen Tabellen mit Projektinformationen aus der Datenbank INTPRO (Internationale Projekte in Osteuropa) durch gefilterte Listen ersetzt. Die Listen geben Überblick über folgende Projekte:

- BMUB-Vorhaben;
- BMWi-Vorhaben;
- EU-Vorhaben:
- TACIS;
- PHARE;
- F&E-Rahmenprogramme;
- Sonstige.
- EBRD-Vorhaben;
- Sonstige Vorhaben.

Unter Berücksichtigung neuer Erkenntnisse aus verschiedenen Vorhaben wurde im Vorhabenzeitraum die Überarbeitung des WWER-440-Handbuchs zum Gebiet Containment fortgesetzt. Der Schwerpunkt der Arbeiten lag dabei insbesondere auf der

Vervollständigung der Übersicht der von der GRS und/oder Partnern in gemeinsamen Projekten mit dem GRS-Programm COCOSYS erstellen Stör- und Unfallanalysen für beide WWER-440 Generationen – W-230/270 und W-213. Hier gab es insbesondere in der Dokumentation größere Defizite, d.h. dieser Teil wurde recht lange nicht aktualisiert.

Diese elektronische Zusammenstellung ist ein gutes Hilfsmittel, um in Diskussionen schnell auf verfügbare Ergebnisse zugreifen zu können, die Ergebnisse zu verschiedenen Kraftwerksanlagen miteinander vergleichen zu können oder Aussagen Dritter in Berichten, Veröffentlichungen usw. anhand eigener Analysen zu bewerten.

Ausgehend von einer tabellarischen, nach Kraftwerksanlagen geordneten Übersicht mit jeweils kurzer Beschreibung der Analyse sind weitere Informationen verlinkt bis hin zur Verknüpfung der Originalberichte und entsprechender Datensatzbeschreibungen. Neben der Vervollständigung dieser Störfalllisten wurde der Teil des Handbuches zum Containment der WWER-440 Anlagen auf die MS Office 2010 Dateiversionen umgestellt, da viele Hyperlinks und Verknüpfungen nicht mehr funktionierten. Alte Arbeitsergebnissen lagen z.T. nur im Format des AmiPro Textprogrammes vor, das unter Windows 7/8/10 nicht mehr lauffähig ist (Konverter zu MS Word übertragen nur Text, aber keine Zeichnungen). Deshalb sind jetzt anstatt der ursprünglichen AmiPro Dokumente neu erstellte PDF Files verlinkt, wobei die AmiPro Dokumente weiterhin verfügbar sind.

Da im RBMK-Handbuch auch ein Abschnitt zum Reaktortyp CANDU vorhanden ist, wurde ein CANDU Textbook (1145 Seiten) mit Informationen zur CANDU-Technologie ins Handbuch aufgenommen.

5 Verfolgung und Aufarbeitung von Entwicklungen neuer Reaktorkonzepte (AP 4)

5.1 Zielsetzung

Im Arbeitspaket 4 wurden Aufgaben zur Verfolgung der Entwicklung und ggf. Realisierung neuer Reaktorkonzepte im Ausland sowie zur Aufbereitung und Bereitstellung entsprechender Informationen sowohl für russische als auch für westliche Anlagenprojekte der Generationen 3 und 4 erfüllt.

Die Ergebnisse dieser Arbeiten spiegeln sich in der Weiterentwicklung und Aktualisierung der Wissensbasis „Neue Reaktoren“ und „Russische Reaktorkonzepte“ auf dem InfoServer wieder. Mit dem Änderungsdienst Rev. 4 wurde im Jahr 2016 als neue Arbeitsaufgabe der Aufbau einer Zentralen Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ vereinbart und mit dem Änderungsdienst Rev. 5 präzisiert. Dieses neue zentrale Informationsportal soll die Inhalte der bisherigen Einzelportale miteinander verknüpfen und den Aufbau einer einheitlichen, übersichtlichen Struktur der Informationsdarstellung ermöglichen. Dies ist erforderlich, um die für die künftigen Eigenforschungsaktivitäten notwendige Informationssammlung von externen Daten effektiv organisieren zu können, aber auch Ergebnisse der GRS-Forschungsarbeiten strukturierter verwalten zu können. Damit sollen unter anderem auch die Grundlagen für die weitere Verfügbarkeit und Nutzbarkeit des technischen Wissens innerhalb der GRS verbessert werden.

Nachdem in einem anderen BMUB-Vorhaben das fachliche Konzept der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ erarbeitet worden war, wurden im AP13 dieses Vorhabens die entsprechenden technischen und konzeptionellen Arbeiten durchgeführt um den Bereich der Wissensbasis auf dem InfoServer vorzubereiten. Die Erstellung und Pflege der Inhalte der Wissensbasis erfolgte unter anderem unter Nutzung der Ergebnisse der fachlichen Arbeiten in den AP 3 und AP 4 dieses Vorhabens und der Länderinformationen aus dem AP 4 des Vorhabens 3614R01510 (LV1). Die vorhandene Struktur der Wissensbasis „Neue Reaktoren“ und „Russische Reaktorkonzepte“ wird weiterhin für die Dokumentation technischer Informationen zu einzelnen Anlagen und Konzepten genutzt werden. Die Inhalte werden dabei auch über die Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ zugänglich gemacht werden.

Darüber hinaus sollten in Auswertung der verfügbaren Informationen zu verschiedenen Themen entsprechende Berichte erstellt bzw. erweitert und fortgeschrieben werden. Im Angebot waren dazu die folgenden Themen genannt worden:

- Darstellung von internationalen bzw. nationalen Forschungsprogrammen zur Entwicklung zukünftiger Reaktorkonzepte,
- Erarbeitung von Kriterien zur Einschätzung der Fortschrittlichkeit von Neubauvorhaben,
- Aufarbeitung der internationalen Entwicklungen bei „Small and Modular Reactors“,
- Übersichtsberichte zu neuen russischen Reaktorkonzepten.

Die wesentlichen Ergebnisse aus diesen Arbeiten werden in den Kapiteln 5.3 bis 5.6 zusammenfassend dargestellt. Während der Laufzeit des Vorhabens wurde festgelegt dass die Arbeiten zur Erarbeitung von Kriterien zur Einschätzung der Fortschrittlichkeit von Neubauvorhaben zugunsten der Erstellung einer Konzeptbeschreibung des ASTRID Reaktors reduziert werden (s. a. Kapitel 5.5).

5.2 Weiterentwicklung der Informationssysteme der GRS zu ausländischen Reaktorkonzepten

5.2.1 Aufbau der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“

Wie bereits in Kapitel 1.1 kurz beschrieben, wurde in der Laufzeit dieses Vorhabens in einem anderen BMUB-Vorhaben die fachliche Konzeption einer neuen, alle Informationen zur nuklearen Sicherheit im Ausland bündelnden Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ erarbeitet. Auf dieser Grundlage wurden im AP 13 dieses Vorhabens die technischen Voraussetzungen zum Anlegen der Wissensbasis auf dem InfoServer geschaffen und Templates für die einzelnen Elemente der Wissensbasis entwickelt und getestet.

Die reaktorspezifischen Informationen werden dabei künftig zweistufig dargestellt werden. Auf einer Eingangsseite wird für jeden Reaktortyp eine Übersichtsinformation präsentiert. Diese Enthält neben einer Kurzschreibung des technischen Konzepts Aussagen zur Sicherheitstechnik sowie zur Realisierung. Weiterhin sind auf der Seite allgemeine aktuelle Informationen zum jeweiligen Reaktortyp abrufbar und es ist ein Link integriert, mit dem eine Weiterleitung zur nächsten, tiefer liegenden zweiten Ebene mit Detailinformationen zum jeweiligen Reaktorkonzept erfolgt. Diese Übersichtsdar-

stellung wird für alle Reaktorbaulinien und –typen einen einheitlichen Aufbau mit Anordnung der einzelnen Informationsfelder als auch eine vergleichbaren Tiefe der dargestellten Informationen haben.

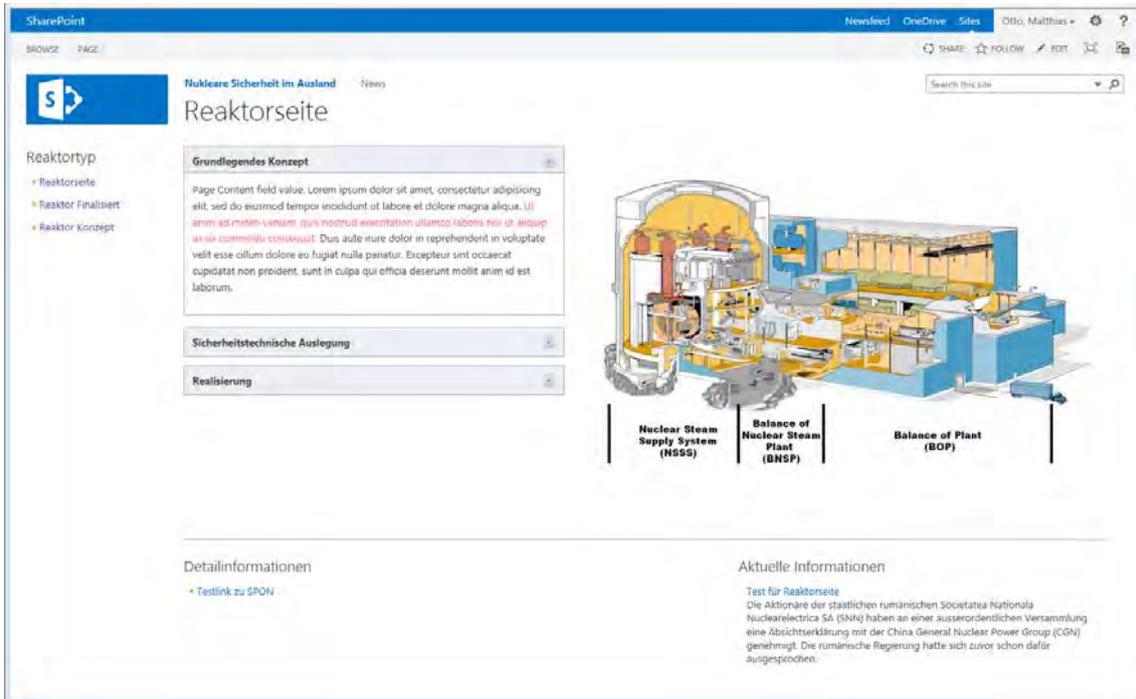


Abb. 5.1 Kurzinformationen zu Reaktortypen

Über den auf der Seite integrierten Link gelangt der Nutzer auf die nächste Ebene, die baulinien- und typenspezifischen Detailinformationen für jeden Reaktortyp enthält. In einer ersten Ausbaustufe der Wissensbasis wird diese Informationsebene durch die sogenannten Baulinien-Handbücher für die Reaktorbaulinien WWER-440, WWER-1000 und RBMK gebildet, die weiterhin gepflegt und aktualisiert werden (s. a. Kapitel 4.3.) Für die neuen westlichen und asiatischen Reaktorkonzepte sowie die neuen russischen Reaktorbaulinien WWER-1200 (AES-2006), WWER-TOI und andere innovative Konzepte werden die SharePoint-basierten Seiten mit Detailinformationen weiter entwickelt und in geeigneter Form in die Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ integriert werden.

Im zurückliegenden Berichtszeitraum wurde im Rahmen des AP 4 damit begonnen, die Einstiegsseiten mit den Kurzinformationen zu den Reaktorkonzepten zu erstellen.

In den nachfolgenden Kapiteln 5.2.2 bis 5.2.4 werden die im Vorhaben seit Ende 2014 realisierten Arbeiten zur Weiterentwicklung der Bereiche „Neue Reaktoren“ und „Russische Reaktorkonzepte“ beschrieben.

5.2.2 Weiterentwicklung der Wissensbasis zu neuen Reaktoren

Die Wissensbasis zu neuen Reaktoren auf dem PNS-Server dient der Dokumentation und Bereitstellung des Fachwissens und der Arbeitsergebnisse des Fachgebietes „Neue Reaktoren“. Im Rahmen des Vorhabens wurde die Wissensbasis aktualisiert und überarbeitet. Eine neue Seitenstruktur zugunsten einer kompakteren Darstellung von Informationen und Arbeitsergebnissen wurde eingeführt. Darin wurden auch die fachlichen Schwerpunkte des Fachgebietes (Neue Reaktorkonzepte, neue kerntechnische Technologien und damit verbundene Regulierungsfragen, sowie Länderinformationen zur kerntechnischen Entwicklung) in der Darstellung stärker berücksichtigt.

Unter der Rubrik „Länderentwicklungen“ wurden landesspezifische Informationen zur kerntechnischen Entwicklung für ausgewählte Länder bereitgestellt. Der Fokus liegt hierbei auf Ländern mit KKW westlicher Bauart oder mit konkreten Neubauplänen. Für jedes Land wurde eine Seite erstellt die Kurzinformationen zu den Themen „Aktuelle Situation – Kurzfassung“, „Regelwerk und Behörde“, „Aktivitäten zu neuen Reaktoren“, „Landesspezifische Besonderheiten“, „Einschätzung“ und „Referenzen“ gibt. Auf einer Karte werden die laufenden Reaktoren, in Bau befindlichen Reaktoren und die Neubaupläne dargestellt. Zudem werden Datenlisten zu Länderinformationen, den laufenden Anlagen und den Neubauvorhaben, sowie aktuelle (Presse-) Meldungen aufgeführt. Abb. 5.2 zeigt die Realisierung anhand des Beispiels Frankreich.

Unter der Rubrik „Neue Reaktorkonzepte“ wurden Informationen zu neuen leistungsstarken Reaktoren und kleinen und modularen Reaktoren aufgenommen. Zudem wurde die bestehende EPR Wissensbasis verlinkt. Die folgenden neuen leistungsstarken Reaktorkonzepte wurden aufgenommen:

- ABWR
- APWR
- ESBWR
- ACR 1000
- Atmea1
- Hualong One
- AP1000
- CAP1400
- KERENA
- APR1400
- EPR

Abb. 5.3 zeigt eine Übersicht aus der Wissensbasis über die enthaltenen Reaktorkonzepte.



Abb. 5.2 Landesinformationen zu Frankreich aus der Wissensbasis zu neuen Reaktoren

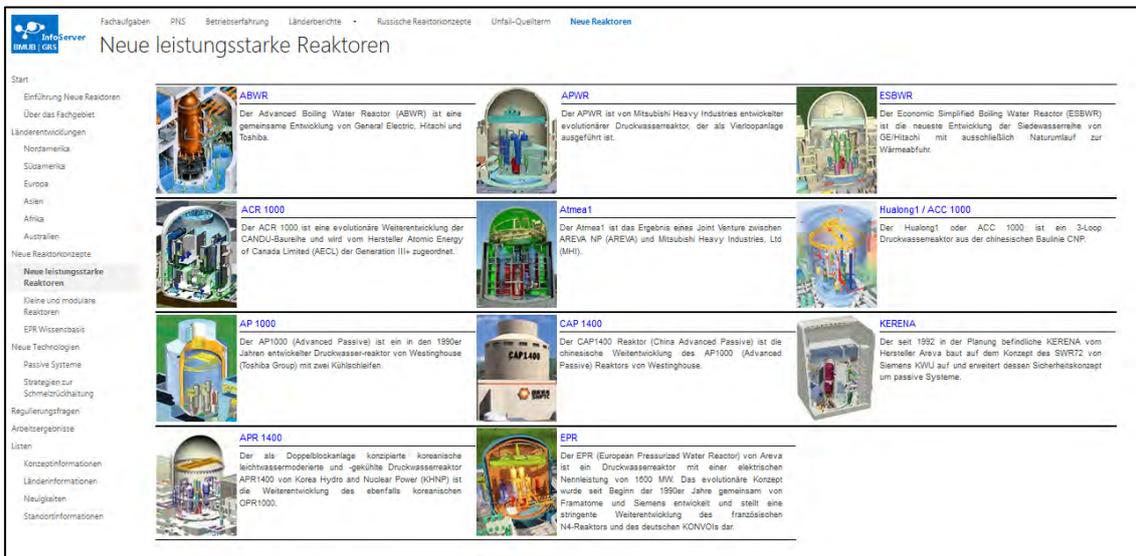


Abb. 5.3 Übersicht „neue leistungsstarke Reaktoren“ aus der Wissensbasis zu neuen Reaktoren

Zu jedem Reaktorkonzept wurde eine Unterseite erstellt, die Kurzinformationen zu den folgenden Themen „Kurzbeschreibung“, „Sicherheitstechnische Auslegung“, „Besonderheiten“, „Bedeutung für den internationalen Markt“, „Aktueller Entwicklungsstand“ und „Referenzen“ gibt. Zudem werden aktuelle (Presse-) Meldungen und Datenlisten zum Konzept selbst und realisierten oder geplanten Standorten aufgeführt. Unter „Referenzen“ wird auf die Konzeptbeschreibung des jeweiligen Reaktors verlinkt. Den Konzeptbeschreibungen können dann detailliertere Informationen entnommen werden. Abb. 5.4 zeigt die Realisierung am Beispiel des ABWR.

Unter der Rubrik „Neue Technologien“ finden sich die thematischen Schwerpunkte „Passive Systeme“ und „Strategien zur Schmelzerückhaltung“ wieder. Fachwissen, das im Rahmen dieses Vorhabens und der Vorgängervorhaben erworben wurde, wird hier zusammengefasst. Auf die erstellten Berichte zu diesen Themen wird verlinkt.

Abb. 5.5 zeigt die Realisierung anhand des Beispiels für die Strategien zur Schmelzerückhaltung. Neben der Kurzbeschreibung werden hier auch Realisierungsbeispiele für Schmelzerückhaltungssysteme bei den Reaktorkonzepten ABWR, AP1000, APR1400, EPR und WWER gegeben.

The screenshot displays a web interface for 'ABWR' (Advanced Boiling Water Reactor). It features a sidebar with navigation options like 'Start', 'Entwicklung neuer Reaktoren', and 'Überblick Fachgebiet'. The main content area includes a 3D cutaway diagram of the reactor core and primary system. Below the diagram is a table with the following data:

Reaktor	Hersteller	Reaktor	Leistung	Reaktorgröße	Reaktorgröße	Reaktorgröße	Reaktorgröße	Reaktorgröße	Reaktorgröße
EU-ABWR	Toshiba	BWR	1600 MW	1 x 100%	Passive Faltung	Neut. keine	Neut. keine	Neut. keine	Neut. keine
Oka-BWR	GEH (GEH)	BWR	1400 MW	1 x 100%	Passive Faltung	Neut. keine	Neut. keine	Neut. keine	Neut. keine

Additional text on the page includes 'Kurzbeschreibung' and 'Referenzen' sections, providing detailed technical and regulatory information about the reactor concept.

Abb. 5.4 Konzeptinformationen zum ABWR aus der Wissensbasis zu neuen Reaktoren

GRS-InfoServer
 Fachaufgaben PNE Betriebserfahrung Länderberichte Russische Reaktorkonzepte Unfall-Quelltext **Neue Reaktoren**

Strategien zur Schmelzerückhaltung

Start

- Einführung Neue Reaktoren
- Über das Fachgebiet
- Länderentwicklungen
 - Nordamerika
 - Südamerika
 - Europa
 - Asien
 - Afrika
 - Australien
- Neue Reaktorkonzepte
 - Neue leistungsstarke Reaktoren
 - Kleine und modulare Reaktoren
 - ESR Wissensbasis
 - Neue Technologien
 - Passive Systeme
 - Strategien zur Schmelzerückhaltung**
 - Regulierungsfragen
 - Arbeitsergebnisse
 - Listen
 - Konzeptinformationen
 - Länderinformationen
 - Neuigkeiten
 - Standortinformationen

Der Einsatz von Stabilisierungsmaßnahmen bei neuen Reaktoren erfolgt vor dem Hintergrund erhöhter Sicherheitsanforderungen an den Betrieb neuer Reaktoren. Die IAEA- und WEINRA-Kriterien fordern von neuen Reaktoren den praktischen Ausschluss großer Freisetzungen und implizieren spezielle Vorrichtungen, die zur Stabilisierung der Schmelze vorgesehen werden müssen. Diese Maßnahmen tragen wesentlich dazu bei, die Integrität des Containments auch bei schweren Unfällen dauerhaft zu gewährleisten und ihre Vorhaltung bildet damit ein wichtiges Unterscheidungskriterium gegenüber den in Betrieb befindlichen Anlagen. Der Arbeitspunkt soll den Stand von Wissenschaft und Technik hinsichtlich der Wirksamkeit von Maßnahmen zur Rückhaltung und Kühlung einer Kernschmelze bei neuen Reaktorkonzepten darstellen. Es wird eine umfangreiche Auswertung von internationalen Forschungsstudien zu spezifischen Konzepten und Fragestellungen mit dem Ziel einer Gesamtübersicht der derzeit verfolgten Rückhaltestrategien vorgenommen. Auf einer konzeptionellen Ebene soll dabei insbesondere ermittelt werden, welche technischen Annahmen notwendig sind, um eine wirksame Schmelzerückhaltung zu gewährleisten. Die Erstellung des Berichts trägt wesentlich dazu bei, innovative Entwicklungen bei neuen Sicherheitskonzepten fundierter zu verstehen und diese Kenntnisse bei der Bewertung von Neubauprojekten einbringen zu können.

Eine verstärkte Entwicklungsarbeit der Maßnahmen zum Umgang mit Kernschmelze setzte nach TMI ein mit einer Aufspaltung in zwei unterschiedliche Strategien, bei der entweder eine Rückhaltung der Schmelze im RDB durch Kühlung der RDB-Wand von außen (in-vessel retention, IVR) oder eine Rückhaltung und Kühlung der Schmelze außerhalb des RDB (ex-vessel retention, EVR) verfolgt wird. Diese grundsätzlichen Strategieansätze werden bei neuen Reaktorkonzepten fortgeführt, wobei verschiedene Ausführungen vorliegen. Die EVR-Maßnahmen lassen sich aufteilen in Schmelzriegelkonzepte (z. B. beim VVER-1000) und Konzepte mit Ausbreitungskammer (z. B. beim EPR). Letzteres stellt eine Weiterentwicklung des COMET-Konzepts dar. Die IVR-Strategie, die bereits bei frühen Brutreaktoren Anwendung fand (z. B. Super Phénix), wird heute u. a. beim AP1000 verfolgt. Modifizierte oder weiterentwickelte Ausführungen sollen beim VVER1200 und APR1400 (IVR mit in-vessel core catcher) zum Einsatz kommen.

Der Bericht enthält außerdem eine Liste mit der für die Rückhaltesysteme bedeutsamen Phänomene. Dabei wird insbesondere der Einfluss auf die Wirksamkeit spezifiziert. Vor diesem Hintergrund soll die Wirksamkeit der Maßnahmen an den Beispielen EPR, AP1000 und ABWR genauer betrachtet und diskutiert werden. Diese Arbeiten stellen insgesamt die Grundlage dafür dar, den Beitrag der Rückhaltemaßnahmen zur Anlagensicherheit der Anlagen zu untersuchen. Weitere Aspekte betreffen die Bewertung der Maßnahmen durch Genehmigungsbehörden und Expertengremien.

Der Bericht hierzu wird ständig fortgeschrieben. Der derzeit aktuelle Version (Revision 1) befindet sich hier:

Aufgeführt sind hier die international bedeutenden neuen Reaktorkonzepte und deren Strategien zum Umgang mit Kernschmelze:

ABWR **AP1000** **APR1400** **EPR** **VVER**

Beim ABWR existieren je nach Version unterschiedliche Strategien zur Schmelzerückhaltung. Die US-Version verfügt lediglich über eine feuerfeste Bodenplatte. In der EU-Version soll ein Core-Catcher vorgesehen sein. Der kompakte core catcher befindet sich in der unteren Druckkammer des Containments und bedeckt den kompletten Sockel.

Zum Vergrößern bitte klicken

Abb. 5.5 Technologieinformationen zu Strategien zur Schmelzerückhaltung aus der Wissensbasis zu neuen Reaktoren

Neben den Hauptseiten zu den oben beschriebenen fachlichen Schwerpunkten werden auf der Wissensbasis auch die Arbeitsergebnisse des Fachgebiets „Neue Reaktoren“ zur vereinfachten Zugänglichkeit separat aufgelistet. Hierzu zählen Vorträge, Stellungnahmen, Vorträge, Dienstreiseberichte und Hinweise und Empfehlungen.

Die vorhandene Wissensbasis zu neuen Reaktoren wird in die neue Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ überführt.

5.2.3 Weiterentwicklung der Wissensbasis zu neuen russischen Reaktoren

Im Vorhaben wurden die Arbeiten zur Weiterentwicklung der Wissensbasis zu neuen russischen Reaktoren unter Nutzung des GRS-InfoServers fortgeführt. Dazu wurden kontinuierlich die öffentlich zugänglichen Quellen (Literatur, Press Review der GRS-Kontaktstelle in Moskau, Konferenzen, Internetrecherchen, Fachinformationsdienste) hinsichtlich technischer Informationen zu neuen russischen Reaktorkonzepten ausgewertet. Die Ergebnisse dieser Recherchen wurden periodisch aufbereitet zum Ausbau der Wissensbasis verwendet.

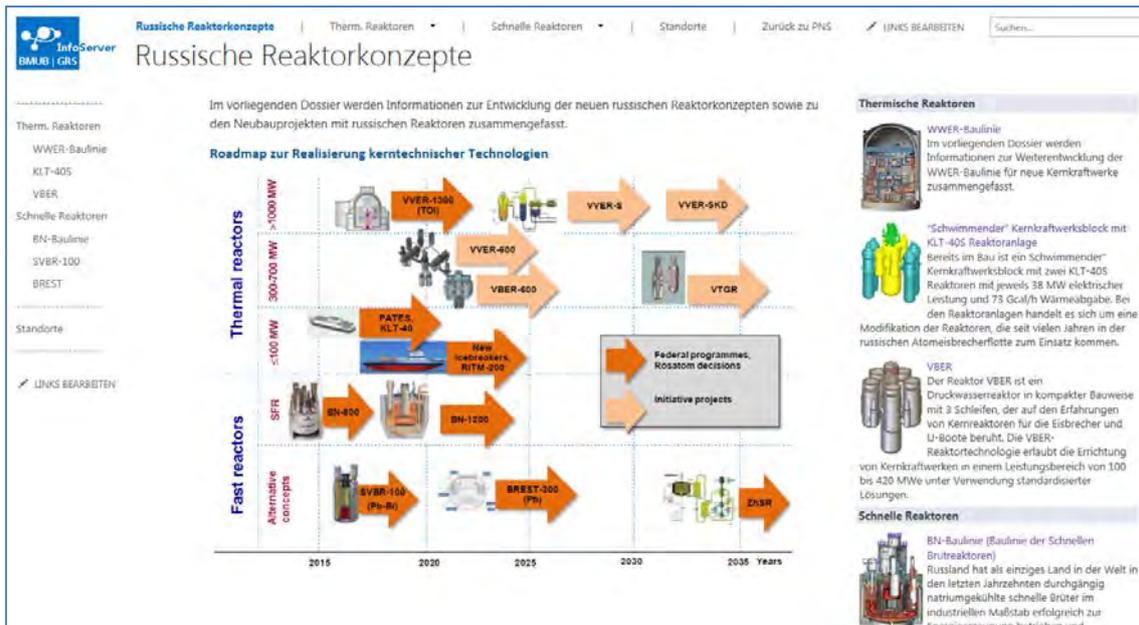


Abb. 5.6 Einstiegsseite der Wissensbasis zu neuen russischen Reaktoren

Der WWER-600 ist eine 2-Loop Anlage mit 600 MW elektrischer Leistung, die auf dem Reaktortyp AES-2006 basiert. Ende 2011 hat das Forschungs- und Konstruktionsbüro Hidropress mit dem Betreiberkonzern Rosenergoatom einen Vertrag zur Entwicklung einer neuen Reaktoranlage mittlerer Leistung vom Typ WWER-600/W-498 abgeschlossen. Die Anlage erfüllt die internationalen Anforderungen an den Reaktoren der Generation III+. Beispielsweise kann der Reaktordruckbehälter im Fall einer Kernschmelze von außen gekühlt und der Brennstoff damit sicher eingeschlossen werden. Die Hauptkomponenten sind auf eine Betriebszeit von mindestens 60 Jahren ausgelegt.

Das Projekt weist folgende Merkmale auf:

- Druckwasserreaktor-Technologie;
- Optimale Kombination von aktiven und passiven Sicherheitssystemen;
- Gegenseitige Redundanz aktiver und passiver Sicherheitssysteme;
- Rückhaltung der Kernschmelze im Reaktorgefäß;
- Technische Einrichtungen zum Management der auslegungsüberschreitenden Störfälle;
- Aufbau des Reaktorkerns unter Nutzung der Erfahrungen bei der Entwicklung von Brennelementen für WWER-1000/1200;
- Doppelcontainment.

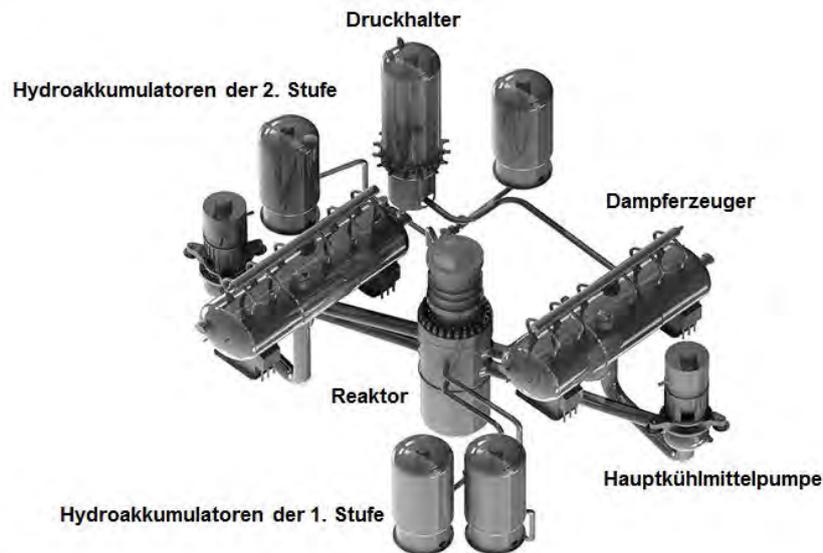


Abb. 5.7 Aufbau des Primärkreises des WWER-600/W-498

Laut des russischen Staatskonzerns Rosatom soll die erste Pilotanlage am Standort Kola errichtet und danach in abgelegenen Gebieten eingesetzt und ins Ausland exportiert werden.

Des Weiteren erfolgte Ausbau der Wissensbasis mit technischen Informationen zu neuen russischen Kernanlagen kleiner und mittlerer Leistung (KLT-40S, WBER) und zu den Baulinien der schnellen, flüssigkeitsmetallgekühlten Reaktoren (BN, SVBR-100, BREST). Beispielsweise ist eine umfangreiche Materialsammlung (Konferenzvorträge, IAEA TECDOC zu Betriebserfahrungen und Benchmark Analysen, sowie IRS-Meldungen) zur Baulinien der schnellen Brutreaktoren zur Verfügung gestellt worden.

Die in der Wissensbasis erfassten technischen Informationen wurden unter anderem für Erstellung eines Übersichtsberichts zu neuen russischen Reaktorkonzepten und einer Konzeptbeschreibung für WWER-TOI verwendet (s.a. Abschnitt 5.6).

The screenshot shows the 'BN-Baureihe (Schneller Brutreaktor)' page on the InfoServer. The main heading is 'BN-Baulinie (Baulinie der Schnellen Brutreaktoren)'. The text describes the BN as a sodium-cooled fast reactor (SFR) and mentions the first BN reactor (BN-350) in Aktau (Soviet Union) and the BN-600 in Beloyarsk. It also notes that a BN-800 reactor is in commercial operation since 2016. The text states that Russia is the only country in the world that has successfully operated sodium-cooled fast reactors on an industrial scale. Below the text is a diagram titled 'Power reactors' showing the evolution from experimental reactors (BR-510 in 1959, BOR-60 in 1969, BN-350 in 1973) to BN-600 in 1980 and BN-800 in 2015, and finally to BN-1200 development. On the right side, there is a table titled 'Weitere Informationen' with columns for 'Typ', 'Name', 'Quelle', and 'Sprache'. The table lists various documents related to the BN reactor series, such as 'Solution of scientific and technical problems related to the operation of BN-600 to BN-800', 'Optimization of equipment installation processes for BN-800', 'Reaktorbaulinie im Projekt PRORVV', 'Projekt BN-1200', 'BN-1200 Reactor Power Unit Design', 'Objectives of Experimental Validation of Mechanical Equipment for BN-1200', 'Licensing Support Experience of the BN-600 Operation', 'Fast reactor development program in Russia', 'Development of Fast Sodium Reactor Technology in Russia', 'Russian fast reactors - Development Prospects', 'Chemical technology issues of fast reactor fuel cycle', and 'BN-1200 - Safety Concept'.

Abb. 5.8 Einstiegsseite zur Baulinien der schnellen Brutreaktoren

5.2.4 Standortdossier zu den Neubauprojekten mit russischen Reaktoren

Im Rahmen dieses Arbeitspunktes wurde auch das Standortdossier InfoServer zu den Neubauprojekten mit russischen Reaktoren weitergeführt. Das Dossier enthält standortspezifische Informationen zu den Neubauprojekten, wie z. B. Kurzinformationen zu den Kraftwerksblöcken, Chronologien, Pressemitteilungen und relevante Unterlagen. Der Hauptschwerpunkt der Arbeiten bestand in der Aktualisierung der bestehenden Standortseiten (Erfassung und Einbindung von relevanten Unterlagen, Zusammenstellung aktueller Pressemitteilungen, Pflege von Seiteninhalten und Listeneinträgen) sowie Erweiterung des Dossiers (Erstellung von SharePoint Sites sowie Nachrichtenblogs zu weiteren/neuen Standorten).

Weltweit sind gegenwärtig außerhalb Russlands insgesamt 39 KKW-Blöcke mit russischen Reaktoren in Betrieb. Bei allen Blöcken handelt es sich um die WWER-Baulinie (WWER-440 und WWER-1000). Acht Blöcke werden zurzeit errichtet. Die Bauprojekte verteilen sich auf vier Länder: Slowakei (2xWWER-440), Weißrussland (2xWWER-1200 (AES-2006)), Indien (2xWWER-1000 (AES-92)) und China (2xWWER-1000 (AES-91)). Mit neun Ländern hat Russland die Regierungsabkommen über die Errichtung von weiteren 20 KKW Blöcken unterzeichnet.

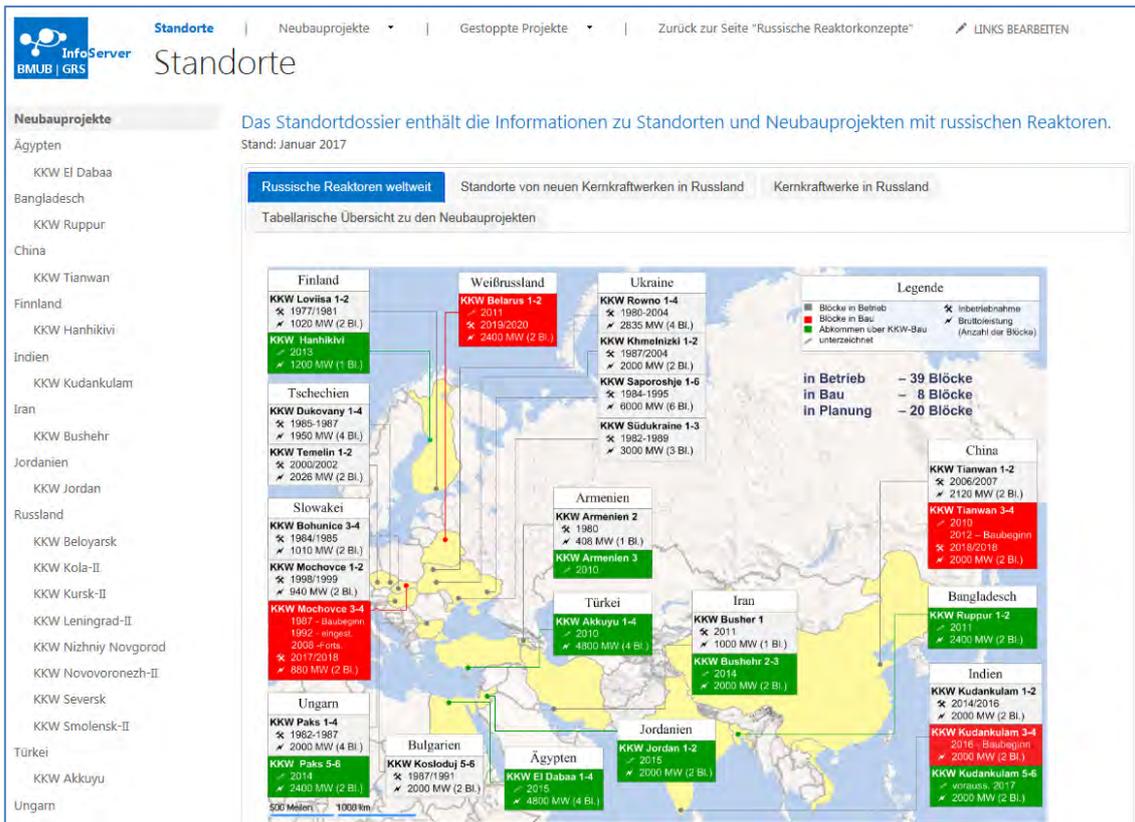


Abb. 5.9 Einstiegseite des Standortdossiers

In Russland selbst sind derzeit 35 Blöcke in Betrieb, 7 Blöcke in Bau und 13 Blöcke in Planung. Die Errichtung zweier weiterer Blöcke in KKW Baltiiskaya wurde vorläufig gestoppt.

Mit dem Beschluss vom 01. August 2016 zur neuen Standortplanung hat Russland seine mittelfristige Planung an die schwache wirtschaftliche Entwicklung und an die aktuellen Pläne zur Verlängerung der Betriebsdauer bestehender Anlagen angepasst. Gemäß der neuen Standortplanung sollen im Zeitraum bis 2030 elf neue Kernkraftwerksblöcke mit einer installierten Leistung von ca. 12,1 GW errichtet und in Betrieb genommen werden. Neben sieben Anlagen der Baulinie WWER-TOI und zwei schnellen natriumgekühlten Reaktoren BN-1200 handelt es sich dabei um die neu in die territoriale Planung aufgenommenen WWER-600 am Standort Kola-2 und den schnellen bleigekühlten Reaktor BREST-300 in der geschlossenen Stadt Sewersk.

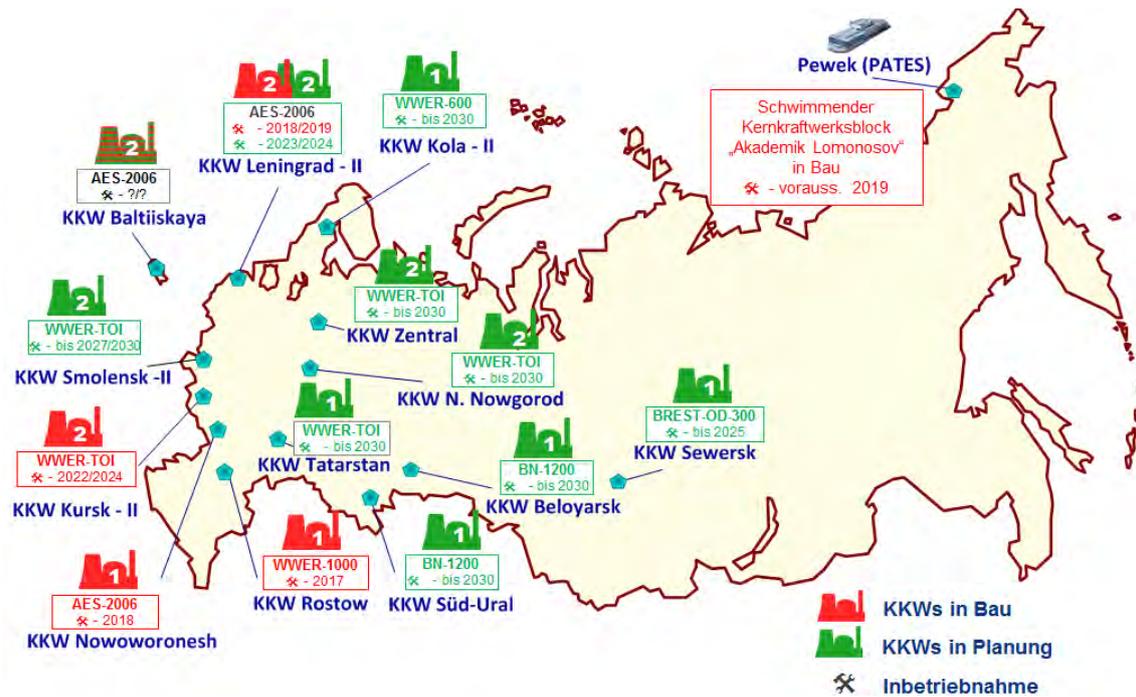


Abb. 5.10 Standorte von neuen Kernkraftwerken in Russland

Im Februar 2017 wurde im Kernkraftwerk Nowovoronesh (Block 6) die erste Pilotanlage des Typs AES-2006 (WWER-1200/W-392M) mit einem neuen verbesserten Design nach dem Abschluss der letzten Tests in den kommerziellen Betrieb genommen. Der WWER-1200 stellt die evolutionäre Weiterentwicklung der bewährten WWER-1000-Reaktor-Reihe dar, die in großer Anzahl seit Anfang der 80-iger Jahre in Russland und in anderen Ländern errichtet und in Betrieb genommen wurde.

Information zum Kernkraftwerk

Standortbeschreibung

Technische Daten

Literatur

LINKS BEARBEITEN

Seit etwa zehn Jahren befindet sich das Kernkraftwerk Novovoronezh-II im Planungsstadium. Die Genehmigung für die Errichtung des Blocks 1 wurde am 12. April 1999 erteilt und mit den bauvorbereitenden Arbeiten wurde begonnen. An diesem Standort sollten ursprünglich mindestens zwei WWER-1000-Blöcke mit Reaktoranlagen des Typs W-392 als Ersatz für die gegenwärtig betriebenen Anlagen errichtet werden. Wegen der Wirtschaftskrise Ende der 90er Jahre hat sich die Arbeitsgeschwindigkeit beim Bau neuer Anlagen in Russland stark verlangsamt.

Im Rahmen eines föderalen Zielprogramms "Entwicklung des Atomindustriekomplexes Russlands 2007 bis 2012 und in der Perspektive bis 2015" startete der Bau des ersten Blocks des KKW Novovoronezh-II offiziell am 24. Juni 2008. Das zum Staatskonzern Rosatom gehörende Ingenieurunternehmen Atomenergoprojekt hatte bereits im Mai 2008 die Aushubarbeiten für das neue Kernkraftwerk abgeschlossen. Der Bau des zweiten Blocks wurde am 12. Juli 2009 begonnen.

Im März 2016 wurde der Block-1 mit Brennstoff beladen und am 20. Mai war der Reaktor erstmals kritisch. Am 5. August 2016 hat der erste Kernkraftwerksblock des Typs AES-2006 (WWER-1200/W-392M) mit dem neuen verbesserten Design zum ersten Mal elektrische Energie an das Stromnetz abgegeben. Am 27. Februar 2017 ist der Block nach dem Abschluss der letzten Tests in den kommerziellen Betrieb übergegangen.

Chronik

- 2017
 - 27. Februar: Kommerzieller Betrieb des Blocks 1
- 2016
 - 05. August: Erste Netzschaltung des Blocks 1
 - 20. Mai: Novovoronezh-II-1: erstmals kritisch
 - 15. April: Letzter Dampfzerzeuger wurde im Block 2 montiert
 - 24. März: Erste Brennstoffbeladung für Novovoronezh-II-1
 - 22. März: Erstellung der Betriebsgenehmigung für den Block 1
- 2015
 - Juli: Mit der Druckprobe des Primärkreislaufs im Block 1 begonnen
 - 20. April: Druckhalter im zweiten Block installiert
 - 28. März: Reaktordruckbehälter in Novovoronezh-II-2 montiert
- 2014

Modell des KKW Novovoronezh-II

Lage

Land: Russland

Daten

Projektbeginn:	1999
Kommerzieller Betrieb:	2016/2018 geplant
Blöcke in Bau:	2 (WWER-1200/W-392M)

Projektbeteiligte

ROSATOM - Föderale

Abb. 5.11 Standortseite zum KKW Nowovoronesh

Die Inbetriebnahme einer weiteren Pilotanlage mit einem Reaktor vom Typ WWER-1200/W-491 (AES-2006) ist am Standort Leningrad-II für 2018 geplant.

Die wichtigsten Ereignisse 2016/2017 zu Neubauprojekten mit russischen Reaktoren:

- Anfang Januar 2016 wurden die vorbereitenden Arbeiten am Standort des ersten Kernkraftwerks Ägyptens „El Dabaa“ begonnen;
- Am 19. Januar 2016 wurde mit dem Aushub der Baugrube für Hanhikivi-1 begonnen;
- Am 10. Juli 2016 ist der zweite Reaktor im indischen Kernkraftwerk Kudankulam erstmals kritisch geworden;
- Am 26. Juli 2016 unterzeichneten Russland und Bangladesch die zwischenstaatliche Vereinbarung zur Vergabe eines russischen Staatsdarlehens für die Hauptphase des Baus vom KKW Ruppur;
- Am 10. August 2016 fand die feierliche Übergabe des ersten Blocks des KKW Kudankulam an die Nuclear Power Corporation of India Ltd. statt;
- Am 29. August 2016 ging der Block 2 des KKW Kudankulam ans Netz;
- Am 10. September 2016 fand die Grundsteinlegung für die Blöcke 2 und 3 des KKW Bushehr statt;
- Am 15. Oktober 2016 wurde das Fundament für die Blöcke 3 und 4 des KKW Kudankulam gegossen;
- Am 22. November 2016 hat die vietnamesische Regierung beschlossen, die Pläne zum Bau der ersten beiden Kernkraftwerke des Landes aufzugeben;
- Im Januar 2017 hat Rosatom bekanntgegeben, dass die Vorbereitungsarbeiten zum Bau des KKW Akkuyu in der Türkei wieder aufgenommen wurden;
- Am 27. Februar 2017 ist der erste Block des KKW Nowoworonesh-II mit einer Reaktoranlage vom Typ WWER-1200/W-392M nach dem Abschluss der letzten Tests in den kommerziellen Betrieb übergegangen;
- Am 14. März 2017 wurde am Standort Bushehr in Iran mit Vorbereitungsarbeiten für Block-2 begonnen;
- Am 30. März 2017 wurde eine Standortgenehmigung für den Ausbau des KKW Paks erteilt;
- Am 01. Juni 2017 unterzeichneten Russland und Indien ein Rahmenabkommen zum Bau von Kudankulam 5 und 6.

5.3 Forschungsprogramme zur Entwicklung zukünftiger Reaktorkonzepte

Derzeitig wird die Stromerzeugung durch Kernkraftwerke fast ausschließlich durch Reaktoren geleistet, die den Reaktorgenerationen II und III zuzuordnen sind. Hierbei handelt es sich um Siede- oder Druckwasserreaktoren. Die zurzeit im Bau oder in der Planung befindlichen kommerziellen Kernkraftwerke setzen ausschließlich auf diese beiden Technologien. Auch durch Weiterentwicklungen lassen sich einige Probleme hierbei nicht lösen wie z.B. die geringe Ausnutzung des Brennstoffes oder der Anfall langlebiger Abfälle. Aus diesem Grund gibt es bereits seit den 1950er Jahren Bestrebungen innovative Reaktorkonzepte technisch zu realisieren und für den kommerziellen Einsatz zu entwickeln, die nicht auf diese beiden Technologien beruhen. Diese werden heutzutage als Generation IV (GEN IV) Reaktoren bezeichnet. Da es jedoch nicht zur vorhergesagten Verknappung von Uran als Brennstoff kam und der Aufwand sowohl in Entwicklung als auch in der Realisierung von innovativen Reaktoren sehr hoch ist, beschränkten sich die Unternehmungen zumeist auf kleine Prototypenreaktoren.

Kommerziell genutzt werden derzeit lediglich russische Reaktoren der BN-Baureihe. Um die Vorteile dieser vierten Reaktorgeneration nutzen zu können, arbeiten jedoch auch viele andere Nationen und internationale Kooperationen an der Entwicklung. Dabei umfassen die Konzepte verschiedene technische Ansätze. Durch den übergeordneten Forschungsverbund Generation IV International Forum (GIF) wurden insgesamt sechs verschiedene Technologien zur weiteren Entwicklung ausgewählt. Diese sechs Konzepte sind der Very-High-Temperature Reactor (VHTR), der Natrium-cooled Fast Reactor (SFR), der SuperCritical-Water-cooled Reactor (SCWR), der Gas-cooled Fast Reactor (GFR), der Lead-cooled Fast Reactor (LFR) und der Molten Salt Reactor (MSR). Trotz sehr unterschiedlicher technischer Ansätze sollen alle Konzepte die gleichen Ziele verfolgen. Wesentlich für diese Reaktorgeneration sollen die deutlich bessere Ausnutzung von Brennstoffen sowie der Einsatz alternativer Brennstoffe sein. Neben weiteren ökonomischen Zielen sind die technisch bedeutsamsten die Minimierung von Unfällen mit Beschädigung des Kerns bzw. im besten Fall die Vermeidung solcher Unfälle, die Beschränkung von Unfällen und deren Auswirkungen auf das Anlagengelände sowie eine hohe Sicherheit gegen Proliferation, trotz des teilweisen Einsatzes hoch angereicherter Brennstoffe.

Im Rahmen einer Berichterstellung wurde die GEN IV Forschungsprogramme der folgenden Länder erfasst und analysiert:

- China
- Südkorea
- USA
- Frankreich
- Indien

Zudem wurden Forschungsk Kooperationen im Rahmen des GIF, bilaterale Kooperationen im Bereich von SFR (Russland / Korea, Korea / USA, China / Russland) und die EU Projekte ALLEGRO und ALFRED erfasst.

Im Folgenden wird beispielhaft für die übrigen im Bericht enthaltenen Programme, die Bestrebungen Indiens zur Realisierung von GEN IV Projekten zusammengefasst.

HTR in Indien

Indien betreibt ein Forschungsprogramm zur Entwicklung von Hochtemperaturreaktoren. Ziel ist es einen Reaktor für die Bereitstellung von Prozesswärme von ungefähr 1000°C zu entwickeln der vor allem zur Produktion von Wasserstoff eingesetzt werden soll. Zur Erprobung und zur weiteren Entwicklung der HTR-Technik soll zunächst ein Reaktor mit geringer Leistung (ca. 100 kW_{th}) entwickelt werden. Dieser wird als CHTR bezeichnet. Derzeitig läuft hierfür die Designphase und die Erforschung und Erprobung der notwendigen Werkstoffe. Die ersten Entwicklungen sehen einen Blei-Bismut gekühlten Reaktor, dessen Kern aus 19 hexagonalen Moderatorblöcken aus Berylliumoxid, die jeweils ein zentrales mit Brennstoff gefülltes Rohr umschließen. Als Brennstoff soll sogenannter TRISO-Brennstoff aus Uran-233 mit einer Anreicherung von 34% und Thorium eingesetzt werden. Nach derzeitigen Einschätzungen wäre mit dem Kern ein Abbrand von 68 GWd/t_{SM}, was ca. 15 Vollastjahren entspricht, möglich. Besonderes Merkmal im Design ist, dass die Abfuhr der Wärme während des Betriebes und auch die Nachzerfallswärme aus dem Kern ausschließlich passiv erfolgen soll.

Schwerpunkte der derzeitigen Entwicklungen betreffen vorrangig den Ausbau der Datenbasis für notwendige Rechencodes sowie Materialentwicklung und Erprobung. Als nächster Schritt sind großangelegte Materialtest sowohl im Hinblick auf thermische Belastungen als auch im Hinblick auf die Bestrahlung von Materialien vorgesehen. Die Entwicklungsarbeit wird in Indien durch das Bhabha Atomic Research Centre (BARC) geleistet.

Neben der Entwicklung am CHTR gibt es in Indien noch ein zweites Konzept, genannt IHTR (Innovative high-temperature reactor), für einen Hochtemperaturreaktor an welchem gearbeitet wird. Die Entwicklung steht hier allerdings erst ganz am Anfang. Das Projekt verfolgt ähnliche Ziele wie die Entwicklung des CHTR. Der Reaktor soll vorrangig Prozesswärme zur Wasserentsalzung und Wasserstoffproduktion bereitstellen. Zusätzlich kann der Reaktor auch zur Stromerzeugung eingesetzt werden. Vorgesehen ist ein Flüssigsalz-gekühlter Kugelhaufenreaktor mit einer thermischen Leistung von $600 \text{ MW}_{\text{th}}$. Auch hier soll der Brennstoff in Form von TRISO zum Einsatz kommen. Um den zylinderförmigen Reaktorkern sollen Graphitelemente als Reflektoren angeordnet sein. Da das Projekt noch am Beginn steht beschränken sich derzeitige Aktivitäten auf Materialforschung im Hinblick auf Korrosions- und Temperaturbeständigkeit sowie auf thermohydraulische Untersuchungen.

SFR in Indien

Da Indien nur über geringe Uranvorkommen verfügt, war als Teil des drei-stufigen Programms zur Nutzung der Kernenergie bereits seit den 1950er Jahren der Einsatz von SFR zur Stromerzeugung vorgesehen. In der ersten Stufe wurde durch den Einsatz von Leichtwasserreaktoren und die Wiederaufarbeitung des Brennstoffes Plutonium gewonnen. Dieses Plutonium wird in der zweiten Phase für die ersten Brennstoffbeladungen von SFR genutzt. Während dieser Phase soll nun neben Thorium vorrangig angereichertes Uran als Brutstoff eingesetzt werden um Plutonium für den Einsatz weiterer SFR zu gewinnen bis sich die angestrebte Kapazität an SFR in Betrieb befindet. In der dritten Phase soll Thorium als Brutstoff zum Einsatz kommen aus dem Uran-233 als neuer Spaltstoff erbrütet wird. SFR spielen also eine zentrale Rolle im indischen Nuklearprogramm. Dennoch sind die bisherigen Fortschritte eher gering. Bisher gibt es in Indien mit dem FBTR (Fast Breeder Test Reactor) lediglich einen Testreaktor. Erst durch die Kooperation des indischen Reactor Research Centre (RRC) mit der französischen CEA und dem Zugang zu den Designunterlagen und Übernahme wesentlicher Merkmale von RAPSODIE konnte in den 1970er Jahren die Entwicklung des FBTR Erfolge vorweisen. Im Gegensatz zum französischen Vorbild besitzt der FBTR auch einen Turbosatz zur Erzeugung elektrischer Energie. Die für 1976 geplante Inbetriebnahme verzögerte sich jedoch bis 1985.

Der FBTR befindet sich am Standort des Kernkraftwerkes Madras in Kalpakkam. Dieser Reaktor dient der Erprobung und Entwicklung der SFR-Technologie. Der FBTR ist Reaktor ist laut im loop-Design der zur Zeit seiner Inbetriebnahme eine Leistung von

10,6 MW_{th}. besaß. Durch den Einsatz neuerer Kernkonfigurationen stieg die Leistung in mehreren Stufen auf Ihren heutigen Wert von 20 MW_{th}. Ursprünglich ausgelegt ist der Reaktor für eine maximale Leistung von 40 MW_{th} und 13,2 MW_{el}. Die Synchronisation mit dem Stromnetz fand erstmalig 1997 statt. Im Reaktor kommt metallischer Brennstoff mit hohem Plutoniumanteil (70 % PuC, 30 %UC) zum Einsatz, der in Indien auch bereits erfolgreich wiederaufgearbeitet wurde. Somit ist man der Erreichung eines geschlossenen Brennstoffkreislaufs deutlich näher gekommen. Der FBTR soll nach heutigem Stand noch weitere 20 Jahre in Betrieb bleiben um hier weitere Erkenntnisse zur SFR-Technologie zu sammeln und Experimente für zukünftige SFR-Entwicklungen durchführen zu können. Durch mehrere Verbesserungen soll die Verfügbarkeit von derzeit rund 50% dabei steigen.

Die gesammelten Erfahrungen aus dem Betrieb des FBTR sollen im nächsten Schritt auf einen industriellen Maßstab übertragen werden. Die Entwicklung des Designs hierfür begann bereits in den 1980er Jahren und wird ebenfalls durch das RRC (ab 1985 umbenannt in Indira Gandhi Centre for Atomic Research, kurz IGCAR) durchgeführt. Für die Entwicklung stehen mehrere Testeinrichtungen, vor allem Natrium Kreisläufe für thermohydraulische Tests zu Verfügung. Außerdem besitzt das IGCAR ein Testmodell des Primärkreis des PFBR im Maßstab 1:4, genannt SAMRAT (Scaled Model of Reactor for Thermal hydraulic studies). Hier werden thermohydraulische Untersuchungen angestellt. Wegen der einfacheren Handhabbarkeit finden diese allerdings mit Wasser statt mit Natrium statt.

2003 wurde mit dem Bau des PFBR (Prototype fast Breeder Reactor) auf dem Gelände des IGCAR am Kernkraftwerk Madras begonnen. Dieser Reaktor wurde für eine thermische Leistung von 1250 MW konzipiert und soll 500 MW_{el} Leistung bereitstellen. Bereits zeitig in der Entwicklung rückte man von der Ausführung im loop-Design ab und bevorzugte für den PFBR das pool-Design. Neben den zwei für den Betrieb notwendigen Wärmetauschern im Reaktorbehälter verfügt der FBTR zusätzlich über Wärmetauscher zur Abfuhr der Nachzerfallswärme die rein passiv arbeiten, also keine Pumpen benötigen. Der Reaktor verfügt über zwei ebenfalls mit Natrium befüllte Sekundärkreisläufe.

Aufgrund von Verzögerungen beim Bau und der Inbetriebnahme konnte der Reaktor nicht wie geplant 2015 in Betrieb genommen werden. Nach derzeitigem Stand soll der Reaktor 2017 die erste Kritikalität erreichen. Die Gesamtkosten für Entwicklung und Bau werden mit 56,77 Milliarden Rupien (ca. 750 Mio €) angegeben.

5.4 Herausforderungen bei der Realisierung von kleinen, modularen Reaktoren (SMR) /NIE 17/

Zu kleinen, modularen Reaktoren (SMR) werden in der Regel Reaktoren gezählt die eine geringere elektrische Leistung als $300 \text{ MW}_{\text{el}}$ aufweisen und sich entweder durch eine modulare Bauweise oder einen modularen Aufbau auszeichnen. Das Reaktormodul kann also entweder als Ganzes oder in nur wenigen Teilen an einen Standort gebracht und aufgebaut werden, oder aber, mehrere Reaktormodule bilden gemeinsam eine Gesamtanlage.

Um eine Abgrenzung gegenüber der bereits seit Mitte des letzten Jahrhunderts entwickelten kleinen Reaktoren zu schaffen, beschreiben die Entwickler heutiger SMR ihr Design meist als fortschrittlich. Die vermeintliche Fortschrittlichkeit ist dabei nicht immer auf technische Details zurückzuführen. Die verschiedenen Konzepte umfassen neben teils sehr neuartigen Lösungen meist relativ konventionell ausgelegte Reaktordesigns.

Im Gegensatz zu konventionellen Kernkraftwerken mit großer Leistung beschränkt sich das Anwendungsspektrum von SMRs nicht allein auf die Elektrizitätsproduktion. Durch an den Kraftwerksbetrieb angekoppelte Betriebsmöglichkeiten ist es in vielen SMR-Designs vorgesehen, die entstehende Prozesswärme für weitere Gebiete nutzbar zu machen. Darunter fallen unter anderem die Möglichkeiten der Meerwasserentsalzung, die Bereitstellung von Heizwärme sowie die Wasserstoffproduktion. Laut Hersteller sollen sich SMRs, im Gegensatz zu Großkraftwerken, insbesondere für Länder mit Stromnetzen geringerer Kapazität, unerschlossenen Gebieten mit geringer Bevölkerungsdichte sowie für Gegenden mit in geringerem Maße vorhandener Infrastruktur eignen. Dabei sollen SMRs durch ihre vergleichsmäßig geringe Leistung und modulare Aufschaltmöglichkeiten bis hin zu Großleistungskraftwerken den rasant wachsenden Energiebedarf der Bevölkerung sicherstellen können. Darüber hinaus sollen SMR auch für Industrienationen eine profitable Alternative darstellen. So stellen sich die Hersteller und Entwickler vor, dass konventionelle Kraftwerke durch entsprechend skalierte SMR-Anlagen ersetzt werden könnten. Weiterhin gehen die Hersteller davon aus, dass die Standortsuche für potentielle SMR-Anlagen im Vergleich zu großen KKW's deutlich einfacher sein wird. Nach Ansicht der Entwickler soll es unter anderem möglich sein, kleine SMR-Anlagen auf das Anlagengelände von konventionellen Großkraftwerken zu installieren, um so die bereits vorhandene Infrastruktur nutzen zu können.

Neben den sekundären Anwendungsbereichen sehen die Entwickler in der Serienfertigung und den erweiterten Standort- und Betreiberoptionen wesentliche Vorteile ihrer SMR-Konzepte. Der Unwirtschaftlichkeit kleinerer Kraftwerkseinheiten im Vergleich zu Großanlagen (*economies of scale*) versuchen die Entwickler durch geringere Investitionssummen zu begegnen. So versprechen sie sich von der teilweise vollständigen, fabrikartigen Vorfertigung verschiedener Module und den damit verbundenen Vorteilen im Hinblick auf Qualitätssicherung und kürzeren Konstruktionszeiten, geringere Kapitalkosten. Dies soll dazu beitragen, dass auch kleinere Betreiber den Bau und Betrieb von SMR-Anlagen verfolgen können.

Viele Hersteller auf dem Kernenergiemarkt, sowohl etablierte Anbieter von Großanlagen wie als auch Neueinsteiger, verfolgen die Entwicklung von eigenen SMR-Konzepten. Die intensive Beschäftigung des Marktes mit diesen Reaktoren beruht dabei vor allem auf den von den Entwicklern genannten Vorteilen von vermeintlich begrenzten finanziellen Risiken, einer einfacheren und sichereren Bedienung der Anlagen der Perspektive, eine dezentrale Energieerzeugung zu schaffen sowie der Möglichkeit, eine schrittweise erfolgende Leistungserweiterung durch Multimodul-Anlagen zu schaffen.

Die teils erheblichen Entwicklungsarbeiten an SMRs zielen im Allgemeinen auf Vorteile in den Bereichen Anlagenschutz und -sicherheit, Abfallmanagement sowie besserer Ressourcennutzung ab. Das anhaltende Interesse an der Entwicklung und Bereitstellung von SMRs spiegelt sich an der Zahl der sich in Betrieb und Entwicklung befindlichen Anlagen wieder. Es gibt derzeit über 45 verschiedene, innovative und teils evolutionäre SMR-Konzepte. Dabei reicht die Vielfalt der Konzepte von elementaren Konzeptstudien bis hin zu bereits in Bau befindlichen Anlagen. Die Art der sicherheitstechnischen Ausführungen (zumeist passiv) reicht dabei von konventionellen Lösungen bis hin zu sehr neuartigen Lösungsansätzen und lässt sich in vier Gruppen aufteilen:

- Konventionelle Designs (GEN-II)
- Modifizierte Designs; schiffsmontierte Reaktoren für Eisbrecher und U-Boote
- evolutionäre Designs (GEN-III) mit überwiegend passiven Sicherheitssystemen und Naturumlauf
- Innovative Designs (GEN-IV) mit alternativen Kühlmedien (Natrium, Metall)

2014 waren bereits vier SMRs in Bau, darunter ein industrieller Prototyp in Argentinien (CAREM-25), zwei schiffsmontierte Reaktoren, für die Versorgung von entlegenen

Küstenregionen Sibiriens und Eisbrechern ausgelegte Varianten in Russland (KLT-40S, RITM-200) und eine weitere industrielle Demonstrationsanlage in China (HTR-PM).

Die gegenwärtigen Diskussionen um SMRs sind derzeit überwiegend von den vermeintlichen Vorteilen geprägt. Den von der Industrie postulierten Vorteilen stehen jedoch große Herausforderungen bei der Realisierung entgegen. So ist nicht auszuschließen, dass neben regulatorischen Aspekten auch wirtschaftliche, technische und exportbezogene Aspekte zumindest eine Verzögerung einer baldigen Lizenzierung und Einführung von SMR verursachen könnten. Aus diesem Grund ist eine Auseinandersetzung mit den Hürden bei der Realisierung von SMR-Konzepten notwendig. Derzeit sind viele Unterlagen mit Konzeptbeschreibungen verfügbar, jedoch findet dort oft kein bzw. ein nur in geringem Maße kritisches Hinterfragen statt.

Im Rahmen einer Berichtserstellung wurde ein Überblick über die verschiedenen Herausforderungen bei der Realisierung von kleinen modularen Reaktoren verfasst. Einleitend erfolgte eine Darstellung der Anfänge der SMR-Entwicklung und ihrem heutigen Stand unter Einbeziehung aktueller Herausforderungen und Entwicklungen. Dabei fanden neben regulatorischen auch wirtschaftliche Aspekte und technische Faktoren Beachtung. Zusätzlich wurden beispielhaft die länderspezifischen Herausforderungen in Kanada, Großbritannien und den Vereinigten Staaten diskutiert. Den Abschluss bildet eine Übersicht über die regulatorischen Initiativen, die zur Lösung von aufkommenden SMR-Fragestellungen beitragen.

Im Folgenden werden die behandelten generischen Herausforderungen bei der SMR-Entwicklung kurz zusammengefasst.

Regulatorische Aspekte

Zu den offenen regulatorischen Fragestellungen bei der SMR-Entwicklung werden u.a. die folgenden Aspekte gezählt:

- Genehmigung von multi-modul Anlagen
- Beurteilung von Radionuklid-Quelltermen
- Anwendung eines hierarchisch gestaffelten Sicherheitssystems
- Abgelegene, schwer erreichbare und teilweise isolierte Standorte
- SMR Serienproduktion
- Transportfähige SMR

- Personalbestand der Warte

Die benannten regulatorischen Aspekte wurden im Bericht vorwiegend anhand des amerikanischen Regelwerks erläutert.

Wirtschaftliche Aspekte

Allgemein geht man davon aus, dass mit einer Vergrößerung des Reaktors eine gleichzeitig eintretende Kostensenkung stattfindet. In diesem Zusammenhang spricht man auch vom Skaleneffekt (*economies of scale*). Anders als Großanlagen können kleine, modulare Reaktoren nicht vom Skaleneffekt profitieren. Um trotzdem wirtschaftlich attraktiv für potentielle Investoren zu sein, bieten SMRs in anderen Bereichen mögliche Vorteile. Den teils enormen Kapitalkosten für Großanlagen versuchen die Hersteller mit einer kleineren und kompakteren Bauweise bei SMRs entgegen zu wirken. Weitere wirtschaftliche Vorteile erhoffen sich die Hersteller durch die Nutzung der Prozesswärme als zusätzliche Einnahmequelle. Der Grundgedanke bei modularen Anlagen ist es, dass die einzelnen Komponenten nicht wie bei Großanlagen üblich am Standort miteinander verbaut werden, sondern dass sie in einer Art Fließbandfertigung in einem großen Fabrikkomplex gefertigt und (vor)montiert werden. So müssten diese Reaktoren dann nur noch zu den jeweiligen Standorten transportiert und vor Ort zusammengesetzt werden. Durch diese Serienproduktion erhofft man sich weitere Einsparungen. Bei diesen Einsparungen werden jedoch u. a. die immensen Investitionssummen, die ein solcher Fabrikkomplex benötigt komplett außer Acht gelassen. Darüber hinaus ist davon auszugehen, dass es einige Zeit in Anspruch nehmen wird, bis der Fertigungsprozess optimiert wurde.

Technische Aspekte

Neben den regulatorischen Herausforderungen sehen sich selbst die auf Leichtwasser-Technologie basierten SMRs derzeit noch einigen technischen Herausforderungen gegenübergestellt. Die oftmals im Konzept verwendete integrale Bauweise führt dazu, dass die Designs derzeit zu innovativ sind um einen direkten Bau zu gestatten. Im Vorfeld müssen die Konfigurationen der Primärsysteme auf ihre Funktionalität und Sicherheit hin überprüft und optimiert werden. Dazu ist es notwendig, dass entsprechende Teststände entwickelt und gebaut werden.

Exportbezogene Aspekte

Kleine, modulare Reaktoren sollen nach einer ersten Erprobungsphase in großen Fabrikkomplexen serienartig gefertigt und vermarktet werden. Entwicklungs- und Schwellenländer mit limitierten Stromnetzen zeigen bereits jetzt Interesse an der Entwicklung von SMRs und würden gerne entsprechende Module zur Deckung des wachsenden Energiebedarfs importieren. Viele dieser Länder verfügen jedoch nicht über die benötigte Erfahrung im Umgang mit kerntechnischen Anlagen. Darüber hinaus bestehen häufig keine oder nur schwach ausgeprägte Infrastrukturen, die zum Betrieb solcher Reaktoren notwendig sind. Es ist davon auszugehen, dass sich eine entsprechende Entwicklung über mehrere Jahre, wenn nicht gar Jahrzehnte hinziehen wird. Weitere Probleme hinsichtlich eines effizienten Vertriebs von SMRs treten bei der Anwendbarkeit bestehender Exportgesetze auf. Darüber hinaus steht bei möglichen Exporten die Frage der politischen Stabilität der beteiligten Länder im Vordergrund.

Beispiele für länderspezifische Herausforderungen

In Kanada ist der Lizenzierungsvorgang risikoinformiert und unabhängig von der Reaktorgröße und -technologie. Die Bedingungen der Genehmigungsbehörde sind, anders als die der US-amerikanischen, als offen gehalten anzusehen. So setzt die CNSC zwar einen gewissen Rahmen fest, inwieweit die einzelnen Schritte der Betreiber im Detail auszusehen haben um diese Bestimmungen zu erfüllen ist jedoch nicht festgelegt. Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die kanadische Genehmigungsbehörde zumindest auf kleine und modulare Reaktoren, die auf Leichtwasser-Technologie basieren, vorbereitet ist. Durch ihr offen gehaltenes Regelwerk sind auch stark evolutionäre und innovative (GEN-IV) Konzepte nicht ausgeschlossen. Für wassergekühlte SMRs geht die Behörde von einem etwa vergleichbaren Genehmigungsaufwand wie bei kerntechnischen Großanlagen aus. Potentielle Antragssteller wurden gebeten, die verschiedenen Konzepte schon frühzeitig mit der Behörde zu diskutieren um vermeintlichen Verzögerungen entgegenzuwirken. Sollten die Bewerber von grundlegenden Ansichten in ihrem Konzept, beispielsweise den EPZ-Radien oder der Höhe des Personalinventars, abweichen, so müssen diese Entscheidungen ausführlich und begründet dargelegt werden.

Die britische Genehmigungsbehörde ONR geht davon aus, dass ein SMR-Design basierend auf bewährter Technologie etwa die gleiche Zeit im Zertifizierungsverfahren (Generic Design Assessment - GDA) in Anspruch nehmen wird wie ein evolutionärer Großreaktor. Eine entsprechende Initiative erwartet das ONR von Seiten der Regie-

rung. Demnach könnte bereits nach vier Jahren die standortunabhängige, mehrstufige Überprüfung des Reaktorkonzepts erfolgt sein. Zusammen mit dem standortspezifischen Zertifizierungsprozess könnte somit schon nach sechs Jahren ein SMR-Design für Großbritannien zertifiziert sein. ONR sieht sich generell dazu in der Lage, potentielle Zertifizierungsanfragen bezüglich kleiner, modularer Reaktoren zu bearbeiten. Gerade bei den stark innovativen (GEN-IV) Konzepten geht die Behörde allerdings davon aus, dass weitere regulatorische Rahmenbedingungen vor einer potentiellen Anfrage zu schaffen sind. Initiative Schritte erwartet die Genehmigungsbehörde von Seiten des britischen Parlaments.

Die NRC ist die Aufsichts- und Genehmigungsbehörde der Vereinigten Staaten. Durch die Erteilung einer Bauartgenehmigung (*Design Certification*, DC) akzeptiert die NRC ein Konzept für ein Kernkraftwerk, unabhängig davon, ob es zu einem Bau oder Betrieb führt. Eine solche Zertifizierung ist ab dem Datum der Ausstellung für 15 Jahre gültig und kann mittels entsprechender Anträge um weitere 10 - 15 Jahre erneuert werden. Die NRC benötigt für den DC-Prozess in der Regel mehrere Jahre. In einigen Fällen hat es über zehn Jahre gedauert, bis eine Design-Zertifizierung ausgesprochen wurde. Um SMRs wirtschaftlich attraktiv zu halten ist es notwendig, diesen Prozess zu verkürzen. Anders als die Regelwerke in Kanada und Großbritannien, sind die Vorschriften der NRC sehr strikt und eng gehalten. Aus diesem Grund gibt es in den Vereinigten Staaten die bisher vielseitigsten Gründe, die einer baldigen Lizenzierung im Wege stehen. Um den langen Zertifizierungszeiten entgegen zu wirken, versuchen einige Reaktorbauer, ihre SMR-Konzepte basierend auf bereits lizenzierten, konventionellen Reaktorkonzepten aufzubauen (vgl. Westinghouse SMR als kleinere Variante des AP1000).

Beispiele für SMR-spezifische Herausforderungen

Im Bericht wurden anhand des CAREM-25 und des NuScale Reaktors SMR-spezifische Herausforderungen diskutiert.

Der CAREM-25 wird zurzeit in Argentinien errichtet. Eine der wohl wichtigsten Entscheidungen für das Projekt wurde 2009 getroffen, als per Gesetz vorgeschrieben wurde, dass CAREM-25 als Prototyp und nicht als herkömmlicher Reaktor zu lizenzieren sei. Ein Jahr später wurde das neue Genehmigungsverfahren durch die argentinische Atomaufsichtsbehörde *Autoridad Regulatoria Nuclear* (ARN) zugelassen. Durch diese Ad-hoc-Genehmigung besitzt das CAREM-Konzept einen entscheidenden Vorteil

gegenüber anderen SMR-Konzepten, die, mit Ausnahme des bereits lizenzierten koreanischen SMART, die noch bestehenden regulatorischen Hürden vor einer potentiellen Lizenzierung ohne Staatshilfe lösen müssen.

Anders als das CAREM-Konzept muss das NuScale-Projekt, damit es erfolgreich vermarktet werden kann, bereits im Vorfeld alle regulatorischen Hürden nehmen. Dazu sind gerade in den innovativen Aspekten des Konzeptes, wie die Nutzung eines Naturumlaufs zur Kernkühlung im Normalbetrieb sowie die Verwendung von weitgehend passiven Sicherheitssystemen, weitere Tests und Rechencodeanpassungen unabdingbar. Darüber hinaus müssen, gemeinsam mit der NRC, Lösungswege hinsichtlich regulatorischer Fragestellungen erarbeitet werden, was oftmals nicht ohne eine Anpassung des Regelwerks möglich ist. Jedoch ist davon auszugehen, dass für die erste Design-Zertifizierung vermehrt Ausnahmeanträge bearbeitet werden um darauf aufbauend langfristig das vorhandene Regelwerk auf SMRs abzustimmen.

Regulatorische Initiativen zur Lösung von SMR-Fragestellungen

Das letzte Kapitel des Berichts befasst sich mit aktuellen regulatorischen Initiativen zur Lösung von SMR-Fragestellungen. Vor dem Hintergrund einer zunehmenden Marktreife der SMR-Konzepte sowie eines anhaltenden Interesses in Industrie-, aber auch in Entwicklungs- und Schwellenländern, wurden die auf dem Gebiet der SMR beratenden internationalen Gremien und Arbeitsgruppen in ihrer Zielsetzung beschrieben und ihre bisher erzielten Ergebnisse dargestellt. Anhand dessen konnte abgeschätzt werden, inwieweit diese Aktivitäten zu einem angepassten Genehmigungsrahmen für SMR bzw. zur Lösung neuer regulatorischer Fragestellungen beitragen können. Die folgenden internationalen Gremien und Arbeitsgruppen wurden behandelt:

- American Nuclear Society SMR Special Committee
- International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles
- Cooperation in Reactor Design Evaluation and Licensing Working Group
- Working Group on the Regulation of New Reactors
- Multinational Design Evaluation Programme
- Small and Medium-sized Reactor Regulators Forum

5.5 Konzeptbeschreibung ASTRID /PFA 17/

Im Rahmen des Vorhabens war ursprünglich geplant einen überschaubaren und handhabbaren Satz an Kriterien zur Ermittlung der Fortschrittlichkeit von Neubauvorhaben zu entwickeln. Hierzu wurde eine Sichtung relevanter internationaler Dokumente, z.B. WENRA Safety Objectives, IAEA SSR-2/1 und GIF Safety Design Criteria for SFR, durchgeführt. Aufgrund des Abgangs des verantwortlichen Mitarbeiters und des Bedarfs von Hintergrundinformationen zu natriumgekühlten Reaktoren (z.B. für die Mitwirkung in der OECD NEA Arbeitsgruppe GSAR) wurden die Arbeiten zu Gunsten der Erstellung einer Konzeptbeschreibung des ASTRID Reaktors reduziert.

Natriumgekühlte schnelle Reaktoren wurden weltweit an verschiedenen Standorten realisiert. Durch ihr technologisches Potential werden sie zu den Generation IV-Konzepten gezählt. Mit diesen Reaktoren soll u. a. eine wesentlich bessere Ausnutzung der Brennstoffressourcen erreicht werden und gleichzeitig eine geringere Menge langlebiger radioaktiver Abfälle anfallen. Da mit den Reaktoren der russischen BN-Baureihe bereits kommerzielle Kraftwerke betrieben werden, handelt es sich hier um die Generation IV-Technik mit den meisten Erfahrungswerten. Neben kleineren Versuchsreaktoren mit wenigen Megawatt Leistung wurden auch außerhalb Russlands bereits größere Projekte dieser Art realisiert. Das Kernkraftwerk Phénix auf dem Gelände der kern-technischen Anlage in Marcoule in Frankreich verfügte über eine thermische Leistung von $563 \text{ MW}_{\text{th}}$ ($242 \text{ MW}_{\text{el}}$) und war insgesamt 36 Jahre in Betrieb. Die hier gesammelten Erfahrungen wurden mit dem Kraftwerk Creys-Malville (Superphénix) auf einen industriellen Maßstab übertragen. Die Inbetriebnahme von Superphénix erfolgte 1986. Die bei diesem Kraftwerk projektierte elektrische Leistung von ca. $1200 \text{ MW}_{\text{el}}$ wurde während des Betriebes jedoch nie erreicht. Nachdem immer wieder Korrosionsprobleme und Lecks am Natriumkreislauf auftraten und die Anlage länger stillstehen musste, wurde sie zum Ende des Jahres 1998 endgültig abgeschaltet.

In Deutschland wurde mit dem SNR-300 in Kalkar ebenfalls ein natriumgekühlter Brutreaktor zur Stromerzeugung gebaut. Der Bau wurde 1985 fertiggestellt. Der Betrieb wurde allerdings aufgrund von sicherheitstechnischen Bedenken und öffentlichem Protest nie aufgenommen. Europäische Bestrebungen einen Brutreaktor zu realisieren wurden gebündelt und führten durch die Kooperation von französischen, britischen und deutschen Entwicklern zum EFR (European Fast Reaktor). Nach Durchlaufen der Designphase wurde das Projekt jedoch 1993 aus finanziellen Gründen eingestellt.

Mit dem Ziel die Technologie der natriumgekühlten Reaktoren in Frankreich weiterzuentwickeln, befindet sich derzeit der Brutreaktor ASTRID (**A**dvanced **S**odium **T**echnological **R**eactor for **I**ndustrial **D**emonstration) in der Konzeption. Im Rahmen dieses Vorhabens wurde eine Konzeptbeschreibung des ASTRID Reaktors erstellt. Hierbei wurde insbesondere auf die Sicherheitsmerkmale des Reaktors eingegangen und ein Vergleich mit dem deutschen SNR-300 erstellt.

Im Folgenden werden einige der Erkenntnisse kurz dargestellt.

Das Projekt steht unter der Leitung der CEA (Commissariat à l'énergie atomique) und wird gemeinsam mit Areva und EdF durchgeführt. Ähnlich wie Superphénix soll auch ASTRID über eine hohe Leistung verfügen um aus diesem Projekt Erfahrungen für die kommerzielle Nutzung ziehen zu können. Angedacht sind hierfür nach derzeitigen Plänen eine thermische Leistung von ca. $1500 \text{ MW}_{\text{th}}$ und eine elektrische Leistung von $600 \text{ MW}_{\text{el}}$. Ziel ist es, dass der Reaktor nach den ersten Betriebsjahren eine Verfügbarkeit von mindestens 80 % aufweist. Außerdem soll der Reaktor die Erprobung von Handhabungs-, Inspektions- und Reparaturtechniken ermöglichen. Die sicherheitstechnische Auslegung der Anlage soll dabei mindestens auf einem vergleichbaren Niveau mit Generation III Konzepten liegen.

SFR (Sodium fast reactor) finden sich heute in mehreren Ländern, wobei es sich hier meist nur um Testreaktoren handelt, die dem Erkenntnisgewinn dienen und als Vorläufer für eine kommerzielle Nutzung dienen sollen. In Russland werden mit den Blöcken 3 und 4 des Kraftwerks Belojarsk bereits zwei Reaktoren im großen Maßstab betrieben. Der ältere Block 3 ist ein Reaktor des Typs BN-600 ($600 \text{ MW}_{\text{el}}$) und seit 1980 am Netz. Block 4 ist eine Weiterentwicklung von Block 3 und verfügt mit dem BN-800 Reaktor über eine elektrische Leistung von $800 \text{ MW}_{\text{el}}$. Dieser Reaktor ist seit 2015 in Betrieb. Neben Russland verfolgen auch China, Indien und Japan eigene Programme zur zukünftigen, kommerziellen Nutzung dieser Technik.

Für den in Frankreich geplanten Brutreaktor ASTRID ist die Konzept-Designphase mit Ende des Jahres 2015 abgeschlossen worden. In dieser wurden die ersten wichtigen Auslegungsparameter festgelegt. In der nun laufenden Projektphase wird das Basisdesign des Reaktors entwickelt. Die Entscheidung zum Bau von ASTRID soll im Anschluss an diese Phase zu Beginn des Jahres 2020 getroffen werden. Während der sich daran anschließenden Phase zur Entwicklung des detaillierten Designs, die bis 2022 dauern soll, soll bereits mit dem Bau begonnen werden, sodass 2026 der Bau

abgeschlossen und der Reaktor seine erste Kritikalität erreichen soll. Entstehen soll der Reaktor auf dem Gelände der Nuklearanlage Marcoule.

Das vorläufige Konzept von ASTRID sieht ein Beckendesign (pool type reactor) mit einer thermischen Leistung von $1500 \text{ MW}_{\text{th}}$ und einer elektrischen Leistung von ca. $600 \text{ MW}_{\text{e}}$ vor. Abb. 5.12 zeigt schematisch den Aufbau des ASTRID Reaktors. Im Reaktor sollen drei Hauptkühlmittelpumpen dafür sorgen, dass die Wärme mit dem Hauptkühlmittelstrom aus dem Kern abgeführt wird. Über vier im Reaktorbecken befindliche Wärmetauscher findet ein Wärmeübergang auf die vier parallelen Sekundärkreisläufe statt, deren Arbeitsmedium ebenfalls Natrium ist. Das tertiäre System zur Energieumwandlung ist zum derzeitigen Stand noch nicht weiter charakterisiert. Möglich wäre die Verwendung von Wasser als Arbeitsmedium (Clausius-Rankine Prozess), oder Stickstoff (Brayton-Prozess). Bei der Verwendung von Wasser kann auf bewährte Technologie zurückgegriffen werden, während die Verwendung von Stickstoff den Vorteil bietet, dass Natrium-Wasser-Reaktionen bei Leckage des sekundären Wärmetauschers ausgeschlossen wären. Unabhängig vom Arbeitsmedium soll der Wärmeübergang auf diesen Kreislauf ebenfalls durch vier Wärmetauscher realisiert werden. Zur Umwandlung der thermischen Energie in elektrische soll eine Turbine genutzt werden.

Die Vorteile von SFR gegenüber wassergekühlten Reaktoren ist der große Temperaturabstand zwischen Kernaustrittstemperatur und Siedepunkt des Kühlmittels von ca. 300 Kelvin. Außerdem kann der Primärkreis drucklos ausgeführt werden. Durch die höhere Kühlmitteltemperatur ergibt sich auch ein höherer thermodynamischer Wirkungsgrad bei der Energieumwandlung über die Turbine.

Nachteilig am Konzept der SFR ist die Tatsache, dass Natrium chemisch sehr reaktiv ist. Bei Kontakt mit Luft oder Wasser kann es zu Explosionen oder Bränden kommen. Außerdem hat Natrium eine stark korrosive Wirkung.

Im Fokus der Entwicklung des ASTRID-Konzepts stehen Sicherheitsmerkmale, wie der sogenannte CFV-Kern (Coeur à Faible effet de Vide Sodium, Englische Entsprechung: low sodium void effect core). Der im Falle eines Kühlmittelverlusts für einen negativen Reaktivitätseffekt sorgt und somit ein inhärentes Sicherheitsmerkmal darstellt. Wesentlich am Konzept ist außerdem die Möglichkeit die Nachzerfallswärme rein passiv abzuführen.

Neben der umfassenden Konzeptdarstellung und Beschreibung der Sicherheitsmerkmale umfasst der Bericht außerdem einen Vergleich der Sicherheitsmerkmale des SNR-300 mit denen des ASTRID-Konzepts.

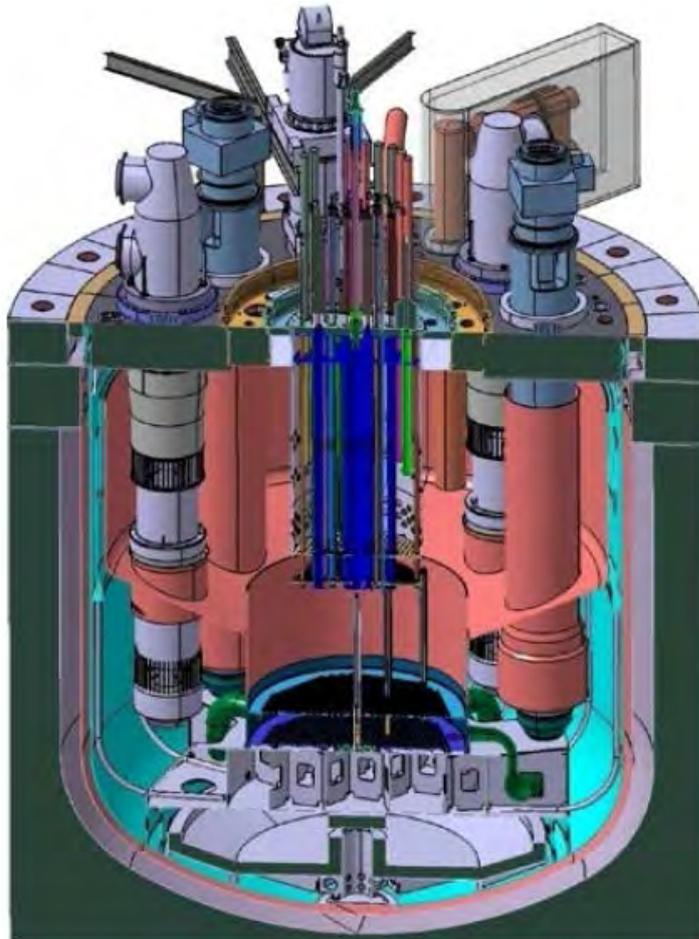


Abb. 5.12 Schnittdarstellung durch das Reaktorgefäß

5.6 Übersichtsberichte zu neuen russischen Reaktorkonzepten

Zielstellung der in diesem Arbeitspunkt durchgeführten Arbeiten war, die sehr umfangreichen Informationen zu neuen russischen Reaktoren in einem Übersichtsbericht zusammenzufassen. In diesem Bericht sind die wichtigsten Informationen zu den im Betrieb sowie in Errichtung bzw. Entwicklung befindlichen russischen Reaktorkonzepten dargestellt.

Der Bericht untergliedert sich in zwei große Kapitel: Leichtwasser-Reaktoren und Metallgekühlte Reaktoren. Im ersten Abschnitt des Kapitels „Leichtwasser-Reaktoren“ werden ein allgemeiner Überblick über die Weiterentwicklung der Reaktorbaulinie WWER-1000/W-320 sowie die Beschreibung der WWER-Anlagen der neuen Generation (AES-91/92, WWER-1500, AES-2006, WWER-TOI, WWER-S und WWER-SKD) gegeben.

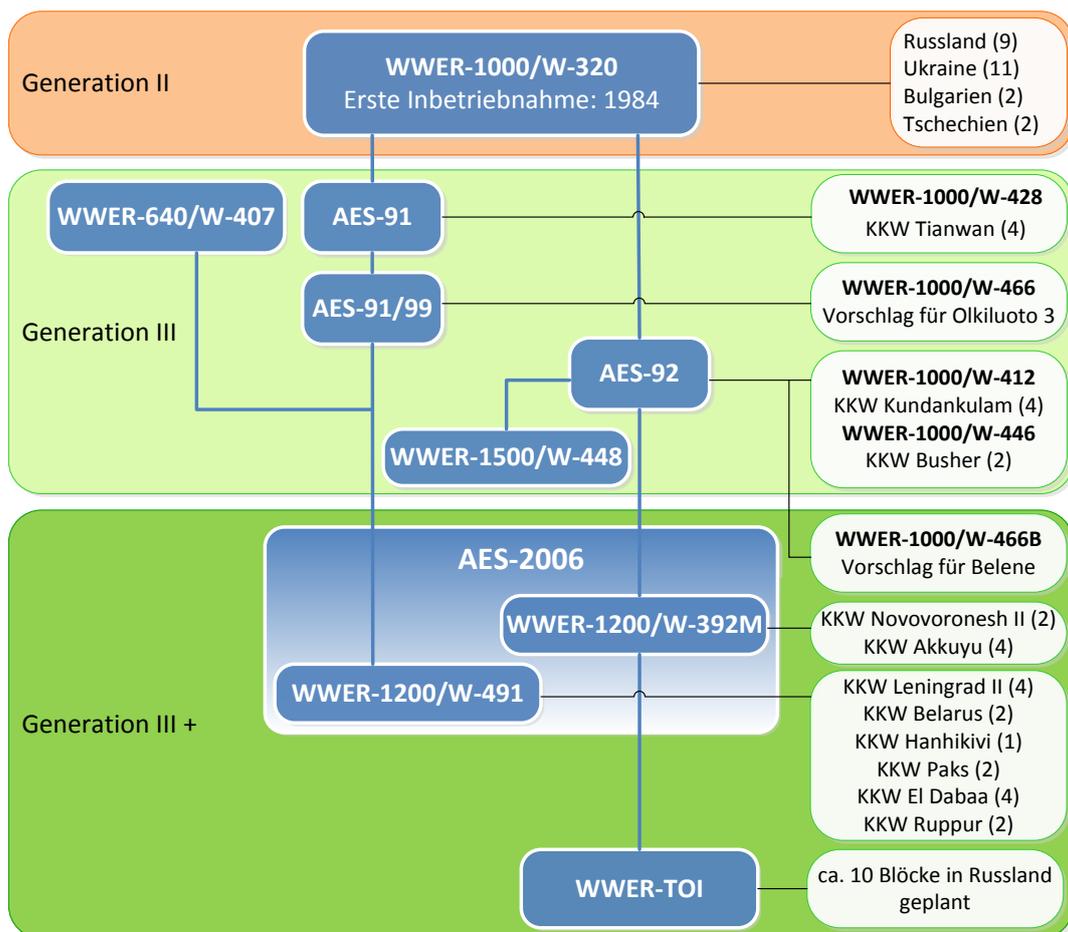


Abb. 5.13 Weiterentwicklung der Reaktorbaulinie WWER-1000/W-320

Der zweite Abschnitt des ersten Kapitels beinhaltet die Informationen zu Leichtwasser-Reaktoren mittlerer Leistung (WWER-640, WWER-600, WBER-600 und VK-300).

Für Aufgaben der regionalen Energieversorgung wird im Forschungs- und Konstruktionsinstitut für Energietechnik (JSC „NIKIET“) an einem Projekt für ein Heizkraftwerk mit einem Siedewasserreaktor vom Typ VK-300 gearbeitet, der für die bedarfsgerechte Bereitstellung von Strom und Wärme in Kraft-Wärmekopplung eingesetzt werden kann. Das Projekt VK-300 wurde auf der Grundlage der Erfahrung in der Projektierung sowie aus dem Betrieb eines experimentellen Heizkraftwerkes mit dem Reaktortyp VK-50 ausgearbeitet, das seit vielen Jahren Fernwärme für die Stadt Dimitrowgrad und Elektrizität für die Umgebung liefert.

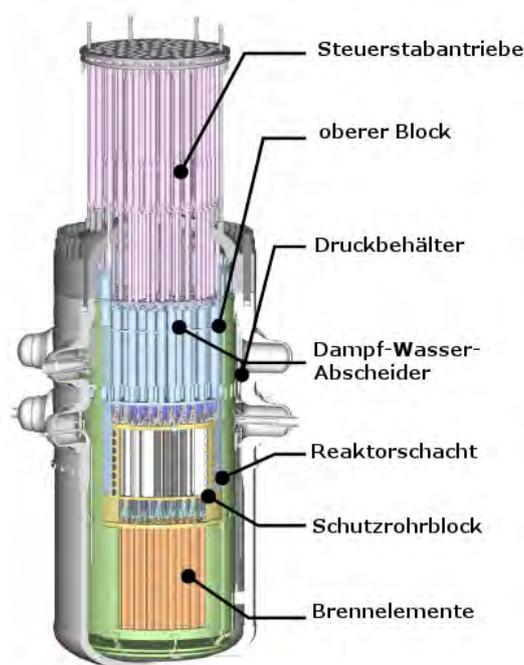


Abb. 5.14 Reaktordruckbehälter des VK-300

Das Projekt des VK-300 weist folgende Merkmale auf:

- Ein-Kreislauf-System;
- Integrierter Primärkreis;
- Naturumlauf;
- RDB und Brennelemente identisch mit WWER-1000;
- Steuerstabantrieb an der Oberseite des RDB;
- Zwei Sicherheitseinschlüsse;

- Abfuhr der Nachzerfallwärme sowie Notkühlung rein passiv.

Ein besonderes sicherheitstechnisches Merkmal des VK-300 ist eine natürliche Konvektionsströmung, mit der die Wärme aus dem Reaktorkern im Normalbetrieb sowie in Störfallsituationen abgeführt wird. Ein weiteres Merkmal ist, dass der Reaktor sowie die Turbine in einem Containment untergebracht sind.

Abschnitt drei des Kapitels „Leichtwasser-Reaktoren“ enthält die Beschreibung zu Reaktoren kleiner Leistung (KLT-40S und RITM-200), die auf den Erfahrungen aus der Entwicklung und dem Betrieb der Schiffsreaktoren beruht und zum Einsatz als Antrieb für die Eisbrecher bzw. in einem „Schwimmenden“ oder auch modularen, transportablen Kernkraftwerksblock vorgesehen.

Der RITM-200 ist ein integrierter Druckwasserreaktor mit einer thermischen Leistung von 175 MW, der eine neue Generation der Schiffsreaktoren der OKBM Afrikantov darstellt.

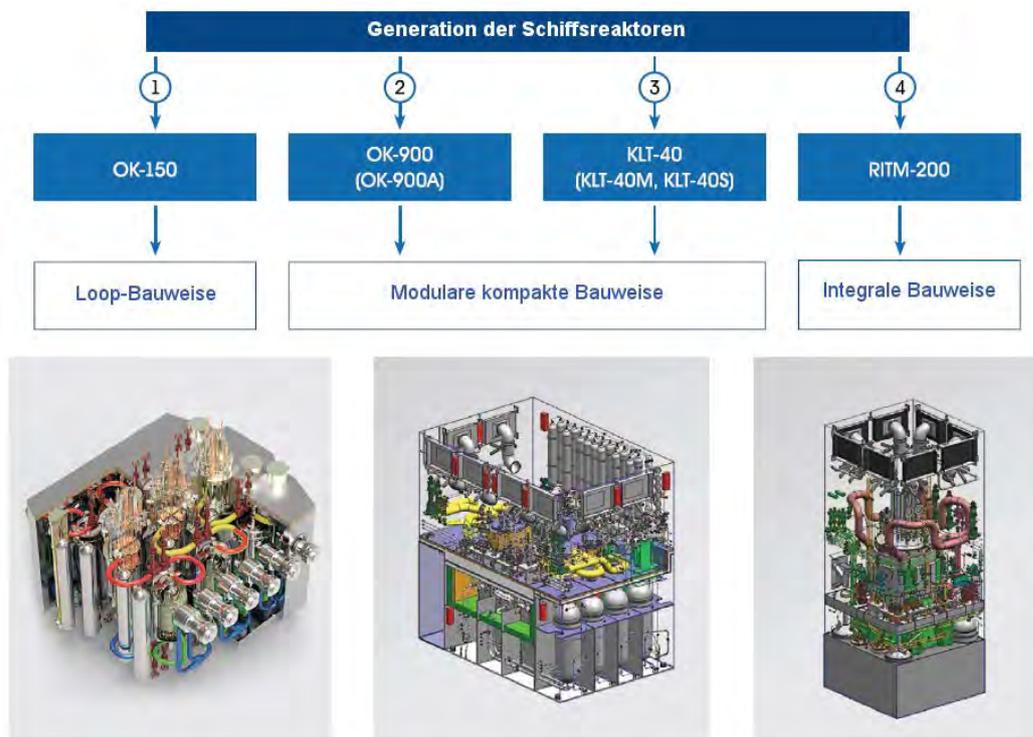


Abb. 5.15 Generation der Schiffsreaktoren von OKBM Afrikantov

Eine RITM-200 Anlage ist mit einem Reaktordruckbehälter, vier integrierten Dampferzeugern sowie vier externen Umwälzpumpen ausgerüstet. Der Reaktorkern sowie die

kompakten Dampferzeuger sind im Reaktordruckbehälter untergebracht. Die Anreicherung des Brennstoffs liegt unter 20%. Nach sieben Jahren Betrieb sollen alle Brennelemente ausgetauscht werden. Die Hauptausrüstung der Anlage ist für eine Lebensdauer von 40 Jahren ausgelegt.

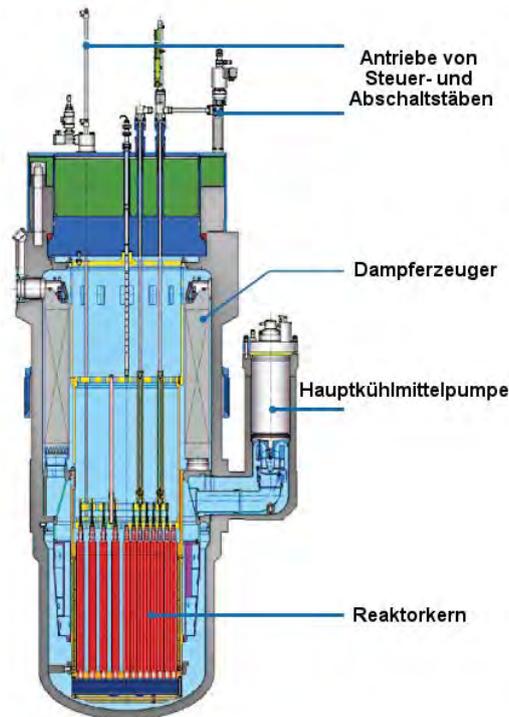


Abb. 5.16 Aufbau des Primärkreises des RITM-200

Die RITM-200 Anlagen werden als Antrieb für die universellen nuklearen Eisbrecher der neuen Generation vom Typ LK-60 eingesetzt, die durch Ballaständerungen zwei Tiefgänge haben und somit sowohl in arktischen Gewässern als auch auf Polarflüssen einsetzbar sind. Ein LK-60-Atomeisbrecher verfügt über zwei RITM-200 Reaktoren, der jeder in einem eigenen Containment untergebracht ist.

Ein Prototyp eines Eisbrechers vom Typ LK-60 mit dem Namen „Arktika“ wurde im November 2013 auf Kiel gelegt. Die Fertigstellung ist für 2018 vorgesehen. Zwei weitere Eisbrecher dieses Typs (Sibir und Ural) sollen in 2019 beziehungsweise in 2021 zum Einsatz kommen. Neben dem Einsatz als Antrieb eines Eisbrechers kann der RITM-200 in einem "Schwimmenden" Kernkraftwerk eingesetzt werden.

Darüber hinaus wird in diesem Abschnitt ein kurzer Überblick über die von JSC "NIKIET" entwickelten Projekte der Reaktoranlagen kleiner Leistung gegeben.

JSC "NIKIET" bietet heute potenziellen Kunden eine breite Palette von Nuklearanlagen im Leistungsbereich von 1 bis 300 MW_{el}, mit denen eine verschiedene Anwendungsfälle abgedeckt werden: als schwimmender KKW Block, als Kernheizkraftwerk, als Anlage für Meerwasserentsalzung sowie als autonome Energiequelle (s. Abb. 5.17).



Abb. 5.17 Von JSC "NIKIET" entwickelte Projekte der Reaktoranlagen im Leistungsbereich von 1 bis 300 MW_{el}

„Vityaz“ ist eine modular aufgebaute transportable 6 MW_{th} bzw. 1 MW_{el} Reaktoranlage, die aus vier Modulen besteht. Die einzelnen Module werden auf geländegängigen Sattelaufliegern montiert.

„Shelf-10“ ist eine Unterwasser-Reaktoranlage, die für die Energieversorgung der arktischen Regionen entwickelt wurde. Der Reaktor mit einer Turbine befindet sich in einem Stahlzylinder und soll mit dem Schiff aufs Meer transportiert und in bis zu 300 m Tiefe installiert werden. Für Revisionsarbeiten und zum Brennelementwechsel soll „Shelf-10“ an die Oberfläche geholt und auf ein Schiff verladen werden. Auf eine Anfrage eines potenziellen Kunden wurde in Jahren 2014-2015 ein Projekt der Reaktoranlage mit einer thermischen Leistung von 28 MW (6,4 MW_{el}) für einen oberirdischen Einsatzort unter der Bezeichnung „Shelf“ ausgearbeitet.

„Unitherm“ ist ein Druckwasserreaktor in kompakter Bauweise mit 2,5 MW elektrischer Leistung. Die Kernkühlung wird durch Naturumlauf im Reaktordruckbehälter realisiert. Zur kurzfristigen Leistungsregelung wird die Reaktivitätsrückkopplung des Kerns ge-

nutzt, dabei wird die nicht benötigte Energie an die Umgebung abgegeben. Die Anlage kann ohne Brennelementwechsel bis 15 Jahre betrieben werden.

„Nika-330“ ist ein 100 MW_{el} Druckwasserreaktor mit integralem Design des Primärkreises, bei dem Druckhalter, Dampferzeuger, Steuerstabantrieb sowie Hauptkühlmittelpumpen im Reaktordruckbehälter integriert sind. Der Austausch der Brennelemente ist nach ca. 4,5 Jahren erforderlich.

Für Aufgaben der regionalen Energieversorgung wurde eine Reihe von Projekten eines Kernheizkraftwerks mit Siedewasserreaktoren von Typen Karat-45 (45 MW_{el}), Karat-100 (100 MW_{el}) und VK-300 (300 MW_{el}) erarbeitet, das für die bedarfsgerechte Bereitstellung von Strom und Wärme in Kraft-Wärmekopplung eingesetzt werden kann.

Im Kapitel „Metallgekühlte Reaktoren“ folgt die Zusammenfassung zu den Baulinien der schnellen, flüssigkeitsmetallgekühlten Reaktoren (BN-800/1200, SVBR-100, BREST-300-OD).

Russland beabsichtigt in seiner Nuklearstrategie den Übergang zu einem geschlossenen Brennstoffkreislauf auf der Basis schneller Brutreaktoren. Mit diesem Ziel werden gegenwertig im Rahmen des Projektes „PRORYV“ (Durchbruch) zwei Reaktorkonzepte BREST und BN-1200 entwickelt. Die Reaktoranlage BREST ist ein bleigekühlter innovativer schneller Reaktor mit inhärenter Sicherheit, der zuerst als Demonstrationsanlage am Standort Seversk errichtet werden soll. 2016 wurde ein Antrag auf Errichtungsgenehmigung für eine Demonstrationsanlage mit einem Reaktor vom Typ BREST-OD-300 bei der Aufsichtsbehörde eingereicht. Der BN-1200 ist ein Natrium-gekühlter schneller Reaktor, der eine evolutionäre Weiterentwicklung der BN-Technologie darstellt und nach Aussagen der Entwickler die Sicherheitsstandards der Generation IV erfüllt. Im Jahre 2016 wurden die Arbeiten zu Projektierung eines Energiekomplexes auf der Basis des BN-1200 begonnen. Die Inbetriebnahme der ersten Anlage mit BN-1200 ist voraussichtlich bis 2030 am Standort Beloyarsk geplant.

Wegen seiner besonderen Stellung in der russischen Strategie zur Weiterentwicklung des Kernenergiesektors in den nächsten Jahrzehnten wurde zusätzlich zum Übersichtsbericht eine **Konzeptbeschreibung des neuen russischen Reaktorprojekts WWER-TOI** auf der Basis der verfügbaren Informationen erstellt /PAA 17/.

Seit Mitte der 80-er Jahre des vorigen Jahrhunderts arbeiteten die russischen KKW-Designer und Konstrukteure an weiterentwickelten Projekten der russischen Druckwasserreaktor-Baulinie WWER mit verbessertem Sicherheitskonzept. Mit dem Bau der ersten Anlagen der neuen Generation wurde um die Jahrtausendwende im Ausland begonnen. Ab 2006 gingen zwei Anlagen mit WWER-1000/W-428 am Standort Tianwan in China in Betrieb und ab 2013 zwei Anlagen mit WWER-1000/W-412 am Standort Kudankulam in Indien in Betrieb.

Diese Konzepte wurden in Russland weiterentwickelt. Von Atomenergoprojekt Moskau und Atomenergoprojekt St. Petersburg wurden zwei konkurrierende Projekte unter der Bezeichnung AES-2006 erstellt, die der sogenannten Generation 3+ zugeordnet werden. Neben einer Erhöhung der elektrischen Bruttoleistung auf ca. 1200 MW zeichnen sich beide Projekte durch den Einsatz passiver Systeme und Vorsorgemaßnahmen für schwere Störfälle aus. Diese Projekte werden gegenwärtig an den Standorten Nowoworonesh-II (2 Blöcke) und Leningrad-II (2 Blöcke, geplant insgesamt vier). Block 1 in Nowoworonesh-II (häufig auch als Nowoworonesh-6 bezeichnet) wurde im August 2016 erstmalig ans Netz geschaltet. Diese Projekte bilden, teilweise in kundenspezifischen Varianten, die Basis der aktuellen Exportprojekte (z.B. Belarus, Finnland, Ungarn, Türkei, Bangladesch, Ägypten).

Im Hinblick auf eine Vereinheitlichung des Designs und die Verbesserung der Wirtschaftlichkeit wurde als Weiterentwicklung der AES-2006-Anlagen das Projekt WWER-TOI erstellt. Die Abkürzung TOI steht dabei für standardisiert (russ.: tipowoj), optimiert und informatisiert (computergestützt). Diese Reaktoranlagen sollen zukünftig serienmäßig sowohl in Russland als auch im Ausland errichtet werden. Gegenwärtig sind die ersten beiden Anlagen des Typs WWER-1300/W-510 am Standort Kursk-II in Bau. Die Abbildung Abb. 5.18 zeigt die Evolution der WWER-1000-Reaktoren in den letzten 25 Jahren.

Die GRS verfolgt die Entwicklung des WWER-TOI-Reaktorkonzepts seit 2010 im Rahmen von BMUB-Vorhaben. Seit Ende 2011 wurden Gespräche mit Rosenergoatom über eine Beteiligung der GRS an einer unabhängigen Bewertung des Sicherheitskonzepts dieser Anlagen geführt. Da diese Arbeiten jedoch letztlich nicht zustande kamen, wurden die öffentlich zugänglichen Informationen zum Projekt WWER-TOI in diesem Arbeitspunkt in einer technischen Konzeptbeschreibung zusammengefasst /PAA 17/.

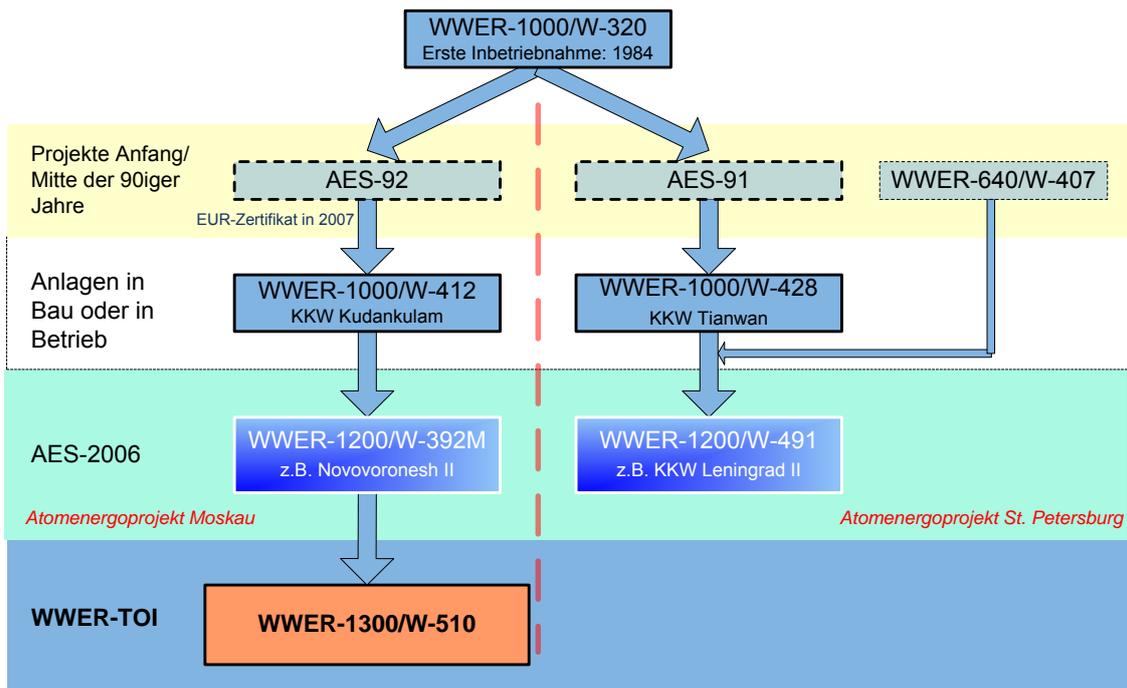


Abb. 5.18 Weiterentwicklung der Reaktorbaulinie WWER-1000

Ein wesentliches Ziel des neuen Designs war die Erhöhung Wirtschaftlichkeit des Kernkraftwerks im Vergleich mit den AES-2006 Designs. Die Hauptgebiete der Optimierung waren

- Optimierung des Generalplans und der Transportlösungen,
- Optimierung des Sicherheitskonzepts und der Sicherheitssysteme unter Berücksichtigung der Erfahrungen aus den Ereignissen in Fukushima,
- Optimierung des Core-Designs und Leistungserhöhung,
- Optimierung des Layouts der Reaktoranlage und des Komponentendesigns (RDB, DE, HKMP)
- Verlängerung der projektierten Betriebsdauer (60 Jahre) und der Verfügbarkeit der Anlage (93%),
- Verkürzung der Bauzeit.

Ein wichtiges Merkmal der sicherheitstechnischen Auslegung ist die Reduzierung auf zwei Kanäle der aktiven Sicherheitssysteme und die Nutzung von passiven Sicherheitssystemen als diversitären dritten Kanal auch im Bereich der Auslegungsstörfälle. Der WWER-TOI soll so die Vorteile von aktiven und passiven Sicherheitssystemen optimal verbinden. Gegenüber den bisherigen Projekten erfolgte eine Erweiterung der Funktionsanforderungen für die passiven Sicherheitssysteme. Für die Beherrschung von Auslegungsstörfällen und von auslegungsüberschreitenden Ereignissen wurden

die passiven Sicherheitssysteme ohne Berücksichtigung der Wirkung der aktiven Systeme ausgelegt. Damit konnten die Anforderungen an die Redundanz der aktiven Systeme auf 2*100% verringert werden.

Das Design des WWER-TOI umfasst nachfolgende aktive und passive Sicherheitssysteme:

Aktive Sicherheitssysteme:

- Reaktorschutzsystem;
- aktives Not- und Nachkühlsystem (SAOS) mit HD- und ND-Pumpen (zwei Stränge mit jeweils 100%),
- Sprinklersystem,
- HD-Notboriersystem mit zwei Strängen von jeweils 100%,
- Dampferzeuger-Notkühlsystem mit zwei Strängen von jeweils 100%;
- Das Kühlsystem des Zwischenkreislaufes für sicherheitstechnisch wichtige Verbraucher der Reaktoranlage;
- Druckentlastungssystem des Sekundärkreislaufs BRU-A (Abblaseregelventile in die Atmosphäre),
- Frischdampf-Schnellschlussarmaturen (BZOK);
- Notentgasentfernung,
- Lüftungs- und Klimaanlage;
- Notstromversorgung (DGs und Akkumulatoren).

Passive Sicherheitssysteme:

- Passiver Teil des Notkühlsystems (SAOS) - Druckspeicher (HA) der 1. Stufe (HA-1, 8 Behälter je 60 m³), Ansprechdruck 5,9 MPa, 4 x 33%,
- Passives Kernflutsystem - Flutbehälter der 2. und 3. Stufe (HA-2 - 8 x 120 m³; HA-3: 12 x 60 m³, Ansprechdruck 1,5 MPa), 4 x 33%,
- Passives Dampferzeuger-Notkühlsystem (SPOT) (4 x 33%),
- Druckentlastungssystem des Primärkreislaufs (Druckhalter-Sicherheitsventile),
- Druckentlastungssystem des Sekundärkreislaufs (DE-Sicherheitsventile),
- Passive H₂-Rekombinatoren,
- Passives Ringraum Filter System mit vier Strängen von jeweils 33%.

Die Abb. 5.19 gibt einen Überblick über die wichtigsten passiven Sicherheitssysteme des Projekts WWER-TOI.

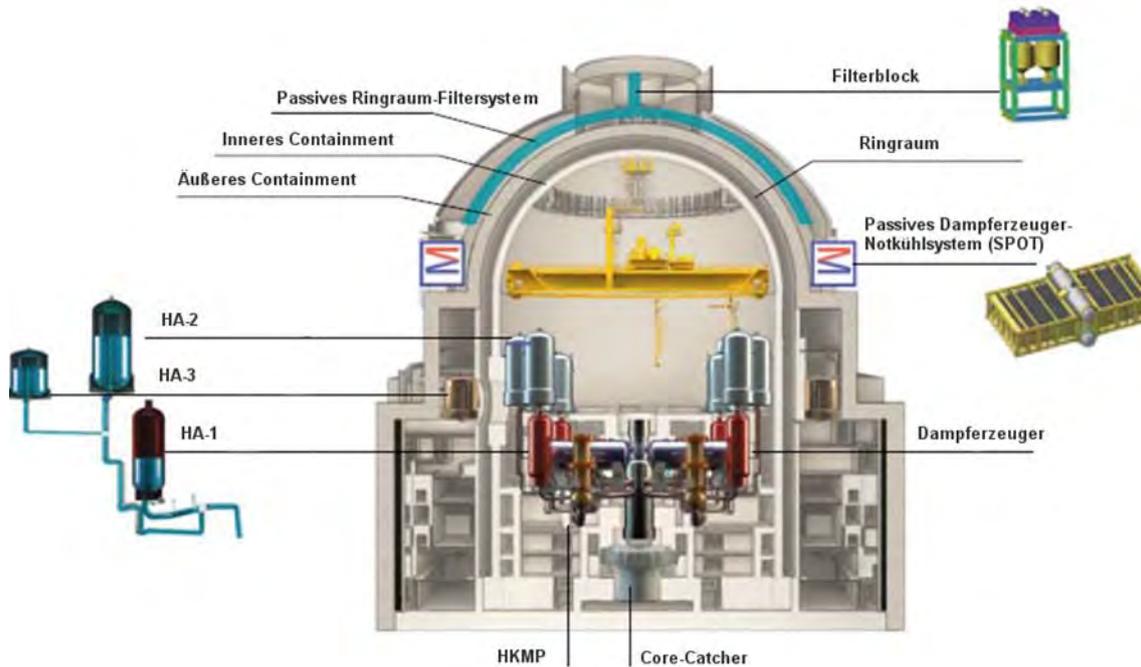


Abb. 5.19 Passive Sicherheitssysteme im Projekt WWER-TOI /TOI 13/

Außerdem kommen zur Begrenzung der Folgen von potentiellen Unfällen mit Kernschmelze ein passiver Kernfänger (Core-Catcher) und passive Wasserstoff-Rekombinatoren zum Einsatz. Darüber hinaus sind im Projekt technische Maßnahmen zur Erhöhung der Widerstandsfähigkeit der Anlage gegen extrem seltene äußere Einwirkungen geplant, die auf eine sichere Kühlung der Abklingbecken und die Begrenzung des Druckanstiegs im Sicherheitsbehälter sowie auf eine Verlängerung des autonomen Betriebs über die auslegungsgemäßen 72 Stunden hinaus gerichtet sind. Für diese Zwecke wird ein alternativer Kühlkreislauf zur Wärmeabfuhr an die Umgebung unter Nutzung von Komponenten der Sicherheitssysteme und zusätzlicher technischer Mittel genutzt (s. Abb. 5.20).

Für weitere technische Informationen wird auf die Konzeptbeschreibung /PAA 17/ verwiesen. Hierbei ist zu beachten, dass der GRS keine detaillierten technischen Unterlagen vorliegen. Demzufolge kann auch in der Konzeptbeschreibung die technische Umsetzung der Konzeptlösungen nicht umfassend bewertet werden. Als offene Fragen werden hier beispielsweise die genaue Funktion der Notkühlssysteme, der Verzicht auf ein automatisches Druckentlastungssystem für den Sicherheitsbehälter und fehlende Angaben zur Kapazität der Notstromdieselgeneratoren genannt. Eine Fortschreibung der Konzeptbeschreibung für WWER-TOI ist bei Verfügbarkeit weiterer technischer Informationen geplant.

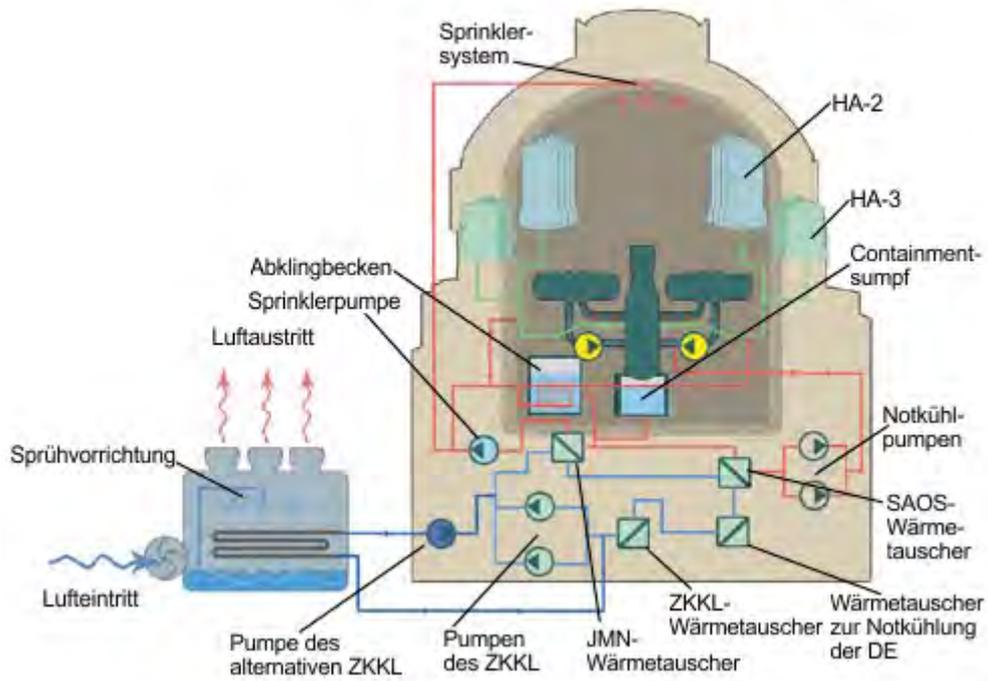


Abb. 5.20 Alternative Wärmesenke für extrem seltene äußere Einwirkungen /TOI 13/

6 Nukleare Sicherheit und Strahlenschutz beim Umgang mit Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen sowie bei der Stilllegung von Kernkraftwerken (AP 5)

6.1 Zielsetzung/Einleitung

Die Arbeiten in diesem Arbeitspunkt erfolgten auf der Basis der Abstimmungen für das Memorandum zwischen der GRS und SEC NRS zunächst für den Zeitraum 2013-2015 und später für den Zeitraum 2016-2018. Deshalb war es notwendig die im Memorandum für diesen AP aufgeführten Themenschwerpunkte in Fachgesprächen zwischen der GRS und SEC NRS zu präzisieren.

Auf diesen Treffen wurden Festlegungen zu einzelnen Punkten getroffen. Damit sollte den von beiden Seiten genannten Prioritäten besser Rechnung getragen werden. Darüber hinaus wurden auch neue Vorschläge gemacht. Einzelheiten dazu sind in den jeweiligen Protokollen der Besprechungen festgehalten.

Trotz der Festlegungen im Memorandum und während der Beratungen gestalteten sich die gemeinsamen Arbeiten für einzelne Punkte unterschiedlich. Nicht alle Punkte konnten mit klaren Ergebnissen abgeschlossen werden. Dennoch konnte mit den geleisteten Arbeiten eine gute Basis für zukünftige gemeinsame Arbeiten im Rahmen eines Folgevorhabens geschaffen werden.

6.2 Nukleare Sicherheit und Strahlenschutz bei Transport und Lagerung von abgebrannten BE.

Im Rahmen des Arbeitspakets wurde in der GRS am 27. und 28. Oktober 2015 ein Seminar zum Thema „Safety of spent nuclear fuel transportation and storage“ durchgeführt, an dem Experten von SEC NRS und der GRS teilnahmen. Ziel war ein Erfahrungsaustausch zu internationalen Empfehlungen und nationalen Strategien sowie zur Praxis und Sicherheitsbewertung beim Umgang mit radioaktiven Materialien und Kernbrennstoffen. Dabei wurden seitens der GRS verschiedene Vorträge zu den Themen Zwischenlagerung von bestrahlten Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen in Deutschland, regulatorische Rahmenbedingungen für den Transport von radioaktiven Materialien sowie DIN Normen mit Relevanz für die Kritikalitätssicherheit gehalten. Als weiterer Themenschwerpunkt wurden numerische Methoden und Verfahren zur Be-

stimmung des Nuklidinventars von bestrahlten Kernbrennstoffen in der GRS und in SEC NRS vorgestellt und diskutiert. Die notwendigen Anforderungen an eine sinnvolle, praktikable Implementierung von Abbrandkredit wurden erörtert. Im Rahmen dieser Diskussionen wurde die Durchführung eines gemeinsamen Rechenbenchmarks zur Nuklidinventarbestimmung beschlossen. Die Anforderungen an einen gemeinsamen Rechenbenchmark der beiden Organisationen wurden während des Seminars grob skizziert und im Nachgang des Treffens weiter abgestimmt und präzisiert. Als Rechenmodell wurde ein vereinfachtes WWER-1000-Brennelement auf Basis des Rechenbenchmarks „A VVER-1000 LEU and MOX Assembly Computational Benchmark“ der OECD/NEA aus dem Jahr 2002 ausgewählt /NEA 02/, die abgefragten Daten aber an die spezifischen Anforderungen von Fragestellungen des Abbrandkredit angepasst.

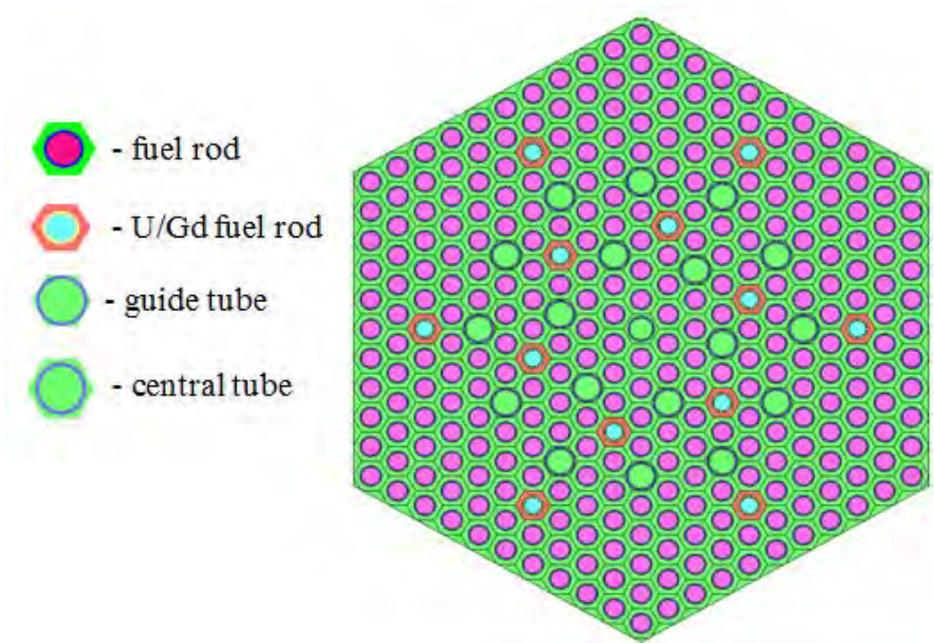


Abb. 6.1 Graphische Darstellung des im Benchmark verwendeten Brennelement-Modells

Eine Schemazeichnung des verwendeten Modells ist in Abb. 6.1 gezeigt. Die so definierten Aufgabenstellungen wurden dann von Experten beider Institutionen unabhängig und mit den jeweils standardmäßig verwendeten Rechenprogrammen bearbeitet. Die jeweils erzielten Ergebnisse wurden gemäß den getroffenen Vereinbarungen untereinander ausgetauscht, zusammengestellt und analysiert. In Abb. 6.2 ist beispielhaft ein Teilergebnis des Benchmarks gezeigt. In der Darstellung ist ein Vergleich der mit den verschiedenen Abbrandprogramme und Wirkungsquerschnittsdaten berechneten Nuklidinventare für einen speziellen Fall zu sehen.

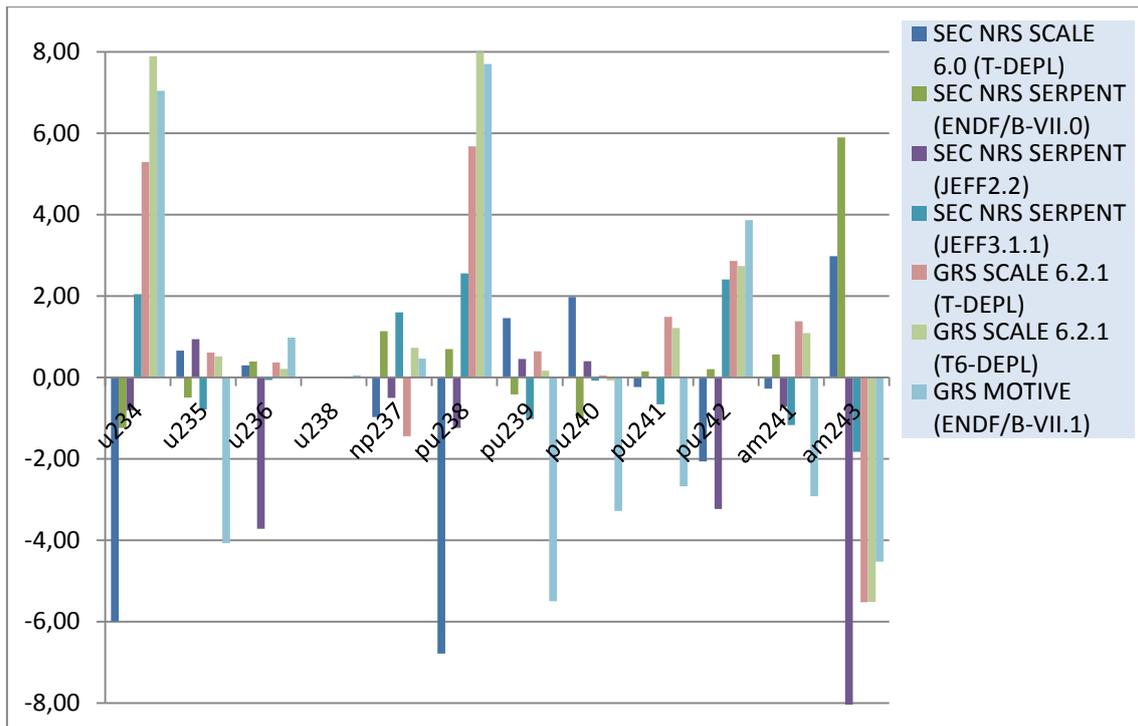


Abb. 6.2 Ermittelte Aktiniden-Nuklidinventare nach 10 Jahren Abklingzeit gemittelt für alle UO_2 -Brennstäbe. Dargestellt als relative Abweichung vom Mittelwert aller Ergebnisse.

Dabei handelt es sich um über alle UO_2 Brennstäbe gemittelte Aktinideninventare nach zehn Jahren Abklingzeit, dargestellt als relative Abweichung vom Mittelwert aller Ergebnisse. Aus der Analyse der Gesamtheit der Ergebnisdaten konnten Rückschlüsse über die Unterschiede in den verwendeten Programmen und Wirkungsquerschnittsdaten gezogen werden.

Um die Analyse weiter zu vertiefen, wurde eine Fortführung der gemeinsamen Arbeit im Rahmen einer zweiten Benchmarkaufgabe beschlossen. Dabei sollen frei verfügbare Daten einer radiochemische Analyseprobe aus einem entladenen Brennelement des Reaktors Balakowo-2 zugrunde gelegt werden, um so eine geeignete Referenz für den Vergleich der Ergebnisse zu bekommen. Die Details dieser geplanten Zusammenarbeit sind bereits abgestimmt worden, die Arbeiten hierzu sind für ein mögliches zukünftiges Projekt geplant.

6.3 Radioaktive Abfälle und Stilllegung kerntechnischer Anlagen

6.3.1 Erfahrungsaustausch zu internationalen Empfehlungen und nationalen Strategien sowie zur Praxis und Sicherheitsbewertung beim Umgang mit radioaktiven Materialien und Kernbrennstoffen

Im Rahmen des Projektes erfolgte ein Austausch von Erfahrungen zum Umgang mit radioaktiven Materialien und Abfällen. Dieser Austausch erfasste sowohl praktische Fragen des sicheren Umgangs mit diesen Materialien als auch Fragen zu relevanten Dokumenten von nationalen Regelwerken. Dabei wurde auch der Bezug zu internationalen Empfehlungen und EU Richtlinien hergestellt.

Ein wichtiger Teil des Umgangs mit radioaktiven Materialien betrifft auch deren Freigabe aus dem genehmigungsrechtlichen Umgangsbereich. Dabei wird unterschieden zwischen der Freigabe von mobilisierbaren Materialien, bei der davon ausgegangen werden muss, dass die Art und Weise des weiteren Umgangs damit nicht vorausgesehen werden kann. Daneben können aber auch Freigaben von Gebäuden und Geländen erfolgen. In diesen Fällen können potenzielle Expositionsszenarien für Personal und Bevölkerung eingeschränkt werden. Zu beiden Themen erfolgte ein Austausch zwischen SEC NRS und der GRS.

Konkret erfolgte dazu durch die GRS eine inhaltliche Analyse eines Entwurfs für einen Leitfaden zur Freigabe von Geländen kerntechnischer Anlagen aus dem genehmigungspflichtigen atomrechtlichen oder strahlenschutztechnischen Umgangsbereich. Die Ergebnisse dieser Analyse wurden in einem Arbeitspapier „Comments to the draft safety guide on recommendations on final survey of nuclear facilities“ zusammengefasst. Auf einem Treffen in Moskau mit Experten von SEC NRS erfolgte u.a. auch eine Diskussion der Ergebnisse der Analyse. Hinweise und Anregungen sollten in die weitere Gestaltung des Leitfadens übernommen werden. Es konnte festgestellt werden, dass als Grundlage international anerkannte Verfahrensweisen zitiert wurden, wie z.B. MARSSIM („Multi Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual“) aber auch relevante DIN Normen (wie z.B. DIN 25457 Teil 7 mit dem Hinweis der GRS dass der Teil 6 ebenso dazu gehört, da hier Gebäude bzw. Gebäudeteil mit erfasst sind).

Als ein wesentliches Ergebnis in diesem Zusammenhang ist auch zu nennen, dass gleiche radiologische Grundprinzipien und Dosisgrenzwerte wie sie in Deutschland bzw. in der EU definiert sind auch in der Russischen Föderation ihre Anwendung fin-

den. Detaillierte Vorgaben für die Freigabe von Materialien aus dem genehmigungsrechtlichen Umgang, wie sie in Deutschland in der Strahlenschutzverordnung gegeben sind, gibt es im russischen Regelwerk nicht.

Als ein wichtiger Aspekt bei der Freigabe von Gebäuden konnte der in Abbildung 2.1 als mit dem Buchstabe D markierte Bereich identifiziert werden. Erfahrungen aus deutschen Stilllegungsprojekten zeigen, dass für diesen Bereich groß Unsicherheiten gegeben sind. Ein in früheren Stilllegungsprojekten praktizierter konventioneller Abriss „freigemessener“ Gebäude scheint nicht mehr möglich, da der Nachweis der Unterschreitung der Grenzwerte für den Bereich unterhalb eines Reaktorgebäudes mit vertretbarem Aufwand nicht geführt werden kann.

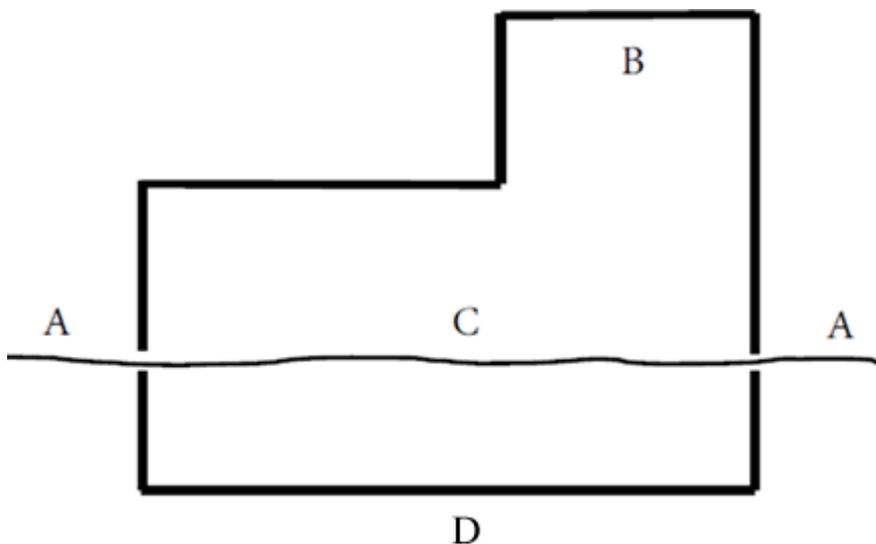


Abb. 6.3 Definition relevanter Bereiche für die Freigabe von Gebäuden und Gelände kerntechnischer Anlagen

Der Vorschlag der GRS die gemeinsamen Arbeiten auf dem Gebiet der Freigaben von Materialien, Gebäuden und Geländen fortzusetzen wurde leider von der russischen Seite abgelehnt.

Weitere Themen waren der Diskussionen waren Annahmekriterien für radioaktive Abfälle zur Endlagerung, Sicherheitsbewertung von Endlagern und die Gestaltung von Forschungs- und Entwicklungsarbeiten in Untertagelaboratorien. Diese Arbeiten sollen weiter präzisiert werden und eine gemeinsame Bearbeitung ist in zukünftigen Vorhaben geplant.

Nationale Strategien zum Umgang mit radioaktiven Abfällen waren Gegenstand der Diskussion im Zusammenhang mit der Implementierung der EU Richtlinie 2011/70/EURATOM. Dazu wurden auch Informationen zum deutschen Nationalen Entsorgungsprogramm gegeben.

6.3.2 Vorgehensweise bei der Sicherheitsbewertung und Identifizierung von Risiken bei der Stilllegung von KKW

Als übergreifendes Thema sowohl für den Betrieb als auch die Stilllegung kerntechnischer Anlagen wurde das Thema der Emissionsüberwachung definiert.

In Vorbereitung gemeinsamer Arbeiten auf diesem Gebiet wurden Erfahrungen und entsprechende Dokumente zum Thema „Umgebungsüberwachung des Kernkraftwerks“ zusammengestellt. In diesem Dokument wurden Bezügen und Links zu dieser Thematik zusammengestellt. Es muss dazu bemerkt werden, dass eine Reihe von Dokumenten nur in Deutsch vorliegen und damit Informationen nur eingeschränkt weiter gegeben werden konnten. Dies wird bei zukünftigen Arbeiten stärker zu beachten sein.

In jedem Fall wurde von russischer Seite großes Interesse bekundet das Thema Emissionen aus KKW auch zukünftig zum Gegenstand der Kooperation zu machen.

Dies ist auch aus deutscher Sicht von besonderem Interesse, da die Methodik, wie sie in der Russischen Föderation angewendet wird, auch für Neubauprojekte im Ausland angewendet wird. Dies erfolgt z.B. auch für die Errichtung des KKW Ostrovetsk in Belarus. Sollten die gemeinsamen Arbeiten auf diesem Gebiet fortgesetzt werden können, so besteht hier die Möglichkeit des Austauschs mit russischen Partnern. Ggf. lassen sich über so einen Austausch auch Möglichkeiten des Wissenstransfers nutzen, um die russische Verfahrensweise an europäische Normen weiter anzupassen.

6.3.3 Umsetzung von internationalen Empfehlungen zum Umgang mit radioaktiven Materialien und Kernbrennstoffen in ausgewählten Ländern, insbesondere Russland (EU-Richtlinien)

In den Diskussionen und während der Arbeitstreffen wurde Bezug auf wichtige EU Richtlinien genommen. Dies sind für den hier dargestellten Arbeitspunkt insbesondere die Richtlinie zum Strahlenschutz 2013/59/EURATOM des Rates vom 5. Dezember 2013 zur Festlegung grundlegender Sicherheitsnormen für den Schutz vor den Gefah-

ren einer Exposition gegenüber ionisierender Strahlung“ und die Richtlinie 2011/70/EURATOM des Rates vom 19. Juli 2011 über einen Gemeinschaftsrahmen für die verantwortungsvolle und sichere Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle.

In diesem Zusammenhang soll noch vermerkt sein, dass auch noch eine dritte EU-Richtlinie des Rates 2014/87/ EURATOM vom 8. Juli 2014 zur Änderung der Richtlinie 2009/71/ EURATOM über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen als Bestandteil einer Einheit dieser drei Richtlinie gesehen wird.

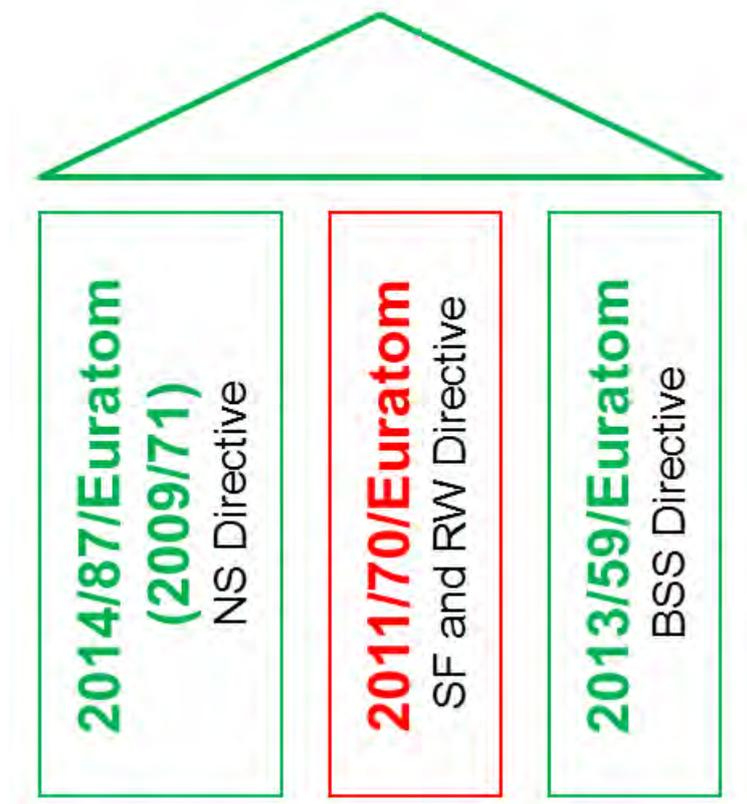


Abb. 6.4 Einheit von (drei) wichtigen EU Richtlinien

Im Zusammenhang mit der Migration der DokuINT in das neue Share-Point-System erfolgten Arbeiten zur Verfügbarmachung aller vorhandenen russischen Regeln und Richtlinien zur Stilllegung, zum Strahlenschutz und zum Umgang mit radioaktiven Abfällen sowie zum Transport von Kernbrennstoffen in der neuen DokuINT.

7 Modellentwicklung und Störfallanalysen für russische Reaktorkonzepte (AP 6)

7.1 Zielsetzung

Ein Kernpunkt der fachlichen Kompetenz der GRS auf dem Gebiet der Bewertung der nuklearen Sicherheit von Kernanlagen ist die langjährige Erfahrung auf dem Gebiet der Entwicklung und Validierung von Simulationsprogrammen zur Analyse von Stör- und Unfällen in Kernkraftwerken. Der von der GRS entwickelte Systemcode ATHLET wird auch von Behörden bzw. ihren TSO sowie Expertenorganisationen der Industrie in den Betreiberländern der WWER-Reaktoren, für die Durchführung von Sicherheitsanalysen angewendet. Im Ergebnis der langjährigen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Anpassung der GRS-Rechenprogramme an die Besonderheiten von WWER und RBMK-Reaktoren ihrer zusätzlichen Validierung und Anwendung sind stabile Arbeitsbeziehungen zu den ausländischen Organisationen entstanden, die an der Nutzung der GRS-Codes interessiert sind.

Im Ergebnis dieser Zusammenarbeit verfügt die GRS über eine Reihe von generischen Anlagenmodellen (Datensätzen), die im Bedarfsfall für die Durchführung eigener Störfallanalysen für die ausländischen Anlagen genutzt werden können. Aufbauend auf dieser soliden Ausgangsposition sollte die vorhandene Kompetenz der GRS für die Durchführung von detaillierten Störfallanalysen für russische Reaktorkonzepte auch im vorliegenden Vorhaben, teilweise in enger Zusammenarbeit mit ausländischen Partnerorganisationen, erhalten und auf neue russischen Reaktorkonzepte ausgedehnt werden. Dazu sollten im vorliegenden Arbeitspaket drei inhaltliche Schwerpunkte bearbeitet werden, wobei der Schwerpunkt der Arbeiten auf der Entwicklung/Anpassung der Analysetools für künftige Sicherheitsbewertungen neuer russischer Reaktorkonzepte lag.

- Analysen zur weiteren Validierung von ATHLET für WWER und zur Verifizierung des ATHLET-Basisdatensatzes für WWER-1000/W-320,
- Arbeiten zu Entwicklung und Test eines ATHLET-Anlagenmodells für das neue russische Reaktorkonzept AES-2006 (WWER-1200/W-491),
- Simulationsprogramme für Sicherheitsanalysen von schnellen, flüssigmetallgekühlten Kernreaktoren.

7.2 Validierung von ATHLET und weitere Verifizierung des ATHLET-Basisdatensatzes für WWER-1000/W-320

7.2.1 Einleitung

Ein wichtiger Bestandteil der Aktivitäten zur nuklearen Sicherheit ist die Analyse von postulierten Störfällen in Kernkraftwerken. Solche Analysen werden gewöhnlich unter Nutzung komplexer Rechenprogramme durchgeführt, um das Anlagenverhalten und die Anlagenparameter zu berechnen, die dann mit den Auslegungsgrenzen verglichen werden. Da diese Störfallsimulationen nicht an der Anlage selbst verifiziert werden können, müssen die Rechenprogramme durch Vergleich der Rechenergebnisse mit experimentellen Daten überprüft werden, die in Versuchsanlagen ermittelt wurden.

Zur experimentellen Untersuchung des thermohydraulischen Störfallverhaltens von WWER-1000-Anlagen hat das Forschungs- und Maschinenbauzentrum für Kernkraftwerkssicherheit in Elektrogorsk den Versuchsstand PSB-WWER errichtet. Der Versuchsstand ist ein verkleinertes Volldruckmodell des WWER-1000 und wurde hauptsächlich geschaffen, um die Prozesse zu untersuchen, die nach einem Leck kleiner bzw. mittlerer Größe im Primärkreislauf auftreten und um das Naturumlaufverhalten des DWR vom Typ WWER-1000 zu untersuchen.

Nachfolgend werden die Ergebnisse der ATHLET-Validierungsarbeiten zum TACIS-Versuch 5 kurz zusammengefasst, bei dem das Verhalten der Anlage bei einem Dampfleitungsbruch mit gleichzeitigem Abriss eines Dampferzeugerrohrs untersucht wurde /TAR 05/. Eine ausführlichere Darstellung der Ergebnisse ist in /PRJ 17B/ enthalten. Besonderes Augenmerk liegt dabei auf der Effektivität der anzuwendenden Maßnahmen. Es ist darauf hinzuweisen, dass die in diesem Bericht verwendeten experimentellen Daten für den Test 5 im Rahmen des TACIS PSB-WWER Projektes erstellt wurden. Die Daten unterlagen zunächst einer eingeschränkten Nutzbarkeit und waren für drei Jahre über die Projektlaufzeit hinaus nur für die am Projekt beteiligten Organisationen der Staaten Russland, Tschechische Republik, Finnland, Deutschland, Frankreich, Italien und USA frei verfügbar. Die Erlaubnis zur Weitergabe und Veröffentlichung der experimentellen Daten über diesen Nutzerkreis hinaus wurde von Seiten ERECs bestätigt.

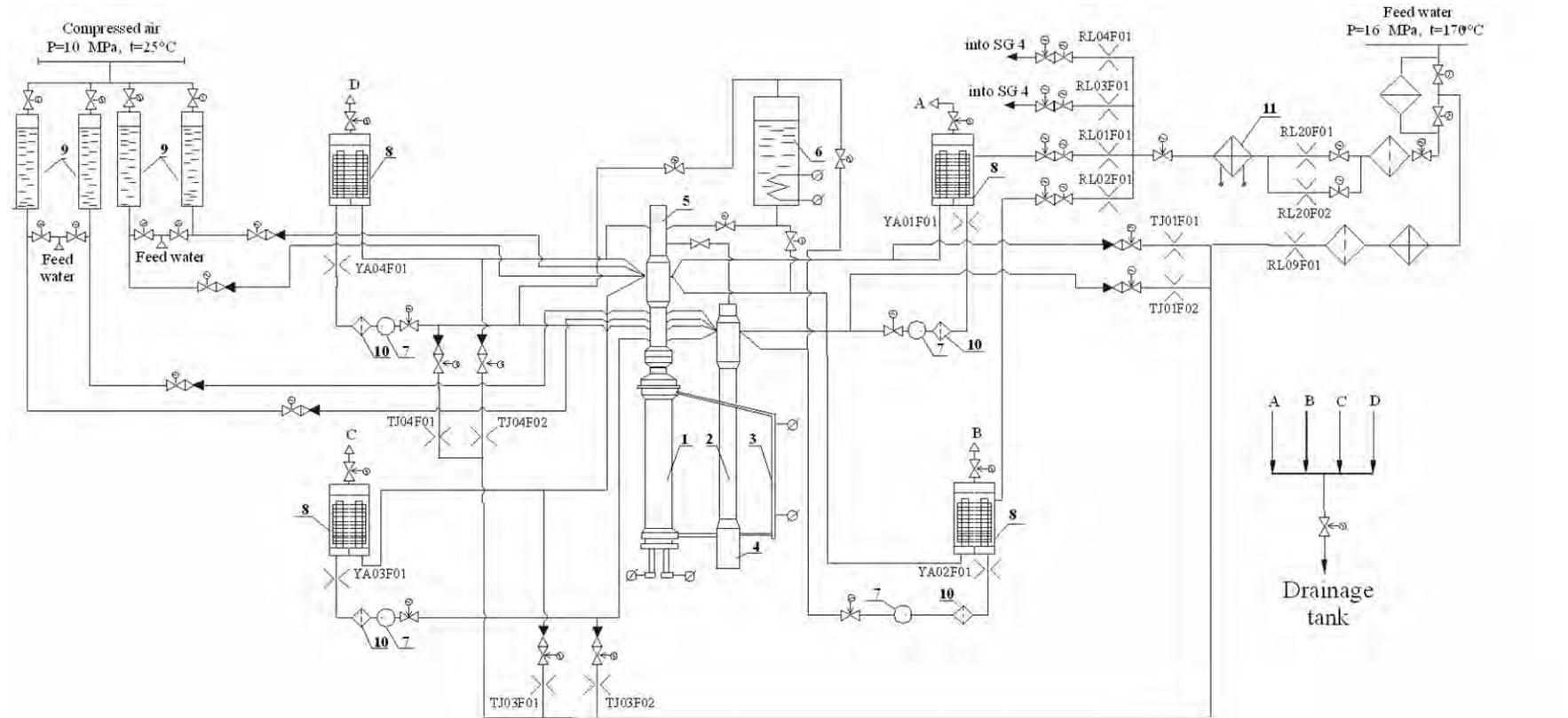
7.2.2 Der Versuchsstand PSB-WWER

Die PSB-WWER Versuchsanlage im Elektrogorsk Research and Engineering Center on Nuclear Plants Safety (EREC) ist ein Vier-Schleifen-Modell des Primärkreislaufes der WWER-1000-Reaktoranlage. Ein Schaltbild des Integralversuchsstandes PSB-WWER zeigt Abb. 7.1.

Eine detaillierte Beschreibung der gesamten Anlage findet sich in /PSB-03/. Die Hauptmerkmale des Versuchsstandes sind in Tab. 7.1 zusammengestellt.

Tab. 7.1 Hauptcharakteristik des Versuchsstandes PSB-WWER

Charakteristik	Dimension	Wert
Kühlmittel	-	Wasser
Anzahl der Hauptkühlmittelschleifen	-	4
Volumenverhältnis der Schleifen zueinander	-	1:1:1:1
Höhen-Maßstabsfaktor	-	1 : 1
Volumen-Maßstabsfaktor	-	1 : 300
Maximal zulässiger Primärdruck	MPa	20
Maximal zulässige Primärkühlmitteltemperatur	⁰ C	350
Anzahl der Brennstäbe im Kernsimulator	-	168
Maximale elektrische Leistung im Kern	kW	1500
Maximale elektrische Leistung im Kern-Bypass	kW	50
Maximale Druckhalter-Heizleistung	kW	80
Maximale Strömungsrate durch den Kern	m ³ /h	280
Maximal zulässiger Sekundärdruck	MPa	13
Maximale sekundäre Dampftemperatur	⁰ C	320
Maximale Speisewassertemperatur	⁰ C	270
Maximaler Speisewasservolumenstrom	m ³ /h	7.0
Wärmeleistung eines Dampferzeugers	MW	2.5



1-Pressure vessel with fuel rod simulators
 2-Downcomer
 3-Core model by-pass
 4-Lower plenum

5-Upper plenum
 6-Pressurizer
 7-Pump
 8-Steam generator

9 - Accumulator
 10 - Filter
 11 - Feed water heater

◇ Heat exchanger
 × Flow meter
 ⊕ Control valve
 ▷ Check valve
 ⊞ Shutoff valve

Abb. 7.1 Thermo-hydraulisches Schaltbild des Versuchsstandes PSB-WWER

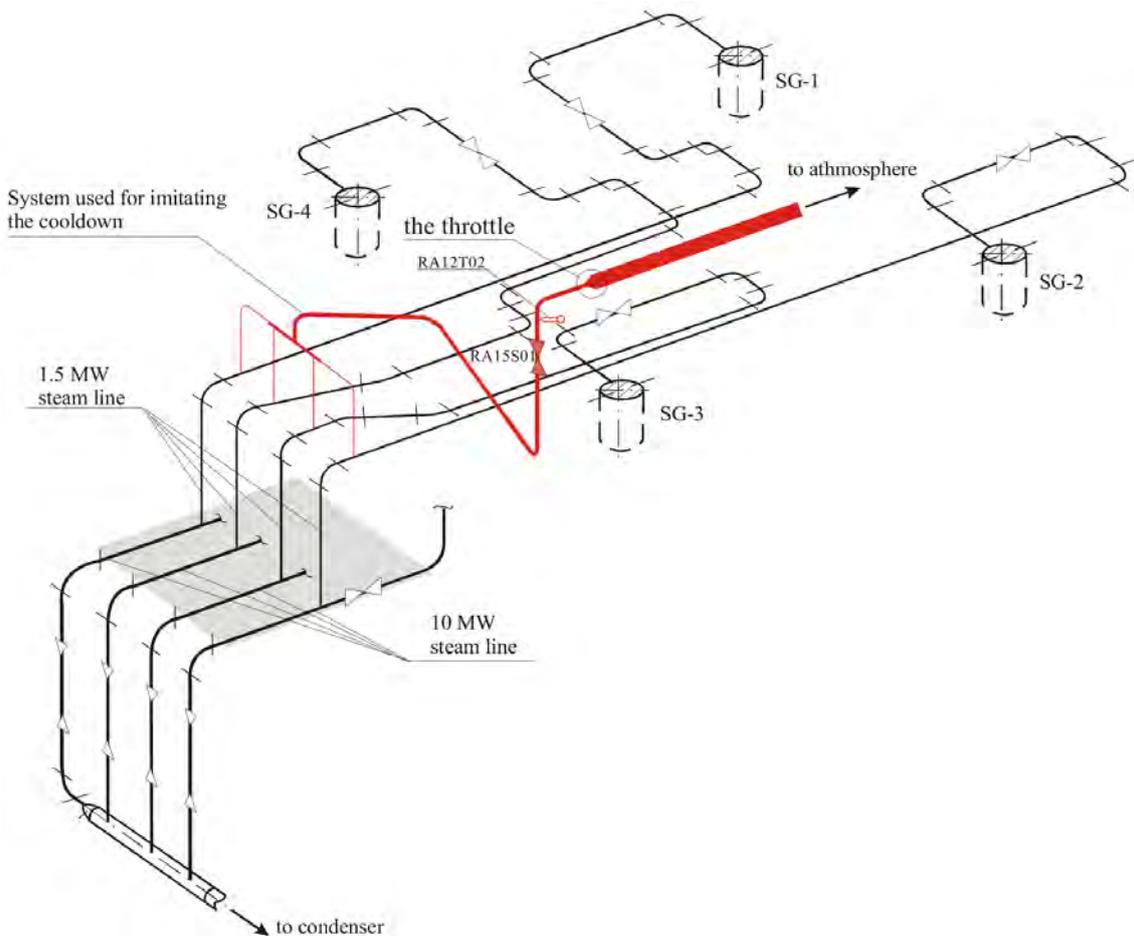


Abb. 7.2 ADS-System (Druckentlastung in die Atmosphäre)

Für das Experiment 5 wurde das in Abb. 7.2 dargestellte System installiert, mit dem der Ausstoß von Kühlmittel aus den Dampferzeugern in die Atmosphäre nachgebildet wird. Von jeder der vier Dampfleitungen führt eine Leitung in einen Sammler. Der Dampf wird von dort über ein Ventil und eine Drosselarmatur gegen Umgebungsdruck in einen Sammelbehälter abgeführt. Diese Installation soll die sogenannte BRU-A nachbilden, am Versuchsstand wurde die Bezeichnung ‚Atmospheric Dump System‘ (ADS) verwendet.

Die Instrumentierung der Versuchsanlage PSB-WWER umfasst mehr als 1000 Messumformer, darunter 50 Messstellen für Druck, 70 für Differenzdruck, 100 für Fluidtemperaturen, 120 für Wandtemperaturen der DE-Heizrohre und Brennstabsimulatoren sowie 50 zur Messung der Strukturwärme und 40 zur Messung von Massenstromraten im System. Alle gemessenen Signale werden mit einem PC-Datenerfassungssystem aufgezeichnet, aufbereitet und auf Festplatte gespeichert.

7.2.3 Der ATHLET-Datensatz für den TACIS PSB-WWER Test 5

Der für die Nachrechnung verwendete Datensatz bestand aus 231 Thermofluid-Objekten (TFO) und 207 Wärmeleit-Objekten (HCO). Die Nodalisierung der Anlage umfasste 586 Kontrollvolumina mit 658 Verbindungen und 649 Wärmeleitvolumina (HCV). Einen Überblick über die Nodalisierung der Versuchsanlage im Datensatz gibt die Abb. 7.3. Die Grundlage für die verwendeten geometrischen Daten war hauptsächlich der Bericht /PSB-03/. Es werden alle relevanten Komponenten der Anlage separat nachgebildet.

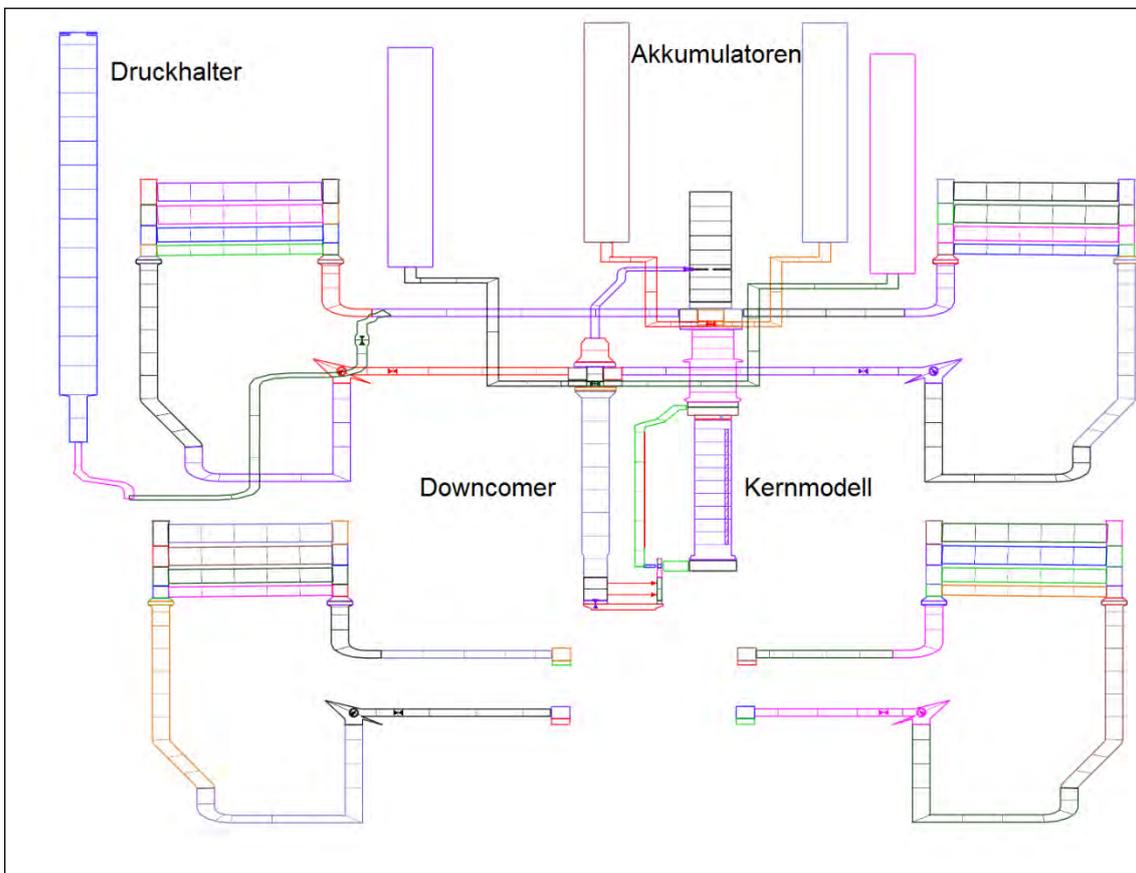


Abb. 7.3 Übersicht der ATHLET-Nodalisierung für den Versuchsstand PSB-WWER

Die Anfangs- und Randbedingungen des Versuches können im Datensatz annähernd so eingestellt werden, wie sie in Kapitel 7.2.4 beschrieben werden. Zur Stabilisierung der Rechnung wird zunächst eine Null-Transiente gerechnet, in der ein stationärer Zustand der Anlage erreicht werden soll. Dabei werden die im Versuch aufgetretenen Anfangsbedingungen auch in der Rechnung eingestellt. In Tab. 7.2 sind ausgewählte Pa-

parameter zum Beginn der Transientenrechnung nach 500 s vergleichend mit dem Experiment aufgeführt.

Der ATHLET-Datensatz enthält die Hauptkühlmittelschleifen, das Reaktormodell (Downcomer, Bypass, Kernsimulator), Dampferzeuger, Druckhalter, Notkühlsystem und Sekundärkreislauf.

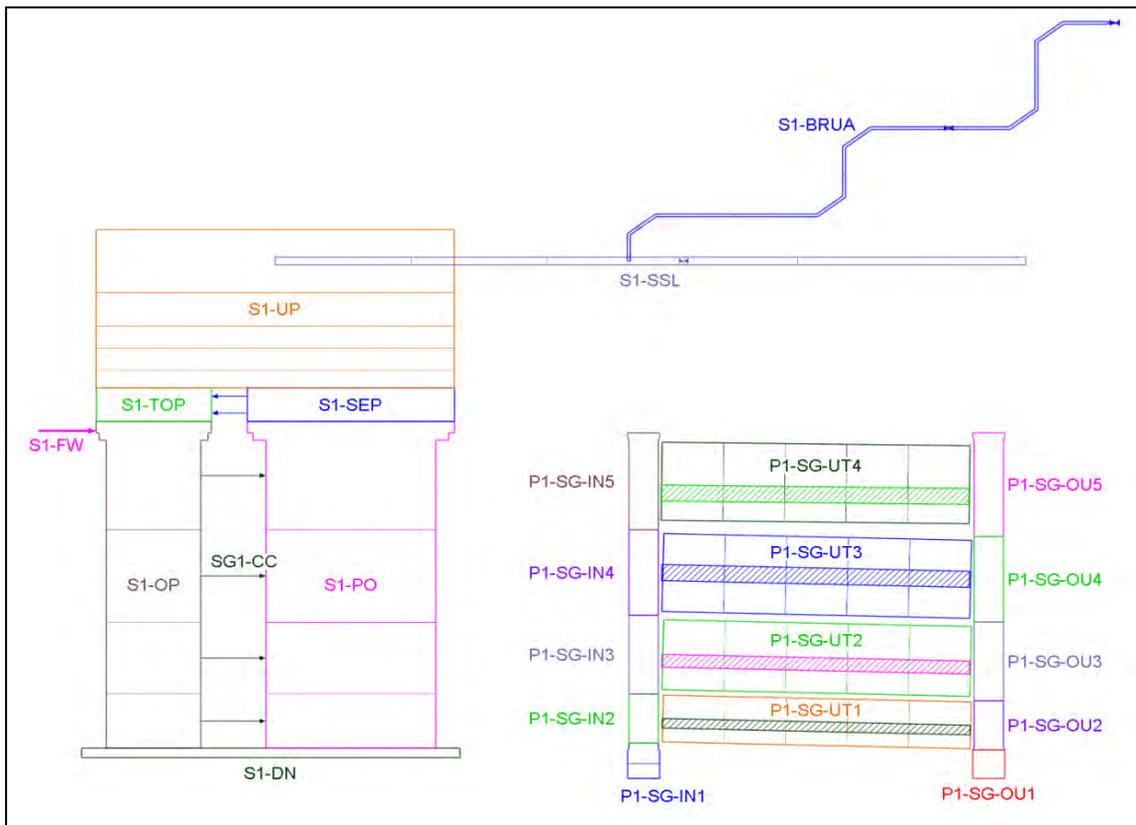


Abb. 7.4 Nodalisierung des Dampferzeugers

7.2.4 Vergleich der Experimentellen Ergebnisse des Versuchs 5 mit den Nachrechnungen

Vom stationären Zustand ausgehend wurde die Transiente mit der Öffnung der Armaturen für die Darstellung des Dampfleitungsbruchs (DLB) und des Dampferzeugerheizrohrbruchs (DEHEIRO) initialisiert. Das Bruchleitungssystem ist an die Dampfleitung des Dampferzeugers 4 angeschlossen. Der DEHEIRO wurde ebenfalls in DE 4 ausgelöst. Die automatischen Reaktorschutzmaßnahmen wie RESA mit skalierten Nachzerfallwärmesimulation, Schließen verschiedener Absperrventile, Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen, Reduktion der Hauptspeisewasserzufuhr, Abschalten Druck-

halterheizung und Druckentlastung über die ADS griffen im Experiment innerhalb der ersten 222 s. Nach 1800 s wurden Handmaßnahmen eingeleitet. Diese führten entsprechend der Zielvorgabe zur Druckabsenkung auf Primär- und Sekundärseite.

Tab. 7.2 Liste der Anfangsparameter des Versuchs 5

Nr.	Name	Parameter	Dim.	Exp.	Rechn.
1	YC01P17	Druck im Oberen Plenum	MPa	15.8	15.7
2	YA01T03	Kühlmitteltemperatur OP-Auslass, Loop 1	°C	309	310
3	YA02T03	Kühlmitteltemperatur OP-Auslass, Loop 2	°C	308	310
4	YA03T03	Kühlmitteltemperatur OP-Auslass, Loop 3	°C	307	310
5	YA04T03	Kühlmitteltemperatur OP-Auslass, Loop 4	°C	309	310
6	YA01T02	Kühlmitteltemperatur DC-Auslass, Loop 1	°C	277	279
7	YA02T02	Kühlmitteltemperatur DC-Auslass, Loop 2	°C	277	279
8	YA03T02	Kühlmitteltemperatur DC-Auslass, Loop 3	°C	276	279
9	YA04T02	Kühlmitteltemperatur DC-Auslass, Loop 4	°C	275	279
10	YC01N01	Heizleistung im Kern	kW	1506	1506
11	YC01N02	Heizleistung im Kern-Bypass	kW	15	15
12	YP01L02	Wasserstand im Druckhalter	m	6.66	6.52
13	YB01P01	Druck in DE 1	MPa	6.27	6.40
14	YB02P01	Druck in DE 2	MPa	6.28	6.39
15	YB03P01	Druck in DE 3	MPa	6.31	6.37
16	YB04P01	Druck in DE 4	MPa	6.27	6.40
17	YB01L01	Wasserstand in DE 1	m	1.68	1.61
18	YB02L01	Wasserstand in DE 2	m	1.69	1.62
19	YB03L01	Wasserstand in DE 3	m	1.69	1.61
20	YB04L01	Wasserstand in DE 4	m	1.71	1.64

Der Verlauf der Simulation stimmt mit der des Experiments mit wenigen Ausnahmen sehr gut überein. Neben den Änderungen im Aufbau und in der Steuerung der Anlage waren nur geringe Korrekturen am Wärmeübergangskoeffizienten zwischen den Dampferzeugern und der Umgebung der Versuchsanlage, sowie an der Einbaustelle der Pumpen vorzunehmen. Die geänderten Werte liegen mit 1.2 W/kg*K bzw. 11.5 W/kg*K innerhalb realistischer Grenzen. Die wichtigsten Ereignisse während des Störfalles werden in Tab. 7.3 mit dem experimentellen Verlauf verglichen.

Tab. 7.3 Ereignisliste des Versuchs 5 im Vergleich zur ATHLET-Rechnung

Ereignis	Ursache / erkennbar an	Zeit (s)		
		Exp.	3.0A	3.0B
Öffnen der Lecks	Ausgangsereignis	0	0	0
Anlagensteuerung beginnt automatische Handlungen	Druck YB04P01 in DE 4 sinkt auf 4.91 MPa	6	-	-
Schließen des Dampfleitungsventils an DE 4 beginnt	Druck YB04P01 in DE 4 sinkt auf 4.65 MPa ²	8	11.5	11.5
Stoppen der Speisewasserversorgung von DE 4	Druck YB04P01 in DE 4 sinkt auf 4.10 MPa ²	11	16.7	16.7
Absenken der Heizleistung in Kern und Bypass - RESA	Druck YB04P01 in DE 4 sinkt auf 4.10 MPa ²	11.7	11.5	11.5
Schließen des Hauptdampfleitungsventils beginnt	10 s nach RESA	16	21.9	21.9
Abschalten der HKMP 4	Vollständiges Schließen des Dampfleitungsventils	19	23	23
Abschalten der restlichen HKMP	15 s nach Containmentdruckerhöhung > 0.13 MPa	27	31.9	31.9
Maximaler Ein-Phasen-Massenstrom in Loop 4	Massenstrommessung YA04F01	89	100	100
Ausschalten der Druckhalterheizung	Wasserstand im DH (YP01L02) < 2.40 m	222	165	166
Freilegen der unteren Heizrohre in DE 4	Wasserstand YB04L02 < 0.49 m	480	453	390
Kühlmitteltemperaturen in den Heißen Strängen erreichen Sättigungsbedingung	Vergleich T _s (YC01P16) mit YA0xT04, x=1...4	1406	1441	1460
Beginn der Dampfbildung im Oberen Plenum	Druckdifferenz YC01DP15 fällt	1455-1875	1200-1875	1200-1875
Durchführung der „Handmaßnahmen“ zur Druckminderung	Ablauf der Sperrzeit, Öffnung der Ventile XP01S01 (DH) und RA15S01 (ADS), LPIS-Pumpen werden in Betrieb genommen (Einspeisung erfolgt später)	1801-1804	1801-1804	1801-1804
Beginn der Dampfbildung in den Heißen Strängen	Druckabfall durch Druckentlastung der Primärseite / Vergleich T _s (YC01P16) mit YA0xT04, x=1...4	1803	1. 1387 2. 1806	1. 1416 2. 1806
Maximaler Zwei-Phasen-Massenstrom in den intak-	Massenstrommessungen YA0xF01, x=1...3	2140-2250	2450-2470	2450-2470

² Sollte bei 4.91 MPa ausgelöst werden

Tab. 7.3 Ereignisliste des Versuchs 5 im Vergleich zur ATHLET-Rechnung

Ereignis	Ursache / erkennbar an	Zeit (s)		
		Exp.	3.0A	3.0B
ten Kühlmittelschleifen 1-3				
Vollständiges Ausdampfen der Dampferzeugersamm- ler zum Kalten Strang	YA0xDP13 fallen stark ab	2300-2450	2120-2700	2230-2680 DE4: 1820-2680
Übergang von Zwei-Phasenströmung zum Boiler- Condenser-Modus	Typische Schwingungen in verschiedenen Mes- sungen, z.B. YA0xF01 und YA0xDP14	2600-2800	3218-3643 DE2: 3218-3411	3140-3660 DE2: 3140-3450
Druckhalter vollständig mit Wasser gefüllt	Wegen Dampfbildung wird Wasser in den DH gedrückt / siehe YP01L02	2660	2880	2860
Wasserstand im DH beginnt wieder zu sinken	Inventarverlust über DEHEIRO / siehe YP01L02	3400	3680	3773
Wasserspiegel im Kern auf Höhe der Heizstabbündel	Inventarverlust über DEHEIRO / siehe YC01DP10	5960	6250 ³	6095
1. Aufheizen der Heizstäbe	Freilegen der Heizstabbündel / siehe YC01T20	6331	- ³	-
1. Freischwemmen in Loop 1 (ATHLET 3.0A: Loop 3)	Wasserstand nach Dampferzeugerauslass sinkt auf Höhe der Kerneinlassstutzen / siehe YA0xDP05, x=1...4, YA01DP06, YA01F01	6420	6255 ³	6102
2. Aufheizen der Heizstäbe	s.o.	6884	- ³	-
2. Freischwemmen in Loop 1 (ATHLET 3.0A: Loop 3)	s.o.	6964	6663	6640
Beginn der Niederdruckeinspeisung in Loops 3 und 4	Druck YC01P16 < 2.42 MPa	6992	6895	6875
Schließen des Druckhalterabblaseventils XP01S01	Primärdruck YC01P16 < 1.96 MPa	7517-7526	7118-7123	7076-7081
Ende/Minimalwert der Niederdruckeinspeisung	Primärkreislauf vollständig mit Wasser gefüllt / siehe YC01DP15	7646	7736	7770
Ende des Experiments	Primärdruck YC01P16 > 2.50 MPa	8024	8000	8000

³ Das Freischwemmen geschieht, bevor der Wasserspiegel die Heizstäbe erreicht und die Temperatur steigt. Es wird der Zeitpunkt des niedrigsten Wasserstands angegeben.

7.2.5 Zusammenfassung

Im Rahmen des Vorhabens 3614R01520 war die Validierung des von der GRS entwickelten Rechenprogramms ATHLET für Reaktoranlagen des Typs WWER ein wichtiger Bestandteil der Arbeiten. Es wurde deshalb eine Reihe von Tests ausgesucht, die an der Versuchsanlage PSB-WWER durchgeführt wurden, mit denen dieses Vorhaben vorangetrieben werden soll. In diesem Zusammenhang wurde der PSB-WWER-Test 5 nachgerechnet, bei dem ein komplexer Störfall untersucht wurde. In dem Szenario wurde die Effektivität der Druckentlastung von Primär- und Sekundärkreislauf als Maßnahme bei einem Dampfleitungsbruch bei gleichzeitigem Bruch eines Dampferzeugerheizrohrs geprüft. Für die Notkühlung stand lediglich die aktive Niederdruckeinspeisung zur Verfügung. Der Versuch hat gezeigt, dass die Druckentlastung über den Druckhalter und das ADS-System ausreichend ist, um die Niederdruckeinspeisung zu ermöglichen bevor die Heizstabbündel überhitzen.

Dieser Versuch wurde mit den ATHLET-Versionen 3.0 A sowie 3.0 B nachgerechnet. Der verwendete Datensatz wurde bereits zur Nachrechnung des PSB-WWER-Versuchs 10 genutzt und wurde an die Gegebenheiten des Versuchs 5 angepasst. Die Ergebnisse liegen für beide Varianten von ATHLET nahe an den Messungen. Der größte Unterschied zum Experiment tritt beim Druck auf der Primärseite vor der Druckentlastung auf. ATHLET berechnet hier zu hohe Werte, weil Dampferzeuger 4 sich zu schnell entleert und damit die Wärmeabfuhr aus dem Primärkreislauf beeinträchtigt. Außerdem erreicht das Kühlmittel in Schleife 3 durch die Niederdruckeinspeisung wesentlich geringere Temperaturen als im Versuch. Der Grund für dieses Verhalten ist nicht bekannt, aufgrund von spärlichen Angaben in der Versuchsbeschreibung bestehen aber Unsicherheiten über die Temperatur des eingespeisten Wassers.

Zwischen den Ergebnissen der beiden ATHLET-Versionen bestehen nur geringe Unterschiede. In der Rechnung mit der Programmversion 3.0B trat das Freischwemmen durch Dampftransport, wie im Experiment, im kalten Strang 4 auf, der auch vom Dampfleitungsbruch betroffen war. Mit ATHLET 3.0 A trat der Dampftransport hingegen in Kühlmittelschleife 1 auf. Der Einfluss auf den weiteren Verlauf der Transiente ist vernachlässigbar. Der charakteristische Verlauf der Parameter aufgrund der auftretenden Phänomene wird von der neueren Version besser nachvollzogen.

7.3 Entwicklung und Test von ATHLET-Anlagenmodellen für die neuen russischen WWER-Reaktoren der Baulinie AES-2006

7.3.1 Einleitung

Ursprünglich war geplant, die Arbeiten zur Entwicklung und zum Test eines ATHLET-Anlagenmodells für WWER-1200/W-491 in enger Zusammenarbeit mit SEC NRS durchzuführen und einen entsprechenden Unterauftrag zu vergeben. Dies konnte so nicht realisiert werden, da der russische Partner entgegen den damaligen Erwartungen keine rechtzeitige Freigabe der in diesem Zusammenhang an die GRS zu übergebenden vertraulichen technischen Informationen für diesen neuen Kraftwerkstyp erreichen konnte. Die für SEC NRS vorgesehenen Mittel wurden deshalb mit dem Änderungsdienst, Revision 4, an das BMUB zurückgegeben.

Die Arbeiten der GRS zu diesem Thema wurden unter Nutzung von anderweitig zur Verfügung stehenden Daten fortgeführt. Basis für die Entwicklung des ATHLET-Datensatzes und der Bibliothek der Regler-Modelle BOP („Balance-of-Plant“) für KKW der Bauart WWER-1200/W-491 waren die im Projekt RS 1511 ausgeführten Arbeiten zum Simulator für diesen Anlagentyp. Für den Simulator war ein ATHLET-Basisdatensatz erstellt worden, der eine Kopplung zum Simulatorcode CMS etablierte. Daraus sollte ein lauffähiger Datensatz für die ATHLET-Version 3.1A entwickelt werden, der den Primärkreislauf, Teile des Sekundärkreislaufs sowie der Steuerungs- und Sicherheitssysteme einer Anlage des Reaktortyps WWER-1200/W-491 modelliert. Dafür musste der Datensatz für den ATHLET-CMS-Simulator ergänzt und überarbeitet werden. Außerdem sollten die teils sehr komplexen Schemata der Anlagensteuerung und der Sicherheitssysteme als Plugin für ATHLET 3.1A realisiert werden. Die wichtigsten Datenquellen zur Erstellung eines generischen Datensatzes sind die vorläufigen Sicherheitsberichte für die ersten Blöcke der KKW Baltiiskaya und Belarus. Diese liegen der GRS vor.

Die fehlerfreie Modellierung der Reglerfunktionen spielt für die Ergebnisse dynamischer Simulationen der Reaktoranlage eine wichtige Rolle. Die entsprechende Bibliothek wurde für Reaktoren des Typs WWER zum ersten Mal nicht in einer anlagenspezifischen Version des Programms ATHLET, sondern als separates Plugin BOP-491 modelliert. Da das Kopplungsschema für Plugins während der Projektlaufzeit kontinuierlich weiterentwickelt wurde, mussten die BOP-Modelle fortwährend angepasst werden.

Nachfolgend wird eine zusammenfassende Beschreibung des ATHLET-Datensatzes für WWER-1200/W-491 gegeben. Ausführlichere Informationen dazu werden in /PRJ 17A/ gegeben.

7.3.2 Beschreibung des Datensatzes für WWER-1200/W-491

Der Eingabedatensatz enthält eine umfangreiche Darstellung des Primärkreislaufs und der Dampferzeuger (DE) von Kernkraftwerksanlagen des Typs WWER-1200, Variante W-491. Der Datensatz enthält 255 Thermofluid- und 78 Wärmeleitobjekte. Die vier Kühlmittelstränge wurden einzeln modelliert, sind in ihrem Aufbau aber weitgehend identisch. Sie unterscheiden sich lediglich in der Lage der Einspeisung der Notkühlsysteme. Die eher geringe Detailtiefe des Reaktorkerns macht den Datensatz vor allem für Untersuchungen von Störfällen mit Lecks in Primär- und Sekundärkreislauf anwendbar.

Die Systeme der Anlagensteuerung und die Sicherheitssysteme, die im Simulator von CMS übernommen werden, sind nun entweder direkt in GCSM modelliert oder sind Teil des Plugins BOP-491 für ATHLET 3.1A.

7.3.2.1 Reaktordruckbehälter

Der Reaktordruckbehälter ist in Downcomer (DC), Unteres Plenum (LP), Reaktorkern (COR), sowie Oberes Plenum (UP) und Oberer Deckelbereich (UH) eingeteilt. Von der aktiven Zone bis zu den Verbindungsstutzen der Heißen Stränge ist die aktive Zone des Reaktordruckbehälters durch zwei parallele, konzentrische Kanäle modelliert, einem „inneren“ und einem „äußeren“. Zwischen Unterem und Oberem Plenum befindet sich außerdem ein Kanal, der den Reflektorbypass darstellt (siehe Abb. 7.5). Die Spacer für die Brennstäbe werden durch Reibungskoeffizienten modelliert, deren Höhe von der Strömungsrichtung abhängig ist. In jedem Kanal befinden sich 15 Spacer.

Die Brennstäbe des Reaktorkerns werden mithilfe von 4 HCOs dargestellt, jeweils zwei für den inneren und äußeren Bereich der aktiven Zone. Es wird dabei zwischen Brennstäben mit Nennleistung und einem heißen Brennstab unterschieden. Die Charakteristika der Leistungsprofile der Startrechnung werden unter dem Control Word ROD definiert. Die Kernleistung wird von ATHLET während der Transientenrechnung über das Modell der Punktkinetik ermittelt. Basis dafür ist der Verlauf der Reaktivität. Dieser wird mithilfe des Plugins durch die Funktionen „CAA_ARM“ und „CAA_AZPZ“ bestimmt.

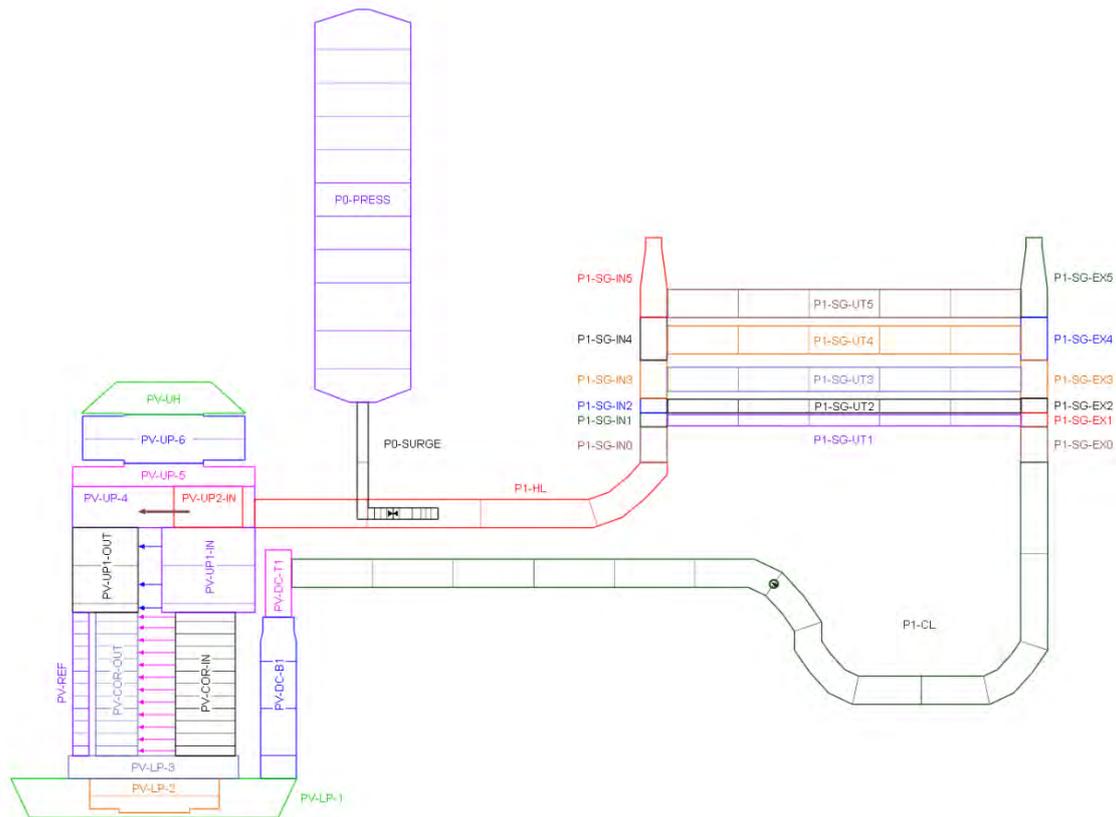


Abb. 7.5 ATHLET-Primärkreislaufmodell, Loop 1

7.3.2.2 Hauptkühlmittelleitungen

Wie in Abb. 7.5 ersichtlich ist, gehen die Heißen Stränge der Hauptkühlmittelleitungen vom Oberen Plenum ab. Sie verlaufen zunächst gerade bis unter den Einlasssammler der Dampferzeuger (DE), deren Primär- und Sekundärseite bis zur Dampfleitung ebenfalls im ATHLET-Modell enthalten sind. Dort verlaufen die Leitungsobjekte in einem Bogen um 1.540 m nach oben in die Dampferzeuger. Der Durchmesser der Rohre beträgt konstant 0.850 m.

An die Auslassstutzen der Dampferzeuger schließen sich die Kalten Stränge an. In jedem der vier Kalten Stränge befindet sich eine Redundanz des Volumenregelsystems. Die Kalten Stränge des WWER-1200 enthalten auch den typischen Rohrbogen zwischen Dampferzeugeraustritt und Hauptkühlmittelpumpe.

Die Hauptkühlmittelpumpen werden am Ende des Rohrbogens durch ein spezielles Junction-Modell dargestellt. Das jeweilige Arbeitspunkt wird durch „dynamic impeller speed simulation“ berechnet. Dafür ist die Eingabe der homologen Kurven für Druck

und Geschwindigkeit der Pumpe GZNA-1391 (ГЦНА-1391) für einphasiges und zweiphasiges Wasser notwendig. Diese Daten liegen allerdings noch nicht vor, weshalb die Kennkurven der Pumpe GZN-195 aus dem Datensatz für den WWER-1000/W-320 entnommen wurden. Dies ist möglich, da die Pumpen grundsätzlich ähnliche Eigenschaften aufweisen. Sind entsprechende Daten für die neuen Pumpen verfügbar, sollten diese eingefügt werden.

7.3.2.3 Druckhalter

Der Druckhalter ist mit dem Heißen Strang des Kühlmittelkreislaufs P4-HL durch die Verbindungsleitung P0-SURGE verbunden. Die Einstellung des Drucks in der Anlage wird durch die automatische Steuerung der Druckhalterheizung und des Sprühmassenstroms durchgeführt. Die Druckhalterheizung wird über eine direkte Wärmequelle im Druckhalter realisiert und durch das GCSM-Signal PRZ-Q-HTR gesteuert.

Das Sprühsystem des Druckhalters wird größtenteils aus dem Kalten Strang P1-CL des Kühlkreislaufs 1 gespeist. Der Sprühmassenstrom kann maximal einen Wert von 202.0 kg/s erreichen.

Oberhalb von 16.0 MPa wird der oben beschriebene Massenstrom PRZ-G-SPR durch die weitere Zugabe von bis zu 89 kg/s Wasser bei 16.3 MPa ergänzt.

7.3.2.4 Dampferzeuger

Der ATHLET-Datensatz besitzt ein Modell des Dampferzeugers PGV-1000MKP mit mittlerer Komplexität. Dies ist typisch für moderne Datensätze, die für die Berechnung von Betriebstransienten oder Design Basis Accidents (DBA) eingesetzt werden, in denen spezifische Phänomene im Dampferzeuger eine untergeordnete Rolle spielen. Die Primär- und Sekundärseite eines Dampferzeugers teilen sich auf zwei hydraulisch unabhängige Thermofluidsysteme auf. Die Rohrbündel der Dampferzeuger sind hierbei allesamt Teil des Thermofluidsystems, das den Primärkreislauf modelliert. Die Sekundärseite jedes Dampferzeugers bildet dahingegen jeweils ein eigenes System. Die Nodalisierung der Primär- und Sekundärseite eines Dampferzeugers ist in Abb. 7.6 beispielhaft für Kreislauf 1 dargestellt.

Die hydraulischen Durchmesser wurden anhand der Länge und Durchmesser des Dampferzeugerbehälters, sowie der Rohrgeometrie ermittelt. Über die gesamte Höhe

des Dampferzeugers wird der kollabierte Füllstand mithilfe eines Collapsed Level Tracks verfolgt.

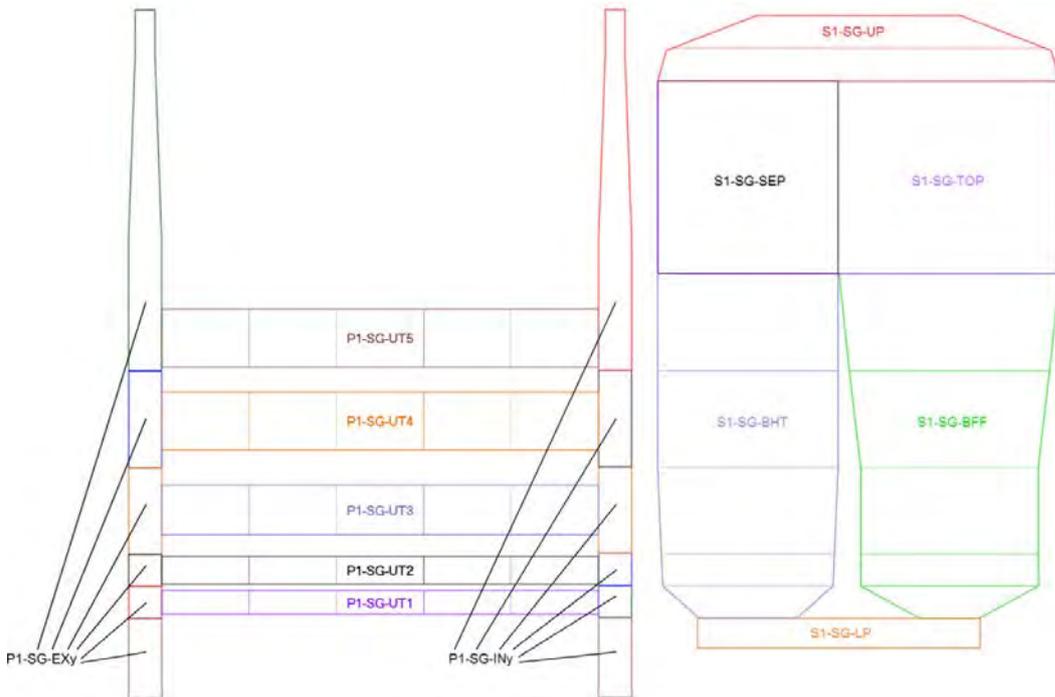


Abb. 7.6 Nodalisierung der Dampferzeuger

7.3.2.5 Hauptspeisewasserzufuhr, Noteinspeisung

Die Hauptspeisewasserzufuhr ist mittels eines Single-Junction-Pipes (SJP) in Verbindung mit einer gesteuerten Massenstromquelle (FILL-Objekt) realisiert, die an die Sekundärseite des Dampferzeugers anschließt. Der Massenstrom ist abhängig vom Dampferzeugerfüllstand, vom Temperaturunterschied zwischen Heißem und Kaltem Strang des jeweiligen Primärkreislaufs sowie vom Dampfmassenstrom durch die Turbinen. Diese Faktoren werden gewichtet und in einer GCSM-Logik zu einer Ventilstellung umgerechnet. Bei der Berechnung der Enthalpie des Hauptspeisewassers wird davon ausgegangen, dass die Wassertemperatur konstant bei 227°C liegt.

Das Notspeisewassersystem kann durch mehrere Signale aktiviert werden, die im Datensatz wiederum als GCSM-Logik verknüpft sind. Schaltet das entsprechende Signal auf aktiv, startet die Einspeisung und der Massenstrom steigt innerhalb von 20 s auf seinen Maximalwert von 41.7 kg/s.

7.3.2.6 Wärmeübertragung

Der Transport von Wärme zwischen, von oder zu Thermofluidobjekten wird in ATHLET mithilfe von ‚Heat Conduction Objects‘ (HCO) realisiert. Für die Wärmeübertragung von Primär- zu Sekundärseite wurden die 5 Heizrohrgruppen eines Dampferzeugers über ihre volle Länge mit der Sekundärseite verbunden.

Der Innendurchmesser der HCOs entspricht dem Durchmesser der Thermofluidobjekte, 13 mm. Ihre Dicke beträgt 1.5 mm. Die verwendeten Materialdaten sind als Tabelle hinterlegt.

7.3.2.7 Hauptdampfleitung

Jeder Dampferzeuger besitzt eine Hauptdampfleitung, die über eine Länge von 110.0 m vom Dampferzeugerdeckel zu den Turbinenschlussventilen führt. Der Durchmesser ändert sich nach 20.0 m von 0.580 m zu 0.756 m. Der Verlauf der Leitung kann aus Abb. 7.7 entnommen werden.

In der Hauptdampfleitung befinden sich auch das Absperrventil BZOK sowie die Anschlussstellen zu den Systemen zur Druckentlastung BRU-A und BRU-K. Während die BRU-K einen Bypass zum Kondensator darstellt, realisiert die BRU-A die Druckentlastung in die Atmosphäre.

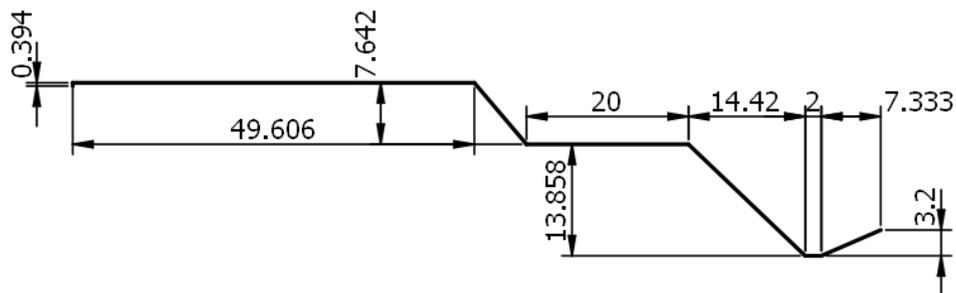


Abb. 7.7 Verlauf der Hauptdampfleitung

7.3.2.8 Hoch- und Niederdruckeinspeisung

Die Systeme der Hoch- und Niederdruckeinspeisung sind als FILL-Objekte in einem SJP realisiert. Der zugeführte Massenstrom ist abhängig vom Druck an der Einspeisestelle. Ob das Noteinspeisesystem gestartet wird, hängt nicht vom Druck an der Ein-

speisestelle ab, sondern unterliegt anderen Faktoren Dies soll verhindern, dass die Noteinspeisung während einer normalen Betriebstransiente aktiviert wird. Die entsprechenden Schaltungen sind im Datensatz als GCSM-Logik realisiert.

Es gibt 4 Injektionspunkte der Hochdruckeinspeisung. Sie liegen zwischen Pumpe und Reaktorkerneinlass im jeweiligen Kalten Strang. Die Niederdruckeinspeisung hat weitere acht Injektionspunkte. Neben den Heißen und Kalten Hauptkühlmittelsträngen 1 und 3 sind die FILL-Objekte auch mit dem Downcomer verbunden. Zwei weitere Einspeisungen finden sich im Oberen Plenum des Reaktordruckbehälters.

Der durch die Hoch- und Niederdruckeinspeisung zugeführte Massenstrom ist abhängig vom Druck an der Einspeisestelle. Die entsprechende Kennlinie ist im ATHLET-Datensatz als Tabelle hinterlegt. Die Enthalpie des Fluids wird so berechnet, dass das Wasser beim vorgegebenen Druck eine Temperatur von 70°C aufweist. Für die Hochdruckeinspeisung entspricht das zunächst einer Enthalpie von 300.43 kJ/kg, für die Niederdruckeinspeisung 295.04 kJ/kg.

Hoch- und Niederdruckeinspeisung bringen außerdem eine gewisse Menge Bor in den Reaktorkreislauf ein. Die ATHLET-Steuerung stellt den Borgehalt der Einspeisungen zwischen 2800 ppm und 7000 ppm ein.

7.3.2.9 Akkumulatoren

Im Gegensatz zu den aktiven Systemen der Noteinspeisung sind die vier Akkumulatoren als TFOs modelliert. Sie bestehen aus einem Druckbehälter und einer Verbindungsleitung. Zwei von ihnen sind an den Downcomer, die anderen an das Obere Plenum des Reaktorkerns angeschlossen. Der Zweck der Akkumulatoren ist es, als passives System Wasser in den Primärkreislauf zu injizieren, sobald der Druck dort unter 5.89 MPa sinkt. Die Akkumulatoren sind durch eine 29.3 m lange Leitung mit ihrem jeweiligen Einspeisepunkt verbunden.

7.3.2.10 Lecksimulation

Für die Störfallanalyse wurde an verschiedenen Stellen des ATHLET-Modells eine Reihe von Lecks vorbereitet, die zeitgesteuert oder mit ATLAS interaktiv geöffnet werden können. Ähnlich wie z.B. bei den Ventilen der BRU-K handelt es sich hierbei um SJPs, die die betroffene Leitung mit einem anderen Objekt verbinden und dadurch ein

Leck simulieren. Meist handelt es sich bei dem zweiten Objekt um eine Branch mit vorgegebener Temperatur und Druck, welches z.B. das Containment darstellt. Bei einem Dampferzeugerrohrbruch werden zwei Kreislauf-TFOs miteinander verbunden. Die wichtigsten Informationen zu vorhandenen Lecks sind in Tab. 7.4 ersichtlich.

Tab. 7.4 Liste der vorbereiteten Lecks

Leck-TFO	Durchmesser [mm]	TFO links	Koordinate [m]	TFO rechts	Lecktyp
P1-L1	850	P1-CL	32.179	P1-CONT	2
P1-L1D	850	P1-CL	28.530	P1-CONT	2
P1-L2	109	P1-CL	32.179	P1-CONT	3
P1-L3	80	P1-CL	32.179	P1-CONT	4
P1-L4	50	P1-CL	32.179	P1-CONT	5
P1-L5	25	P1-CL	32.179	P1-CONT	-
P1-L6	50	P1-CL	10.350	P1-CONT	5
P1-L7	50	P1-CL	1.300	P1-CONT	5
P1-L8	850	P1-HL	1.400	P2-CONT	2
P1-L8D	850	P1-HL	3.230	P2-CONT	2
P1-L9	346	P1-HL	7.500	P2-CONT	-
P1-L10	279	PV-UP-4	-	P2-CONT	-
P1-L11	279	PV-DC-T1	-	P1-CONT	-
S1P1-LINE	100	S1-SG-UP	0.438	P1-SG-EX5	-
S1P1-LIN1	13	S1-SG-BHT	0.100	P1-SG-IN1	-
S1P1-LIN2	13	S1-SG-BHT	0.100	P1-SG-EX1	-

7.3.3 Die Plugin-Bibliothek BOP-491

7.3.3.1 Einleitung

Einige der sehr komplexen Anlagensteuerungsschemata für den WWER-1200/W-491 wurden nicht in GCSM umgesetzt, sondern wurden als FORTRAN-Routinen zu einem Plugin BOP-491 für den Code ATHLET zusammengefasst und kompiliert. Zur Kopplung dieser Funktions-Bibliothek mit ATHLET wird eine Schnittstelle verwendet, die für die ATHLET-Version 3.1A entwickelt wurde. Diese ermöglicht es, dynamische Bibliotheken zur Laufzeit von ATHLET einzubinden. Die im Plugin BOP-491 realisierten Steuerungen umfassen folgende Schemata:

- Steuerung und Begrenzung der Reaktorleistung durch die Controller ARM (Funktion CAA_ARM), sowie AZ, UPZ und PZ1 (Funktion CAA_AZPZ)
- Steuerung der Turbinenschlussventile
- Druckentlastung der Sekundärseite zum Kondensator (BRU-K) und zur Atmosphäre (BRU-A)
- Steuerung des Hauptabsperrentils der Hauptfrischdampfleitungen BZOK

7.3.3.2 Aufruf der Plugin-Funktionen in GCSM

Die ATHLET-Plugins müssen eine gewisse Struktur aufweisen, damit die Kommunikation zum Hauptcode funktionieren kann. Zunächst müssen die einzelnen Funktionen initialisiert werden. Dabei erstellt ATHLET eine Referenz auf die im Plugin realisierten Funktionen und ermöglicht es GCSM dadurch, auf sie zuzugreifen zu können.

Die Funktionen können innerhalb von ATHLET durch einen LIBRARY-Aufruf verwendet werden. Das entsprechende GCSM-Signal muss dazu folgenden Aufbau aufweisen:

```
S---- Beliebiger beschreibender Name
Signalname  LIBRARY  Plugin  Funktion  bis zu 20 Signale
IOPT       GAIN     bis zu 20 Konstanten
```

„Plugin“ entspricht dem Namen der Bibliothek ohne vorangestelltes „lib“. Danach folgt der Name der „Funktion“ innerhalb von „Plugin“, die durch das GCSM-Signal aufgerufen werden soll. Ein GCSM-Plugin-Aufruf kann bis zu 20 GCSM-Signale und 20 Konstanten als Input verarbeiten.

Verfügbare Funktionen des Plugins BOP-491

Mithilfe des oben beschriebenen Aufrufs lassen sich acht verschiedene Funktionen verwenden, die im Plugin BOP-491 zusammengefasst sind. Deren Namen und Verwendungszweck werden in Tab. 7.5 aufgelistet.

Tab. 7.5 Funktionen der Plugin-Bibliothek BOP-491

Funktionsname	Zweck der Funktion
CAA_ARM	<ul style="list-style-type: none"> • Position der Steuerstabgruppen bei normaler Leistungsregelung • Steuerstabgruppen können einzeln ausgelesen werden
CAA_AZPZ	<ul style="list-style-type: none"> • Position der Steuerstabgruppen bei SCRAM oder Eingreifen der Leistungsbegrenzung UPZ oder des Reaktorschutzes PZ1 • Steuerstabgruppen können einzeln ausgelesen werden
CAA_SRK	<ul style="list-style-type: none"> • Stellung des entsprechenden Turbinenventils • 3 Betriebsarten: Druckregelung, schnelles Schließen, geführte Leistungsreduktion / Manuelles Verfahren
SRK_SMF	<ul style="list-style-type: none"> • bestimmt den Turbinenmassenstrom aus Ventilstellung
CAA_BRK	<ul style="list-style-type: none"> • Stellung des Turbinen-Bypass-Ventils zum Kondensator • öffnet bei 7.4 MPa und regelt Druck auf 7.0 MPa • Cooldown-Modus für Temperaturabsenkung von 30 bzw. 60 K/h
CAA_BRA	<ul style="list-style-type: none"> • Stellung des Ventils zur Druckentlastung in die Atmosphäre • öffnet bei 7.8 MPa und regelt Druck auf 7.4 MPa • Cooldown-Modus für Temperaturabsenkung von 30 bzw. 60 K/h
CAA_BZOK	<ul style="list-style-type: none"> • Stellung des Hauptabsperrentil der entsprechenden Hauptdampfleitung • Grenzwerte in ATHLET-Datensatz als Konstanten frei wählbar
CAA_PID	<ul style="list-style-type: none"> • PID-Regler mit Optionen für Anti-Wind-Up • Integrator Latching (IOPT=1), Soft Integrator Wind-Up (IOPT=2) und Integrator Rate Limiting (IOPT=3)

Die ersten sieben der aufgelisteten Funktionen haben im Simulator häufig einen Regler verwendet um die Ventilstellungen zu führen. Jedoch stellte sich heraus, dass das in CMS verwendete Element lediglich einen P-Regler realisierte. Dieser Regler beinhaltet zudem auch eine hochkomplexe Vorfilterung der Eingangs- und Feedback-Signale. Beide Eigenschaften waren für eine direkte Umsetzung für das ATHLET-Plugin nicht zielführend, weshalb ein eigener PID-Regler umgesetzt wurde. Der Regler wurde so in das Plugin integriert, dass er sowohl von den anderen Plugin-Funktionen als auch als separater Aufruf als GCSM-Plugin-Signal verwendet werden kann.

7.3.4 Zusammenfassung und zukünftige Arbeiten

Der generische Datensatz für einen Reaktor des Typs WWER-1200/W-491 enthält die Darstellung der Hauptkomponenten des Primärkreislaufs und des Sekundärkreislaufs einer solchen Anlage. Die Anlagensteuerung ist durch eine Kombination von zusätzlichen TFOs, HCOs und verschiedener Schaltungen in GCSM realisiert. Die wichtigsten

Systeme dieser Steuerung wurden beschrieben. Das gleiche gilt für die Systeme des Reaktorschutzes, wie zum Beispiel die Hoch- und Niederdruckeinspeisung, das SCRAM-System oder diverse Sicherheitsventile. Schaltungen für das Management von Schweren Störfällen sind nur zum Teil realisiert. Es sind für diesen Fall auch nur die Thermohydraulischen Systeme mit entsprechender Steuerung modelliert, die auch bei Auslegungstörfällen zum Tragen kommen würden.

Einige der beschriebenen GCSM-Regelungen für die „Balance-of-Plant“ (BOP) benötigen den Einsatz von ATHLET-Plugins. Diese sollen in Zukunft die bisherige Vorgehensweise einer anlagenspezifisch erstellten ATHLET-Version ersetzen. Lediglich die kompilierte BOP-Bibliothek und der Datensatz beinhalten anlagenspezifische Angaben. Dies hat große Vorteile bezüglich Pflegbarkeit und Anwendbarkeit.

Die Implementierung der Plugin-Funktionen ist weitgehend abgeschlossen, sie müssen allerdings weiterhin getestet werden. Die Einstellung eines stationären Grundzustands steht besonders aufgrund der schwierigen Ansteuerung des neuen PID-Reglers im Rahmen der ATHLET-Aufrufe noch aus. Gegebenenfalls müssen die Funktionen etwas vereinfacht werden. Zudem benötigt das Plugin unter Umständen eine Umstrukturierung auf Ebene des selektiven Funktionsaufrufs in den verschiedenen Zuständen ATHLETs während eines Zeitschritts. Die notwendige Struktur ist in einem ähnlichen BOP-Plugin bereits integriert worden und muss auf BOP-491 übertragen werden.

Ferner kam es bei der Speicherung von Zwischenwerten in den dafür vorgesehenen Arrays zu Problemen, sobald eine bestimmte Größe der Arrays überschritten wurde. Einige der Daten wurden mit anderen Werten überschrieben und führten dadurch zu falschen Ausgabewerten der Plugins. Es ist bisher ungeklärt wodurch dieses Phänomen verursacht wird. Abgesehen davon wurde gezeigt, dass sich die verschiedenen Techniken des Plugin-Aufrufs auf das Konzept der BOP-Modelle übertragen lassen. Sehr komplexe Regelungen können in übersichtlicher und unabhängiger Weise realisiert werden.

7.4 Simulationsprogramme für Sicherheitsanalysen von schnellen, flüssigmetallgekühlten Kernreaktoren

7.4.1 Zielsetzung

Das Ziel der Arbeiten ist der Aufbau und die Weiterentwicklung des Know-hows der GRS auf dem Gebiet der Sicherheitsanalysemethoden für flüssigmetallgekühlte schnelle Reaktoren. Diese Reaktoren spielen gegenwärtig eine wichtige Rolle in der weltweiten Forschung zur Weiterentwicklung der Reaktortechnik, und wurden u.a. im internationalen Forschungsverbund Generation IV International Forum (GIF) als besonders perspektivreich ausgewählt.

Dazu hatte die GRS bereits im Vorläufervorhabens 3611R01504 in Zusammenarbeit mit der russischen TSO SEC NRS erste gemeinsame Arbeiten auf dem Gebiet der Sicherheitsbewertung von schnellen, flüssigmetallgekühlten Reaktoren erfolgreich durchgeführt. Die Arbeiten im Vorhaben 3614R01520 bauten unmittelbar auf diesen Ergebnissen auf. Durch die enge Zusammenarbeit mit den russischen Experten von SEC NRS sollte weiterhin von den in Russland vorliegenden Erfahrungen profitiert werden. Das mittelfristige Ziel der Arbeiten ist die Entwicklung eines gekoppelten neutronenphysikalischen und thermohydraulischen Systemcodes für unabhängige Störfallanalysen von KKW mit schnellen Reaktoren. Besonderes Augenmerk wird dabei auf die Erzeugung und Validierung der nuklearen Daten und die Validierung des gekoppelten Codesystems gerichtet werden.

Dazu sollten anhand eines IAEA Benchmarks das Modell eines zweiten generischen flüssigmetallgekühlten schnellen Reaktorkerns entwickelt werden, die Kopplung von ATHLET mit DYN3D realisiert, die nuklearen Querschnittsdaten vorbereitet, stand-alone Rechnungen mit DYN3D sowie ATHLET, Testrechnungen mit den gekoppelten Codes sowie Analysen für ausgewählte Transienten durchgeführt werden.

7.4.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

Für die Arbeiten wurden verschiedene Rechenprogramme genutzt. Die GRS hat den thermohydraulischen System-Code ATHLET /LER 16/ für natriumgekühlte Systeme weiterentwickelt. Der heutige Stand von Wissenschaft und Technik erfordert die Anwendung einer Kopplung zwischen einem Neutronenkinetik-Code und einem thermohydraulischen Code. Zu diesem Zweck wurde ATHLET mit dem Diffusionscode

DYN3D-MG /ROH 16/ gekoppelt. DYN3D-MG wird am Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf entwickelt. Er benutzt die Multigruppen-Neutronendifusionsnäherung für hexagonale und quadratische Brennelemente. Diffusionscodes benötigen immer die Erzeugung parametrisierter makroskopischer Wirkungsquerschnitte durch einen anderen Code wie z. B. NEWT von SCALE /REA 16/.

Die nachfolgend beschriebenen Arbeiten und Ergebnisse wurden unter Verwendung der Daten des BFS-62-3A-Benchmark /MAN 06/ erzielt, welcher auf dem Kern des russischen natriumgekühlten schnellen Reaktors BN-600 basiert. Das Ziel der Analyse ist die Untersuchung der Anwendbarkeit von reaktorphysikalischen Programmen, die für thermische Reaktoren validiert sind, auf schnelle natriumgekühlte Reaktoren. Dazu wurden neue Methoden für die Erzeugung makroskopischer Wirkungsquerschnitte für jedes Material entwickelt und eine stationäre Berechnung mit dem Diffusionscode DYN3D-MG durchgeführt, um verschiedene Sicherheitsparameter zu ermitteln. Diese Arbeit wurde im Zusammenhang mit dem ETSO Award 2015 Wettbewerb veröffentlicht und hat den zweiten Platz gewonnen. Dieser Artikel wurde vertieft, und bei der Fachzeitschrift Kerntechnik /IVA 16/ zur Veröffentlichung eingereicht.

Der Kern ist wie folgt aufgebaut. Jedes Brennelement des Kerns besteht aus einem Stahlrohr. Dieses ist von 6 massiven Edelstahlstäben umgeben und in einem sechseckigen Gitter mit einem 5,1 cm Brennelementmittenabstand angeordnet. Jedes Rohr besteht axial auf Brennstoff- und Strukturmaterial-Pellets mit einem Durchmesser von 4,7 cm. (s. Abb. 7.8) Es gibt drei Brennbereiche im Kern mit UO₂ Brennelementen verschiedener Anreicherungen: Den inneren, mittleren und äußeren Kern. Ein Ring von MOX Brennelementen liegt zwischen dem mittleren und äußeren Kern. (s. Abb. 7.9) Der Kern ist umgeben mit einem radialen und einem axialen Brutmantel, der aus abgereichertem UO₂ besteht. Ein 120°-Sektor des radialen Brutmantels wurde durch Edelstahl und natur-Borkarbid ersetzt. Es gibt 18 Steuerstäbe und 6 Abschaltstäbe.

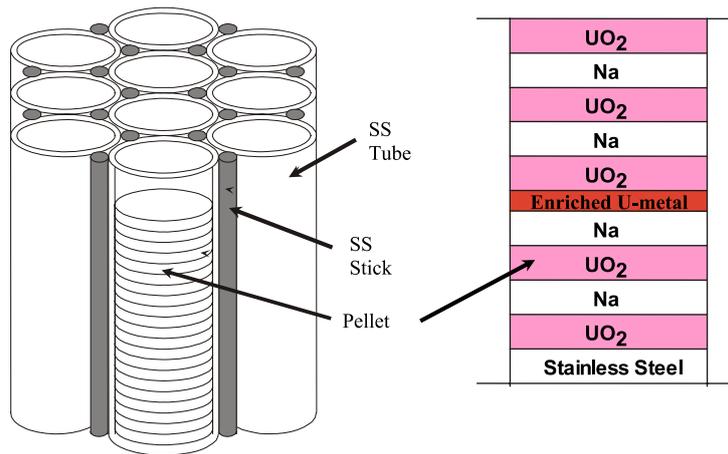


Abb. 7.8 Struktur des Brennelements im BFS Benchmark

Der erste Schritt war die Entwicklung eines sehr genauen Monte-Carlo Modells um eine Referenz-Rechnung zu durchzuführen. Die zwei Codes KENO von Scale6.1 /REA 16/ und Serpent 2.1.23 /LEP 15/ wurden genutzt. Für jede Simulation hatte der Multiplikationsfaktor eine Unsicherheit von weniger als 5 pcm (200 Millionen Neutronen wurden in KENO benutzt und 300 Millionen in Serpent). Es zeigte sich, dass die Multiplikationsfaktoren aus KENO und SERPENT unter Anwendung der ENDF-B-VII.0 Bibliothek gut untereinander und mit den Messwerten übereinstimmen. (s. Tab. 7.6)

Tab. 7.6 Multiplikationsfaktoren aus Monte Carlo Codes im Vergleich mit Messwerten

	Library used	Multiplication factor	Deviation from measured value, pcm
Measured value		1.0007±0.003	
KENO	ENDF/B-VII.0	1.0014	72
SERPENT	ENDF/B-VII.0	0.9997	-101

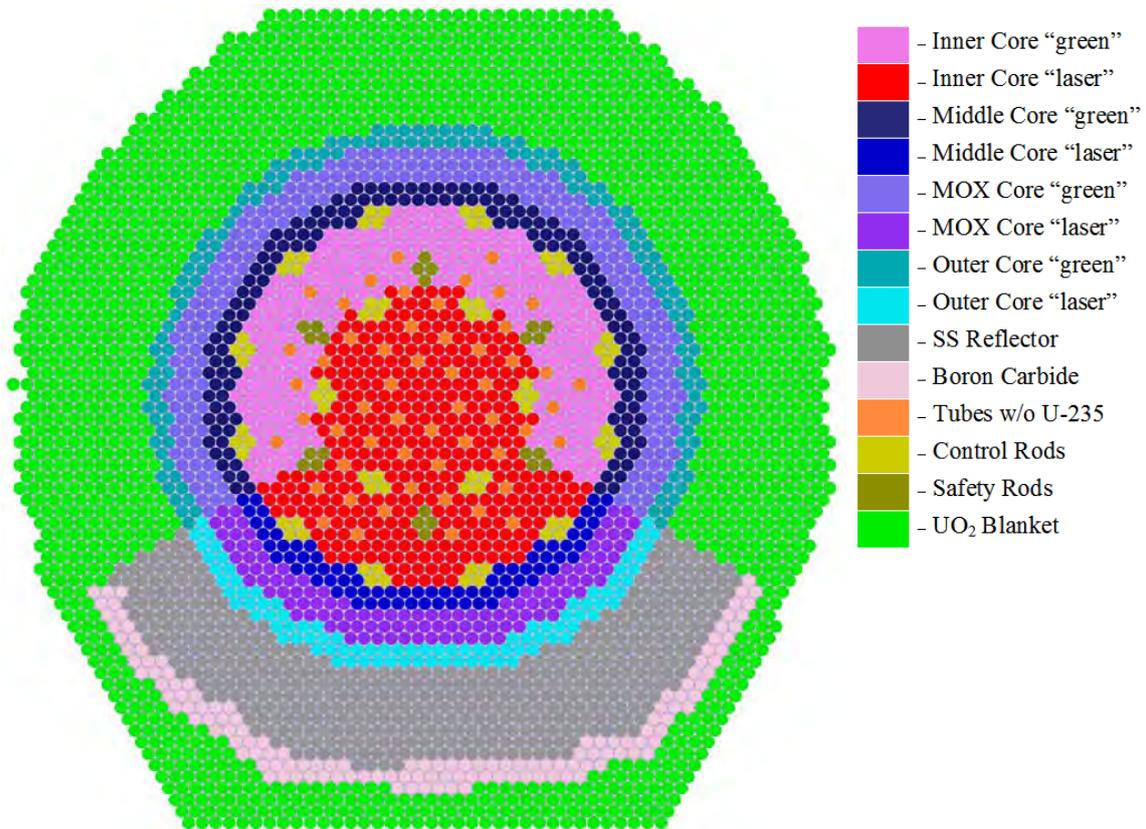


Abb. 7.9 BFS-62-3A Kernbeladung

Die Steuerstabwirksamkeiten und die Natrium-Void-Reaktivitätskoeffizienten wurden ebenfalls mit KENO berechnet. Tab. 7.7 und Tab. 7.8 zeigen die Ergebnisse für die Steuerstabwirksamkeit beziehungsweise den Natrium-Void-Reaktivitätskoeffizient. Die Ergebnisse stimmen gut mit den Messwerten überein.

Tab. 7.7 Steuerstabwirksamkeit berechnet mit KENO im Vergleich mit den Messwerten

	KENO (SCALE6.0)	Messwerte
CR 1-3	-27	-34±1
CR 1-6	-36	-34±1
CR 3-5	-23	-28±1
CR3-11	-33	-28±1
SR 2-2	-45	-59±2
SR 2-5	-67	-54±2

Tab. 7.8 Natrium-Void-Reaktivitätskoeffizient berechnet mit KENO im Vergleich mit den Messwerten

	KENO (SCALE6.0)	Messwerte
Inner core	-36	-57±3
Middle core	-13	-15±2
Outer core	-43	-32±2
MOX core	-71	-71±3

Die Ergebnisse weisen eine akzeptable Abweichung voneinander auf und können als Referenz verwendet werden.

Der nächste Schritt war die Berechnung des homogenierten Modells, das einfacher und geeignet für Diffusionscodes ist. Jedes Brennelement wird in einer hexagonalen Zelle mit einer Breite von 5.1 cm homogenisiert. Außerdem werden die axialen Abmessungen der Brennelemente so eingestellt, dass sie gleich für jedes Brennelement sind. Die oberen und unteren Teile des Brennelements werden nicht mehr modelliert. Dieses einfache Modell wurde in KENO und in Serpent gerechnet.

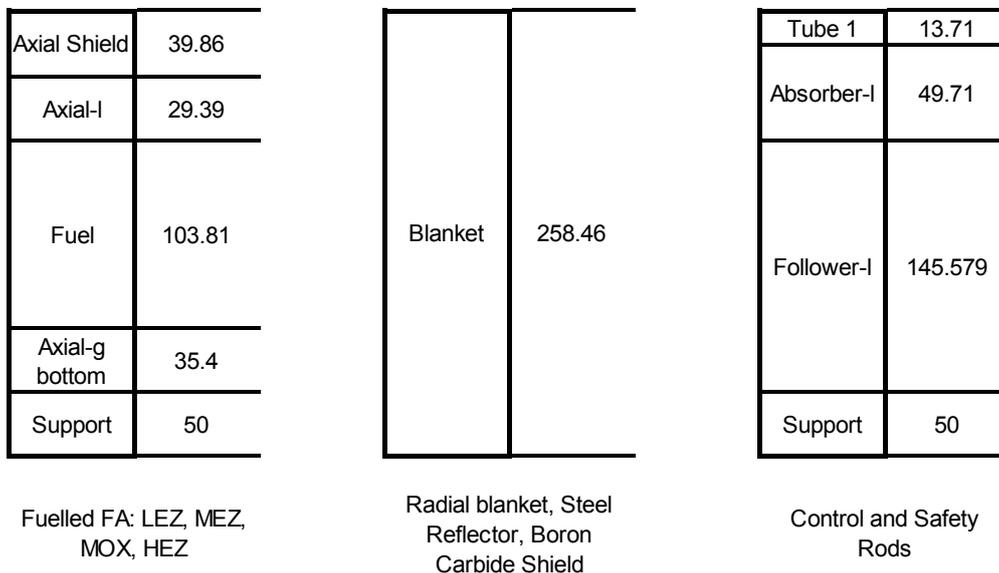


Abb. 7.10 Axiale Zusammensetzung des homogenisiertes Brennelements

Das Ziel ist die Berechnung eines stationären Zustands mit dem Diffusionscode DYN3D-MG. Dafür müssen die makroskopische Gruppen-Wirkungsquerschnitte für je-

des Material vorab berechnet werden. Diese Daten wurden mit SCALE und SERPENT erzeugt. Eine Energiegruppen-Struktur wird benötigt für die Kondensation. NEWT von SCALE benutzt eine 238-Gruppen-Struktur und wurde in 28 Gruppen (basierend auf der ABBN-93 Struktur /MAN 00/) kondensiert. SERPENT benutzt die ENDF-B-VII.0-Bibliothek in kontinuierlicher Energie, und die Wirkungsquerschnitte wurden in 8 Energiegruppen (basierend auf der 33-Gruppen-ECCO/ERANOS-Struktur /WAL 12/) kondensiert. Diese zwei Sets von Wirkungsquerschnitten wurden für DYN3D-MG benutzt, um Sicherheitsparameter zu berechnen: Multiplikationsfaktor (s. Tab. 7.9), und Steuerstabswirksamkeit (Tab. 7.10). Die mit DYN3D errechneten Multiplikationsfaktoren weichen in einem Bereich von 73 bis 363 pcm von denen der Monte-Carlo Codes ab. Das bedeutet, dass die makroskopischen Wirkungsquerschnitte konsistent mit den Ergebnissen der Monte-Carlo-Codes sind. Die Steuerstabswirksamkeiten wurden ebenfalls mit DYN3D-MG berechnet. Die Ergebnisse stimmen gut mit den experimentellen Werten überein.

Tab. 7.9 Multiplikationsfaktoren berechnet mit DYN3D-MG

	DYN3D-MG with homogeneous cross sections from SCALE	DYN3D-MG with homogeneous cross sections from SERPENT	SERPENT with continuous energy library	KENO with continuous energy library
K-eff	0.99117	0.99392	0.99189	0.99475
Difference (in pcm) with SERPENT	-73	205	-	290
Difference (in pcm) with KENO	-363	-84	-290	-

Tab. 7.10 Steuerstabwirksamkeiten berechnet mit DYN3D im Vergleich mit den Messwerten

Rod type	DYN3D-MG with homogeneous cross sections from SCALE	
	Calculated value, pcm	Difference with experimental value, pcm
SR-2-2(a)	-645	53
SR-2-5(a)	-633	86
CR-1-3	-401	60
CR-1-6	-380	39
CR-3-5	-358	73
CR-3-11	-328	46

Aus diesen Ergebnissen wird abgeleitet, dass Anwendung von DYN3D-MG bei natriumgekühlten schnellen Reaktoren möglich ist.

Der nächste Schritt war die Validierung der Kopplung ATHLET-DYN3D-MG für Schnelle Systeme. Ein Modell eines Natriumgekühlten mittelgroßen metallischen Kerns aus dem OECD/NEA-Benchmark /BUI 11/ wurde im stationären Zustand getestet.

Die nominale thermische Leistung ist 1000MW. Der Kern besteht aus verschiedenen Zonen (s. Abb. 7.11):

- Innerer Kern: 78 MOX Brennelemente;
- Äußerer Kern: 102 MOX Brennelemente;
- Radiale Reflektoren: 114 Elemente;
- Schild-Ring: 66 Elemente;
- 19 Steuerstäbe.

Ein „open core model“ wurde in ATHLET mit den folgenden Parametern erstellt:

- 1 Kanal pro Brennelement: 180 geheizte Kanäle;
- 1 Kanal für alle Steuerstäbe;
- 1 Kanal für die radialen Reflektoren und den Schild-Ring.

Alle diese Kanäle sind parallel. Querströmung wird nicht berücksichtigt. Abb. 7.12 zeigt das ATHLET-Modell.

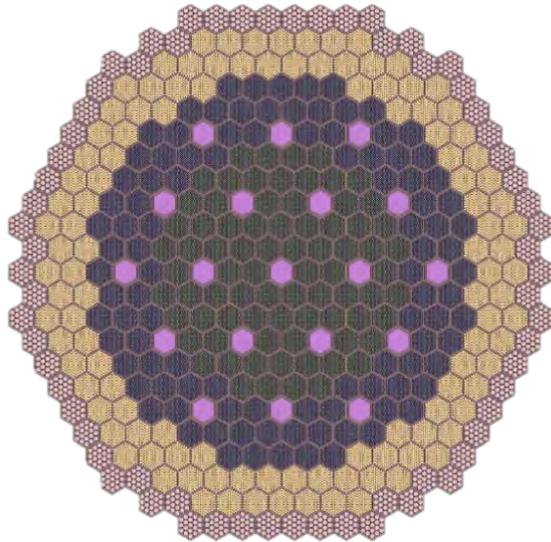


Abb. 7.11 Beladung des metallischen Kerns

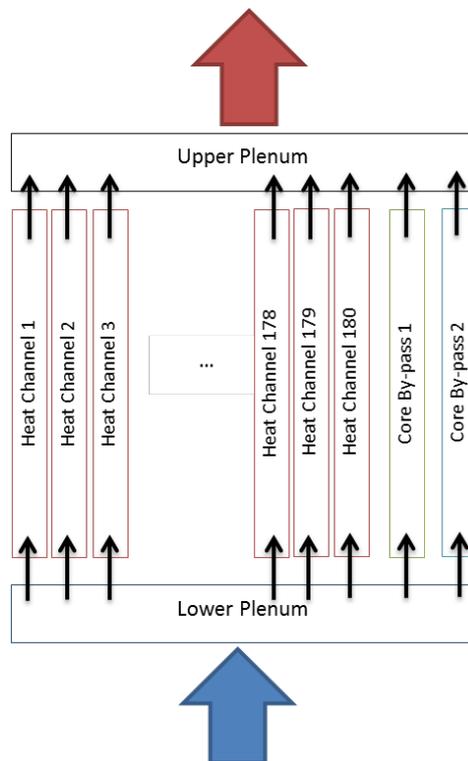


Abb. 7.12 ATHLET-Modell des metallischen Kerns

Die ersten parametrisierten Wirkungsquerschnitte wurden mit den Monte-Carlo-Code Serpent 2.1.23 für DYN3D-MG erstellt. Ein stationärer Zustand wurde berechnet. Die ersten Ergebnisse sind plausibel und zeigen, dass die Kopplung funktioniert.

Der nächste Schritt wird die Berechnung einer Transiente sein, bei der ein Steuerstab aus dem Kern ausgeworfen wird.

Weitere Informationen zu den hier dargestellten Ergebnissen sind in den Berichten /SEC 16A/, /SEC 16B/, /SEC 16C/ und /SEC 16D/ des Nachauftragnehmers SEC NRS enthalten

8 Analyse von schweren Störfällen für WWER-Reaktoren (AP 7)

8.1 Zielsetzung

In der GRS werden seit vielen Jahren Computerprogramme zur Simulation von Störfällen und Unfallabläufen in Kernkraftwerken entwickelt und validiert. Dabei stehen die Beherrschung von Störfällen und die Wirksamkeit von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes bezüglich des Anlagenverhaltens und des Quellterms aus dem nuklearen Dampferzeugungssystem im Mittelpunkt des Interesses. Dafür werden die Rechenprogramme ATHLET (Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten) für Transienten und Störfälle ohne wesentliche Kernschäden und ATHLET-CD (Core Degradation) für Störfälle mit schweren Kernschäden sowie der Integralcode ASTEC (Accident Source Term Evaluation Code) eingesetzt.

Im Arbeitspaket 7 wurden die im Vorhaben geplanten Forschungsarbeiten zur Analyse von schweren Störfällen mit Kernschmelzen zusammengefasst, die mit den Rechenprogrammen ATHLET-CD, dem gekoppelten Programmsystem ATHLET-CD/COCOSYS sowie ASTEC durchgeführt werden sollten. Dabei sollte schrittweise vorgegangen werden, um die unterschiedlichen physikalischen Phänomene zu berücksichtigen, die bei einem solchen Störfall auftreten können.

Das Hauptziel der Arbeiten im Arbeitspunkt 7.1 bestand in der Realisierung einer durchgängigen Simulationskette zur Analyse der Prozesse bei einem Kernschmelzunfall in einer WWER-1000-Anlage sowohl im Reaktorkühlkreislauf als auch im Containment durch Kopplung der Rechenprogramme ATHLET-CD und COCOSYS. Es war vorgesehen, dass das verwendete Anlagenmodell dabei durch die schrittweise Aktivierung weiterer Module in ATHLET-CD (z. B. SOPHAEROS) und COCOSYS (z. B. Wasserstoffverteilung und -verbrennung mit COMB/FRONT, Beton-Schmelze-Wechselwirkung mit MEDICIS) immer komplexer wird. Darüber hinaus war im Arbeitspunkt 7.2 die Durchführung einer Pilotanalyse für einen Kernschmelzunfall in einer generischen WWER-440/W-213 Anlage vorgesehen. Schließlich sollten im Arbeitspunkt 7.3 Arbeiten zu schweren Störfällen mit dem Code ASTEC realisiert werden (Analyse eines SBO mit dem neuen ASTEC V2.1 einschließlich ex-vessel Phase und Durchführung einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse). Infolge strategischer Entscheidungen der GRS zur ASTEC-Entwicklung und -nutzung und den damit grundsätzlich veränderten Randbedingungen für die ASTEC-Anwendung mussten die Ziele des Arbeitspunk-

tes in der Laufzeit des Vorhabens geändert werden (s. Kapitel xx). Analyse von Kernschmelzunfällen in WWER-1000-Reaktoren mit ATHLET-CD und COCOSYS

8.2 Untersuchungen zu Kernschmelzunfällen in WWER-1000-Reaktoren mit ATHLET-CD und COCOSYS

Die Bearbeitung des Arbeitspunktes 7 wurde in den Einzelschritten durchgeführt:

- Aktualisierung des aus dem Vorgängervorhaben vorliegenden ATHLET-CD Datensatzes (Version 22C) auf die aktuellen Programmversion ATHLET-CD 3.0A inklusive der thermohydraulischen Kopplung zwischen ATHLET und COCOSYS.
- Modellierung des Aerosol- und Spaltproduktverhaltens im Reaktorkühlkreislauf des WWER-1000-Datensatzes für ATHLET-CD
- Erweiterung des WWER-1000-Datensatzes für COCOSYS um die Möglichkeit den Transport von Aerosolen und Spaltprodukten zu simulieren
- Erweiterung der Kopplung der ATHLET-CD- und COCOSYS-Datensätze hinsichtlich der Freisetzung von Aerosolen und Spaltprodukten in das Containment
- Durchführung von zunehmend komplexer werdenden Pilotanalysen zum Störfallszenario „Station Black Out“ mit dem Ziel der Überprüfung der neuen Modelle und deren Kopplungseigenschaften.

8.2.1 Betrachtetes Szenario

Sowohl für die eigenständige ATHLET-CD-Rechnungen als auch für die gekoppelten ATHLET-CD/COCOSYS-Rechnungen wurde das Störfallszenario „Station Black Out (SBO)“ simuliert. Bei diesem Störfall wird der unwahrscheinliche Fall angenommen, dass die komplette Eigenbedarfs-Wechselstromversorgung ausfällt. Dabei wird postuliert das neben der betrieblichen Versorgung über den Blocktransformator oder die Reserve-Eigenbedarfstransformatoren auch die Notstromversorgung über die Dieseldgeneratoren komplett versagt. Damit kann beim Ereignis des Totalen Stromausfalls (SBO) die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern nicht über längere Zeiträume gewährleistet werden, da alle wesentlichen Kühl- und Notkühlsysteme, aufgrund der fehlenden Energieversorgung nicht aktivierbar bzw. ausgefallen sind. Lediglich einige sicherheitstechnisch besonders wichtige Verbraucher werden über die Notstrom-Akkumulatorbatterien noch einige Zeit (ca. 1 ½ - 2 Stunden) mit Strom versorgt.

Der Ausfall der Elektroenergieversorgung führt zur Reaktorschnellabschaltung, zum Turbinenschnellschluss und zur Abschaltung und zum Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen. Der Kühlmittelumlauf im Primärkreis verringert sich und geht nach dem Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen infolge der Nachzerfallsleistung im Reaktorkern und der zu diesem Zeitpunkt des Unfallverlaufs durch die Dampferzeuger noch bereitgestellten Wärmesenke in einen Naturumlauflauf über.

Nach der Turbinenabschaltung steigt der Druck im Frischdampfsystem. Die für die Dampfableitung in den Turbinenkondensator zuständige Baugruppe BRU-K (Turbinen Bypass Station) kann aufgrund der fehlenden elektrischen Energieversorgung und dem damit verbundenen Ausfall der Kondensatorkühlung nicht aktiviert werden, so dass nach Übersteigen des Schwellwertes von 7.26 MPa im Sekundärkreis der Anlage die Frischdampf-Abblaseregulventile BRU-A geöffnet werden.

Diese Ventile werden durch die vorhandenen Notstrom-Batterien mit elektrischer Energie versorgt, und regeln den Druck im Sekundärkreis auf einen Sollwert von 6.67 MPa. Die Bereitstellung der hierfür notwendigen Energie kann über einen Zeitraum von ca. 2 Stunden durch die Notstrom-Batterien sichergestellt werden. In der vorliegenden Simulation wird angenommen, dass die BRU-A nach diesem Zeitraum in der maximal offenen Position verbleibt.

Der sekundärseitige Kühlmittelverlust durch die BRU-A zieht den sukzessiven Verlust der Wärmesenke in den Dampferzeugern nach sich, so dass der im Primärkreis hier anfängliche vorhandene Naturumlauflauf zusammenbricht, was aufgrund der anliegenden Nachzerfallsleistung im Kern von einem kontinuierlichen primärseitigen Druck- und Kühlmitteltemperaturanstieg begleitet wird. Dieser Druckanstieg setzt sich bis zum Erreichen des Öffnungsdrucks des ersten Druckhaltersicherheitsventils von 18.14 MPa fort. Für die durchgeführten Pilotrechnungen wurde als zusätzlicher Fehler unterstellt, dass dieses Druckhaltersicherheitsventil aufgrund einer Fehlfunktion des in vollständiger der Offenstellung versagt und nach primärseitigem Druckabfall nicht wieder schließt.

In Folge des Öffnens des ersten Druckhaltersicherheitsventils kommt es zu einem Eintrag von Kühlmittel aus dem Primärkreislauf in das Containment, sobald der resultierende Druckanstieg im angeschlossenen Abblasetank einen den Wert von 0.69 MPa /BAL 97/ überschreitet und die zur Druckbegrenzung installierten Berstscheibe bricht.

Für die Pilotrechnung 1 (ATHLET-CD stand-alone) wurde der Druckaufbau im Containment näherungsweise durch das ATHLET eigene Containment Modul CONDRO beschrieben. Der Fokus dieser Rechnung lag auf der Untersuchung des Transportes und der möglichen chemischen Reaktionen der freigesetzten Spaltprodukte im Primärkreis, infolge der zunehmenden Reaktorkernzerstörung. Als chemische Ausgangsstoffe wurde die relevanten Elemente Xenon (Xe), Krypton (Kr), Jod (I), Cäsium (Cs), Tellur (Te), Strontium (Sr), Antimon (Sb), Uran (U) als Brennstoff, Silber (Ag) als Steuerstabmaterial, Cadmium (Cd) und Indium (In) ausgewählt. Auf der Basis dieser Ausgangsstoffe wurde im Verlauf der Störfallrechnung eine quantitative Bestimmung möglicher Reaktionsprodukte unter Verwendung der Materialdatenbank mdb.V13 durch das Modul SOPHAEROS durchgeführt. In diesem Zusammenhang wurde ebenfalls der Einfluss der COMONLY – Option des SOPHAEROS Moduls und deren Auswirkung auf die quantitative Analyse der gebildeten Reaktionsprodukte untersucht. Diese Option ermöglicht es, das Spektrum der möglichen chemischen Reaktionen durch Vernachlässigung von Reaktionen mit geringer Wahrscheinlichkeit einzuschränken, womit eine Verringerung der Simulationszeit ermöglicht wird.

In der Pilotrechnung 2 wurden die Auswirkungen entstandener Verbindung zwischen dem Primärkreis und dem Containment in einer gekoppelten Simulation mit ATHLET-CD und COCOSYS detaillierter untersucht. Für diese Rechnung wurde für einen beschleunigten Druckabfall zur Begrenzung der Rechenzeiten zusätzlich angenommen, dass durch eine Operatorhandlung 45 Minuten nach dem Störfalleintritt ein weiteres Druckhaltersicherheitsventil geöffnet wird. Dieses Ventil verblieb in Offenstellung für die restliche Simulationszeit.

8.2.2 Modellierung des WWER-1000/W-320-Reaktorkühlkreislaufs mit ATHLET-CD

Die während des betrachteten auslegungsüberschreitenden Ereignisses (SBO) auftretende thermische Überlastung, in Verbindung mit einer teilweisen bzw. vollständigen Austrocknung des Kerns, führt im weiteren Verlauf zu einer zunehmenden Kernzerstörung, die von einer verstärkten Freisetzung von Spaltprodukten im Kernbereich begleitet wird. Diese Spaltprodukte werden im weiteren Störfallverlauf innerhalb des Primärkreislaufes transportiert und dort auch teilweise angelagert.

Aufbauend auf den Ergebnissen aus /KON 14/ wurde die aktuellen Untersuchungen des Spaltprodukttransportes anhand des ATHLET-CD Module SOPHAEROS um die

Bestimmung des vorliegenden Inventars an Spaltprodukten und Aktiniden durch das ATHLET-CD Modul OREST erweitert. Das bereits im Rahmen der Untersuchung /KON 14/ verwendete ATHLET-CD Modul FIPREM_ermöglicht hierbei die Bestimmung der im Verlauf des Störfallgeschehens auftretenden Spaltprodukt- und Aerosolfreisetzung. Für die Beschreibung des Nachzerfalls, sowohl der im Kern verbliebenen, als auch der im primären Kühlkreislauf abgelagerten und suspendierten Spaltprodukte und Aktiniden wurde das ATHLET-CD Module FIPISO in die aktuelle Modellierung des WWER-1000/W320 Reaktorkerns mit aufgenommen. In Folge der thermischen Kernzerstörung ist in der Spätphase des Störfallszenarios ist ein Aufschmelzen der inneren Kernstrukturen und des Kernbrennstoffs zu verzeichnen. Dieser Vorgang und die anschließende Verlagerung der Schmelze in das untere Plenum wurden durch das Modul ECORE simuliert. Dieses Modul dient ebenfalls der Beschreibung des mechanische Brennstabverhalten (Ballooning), der Oxidation, der Materialwechselwirkungen und der Schmelze-Verlagerung im Kernbereich. Die Modellierung des Reaktorkerns durch dieses Modul erfolgte in den beiden Pilotrechnungen 1 und 2 durch eine radiale Aufteilung des Kerns in fünf konzentrische Ringe (ROD01 – ROD5), die mit den zugehörigen Strömungskanälen (Core Channel1 – Core Channel 5) jeweils verbunden sind. Jedem einzelnen ROD wird durch diese radiale Unterteilung eindeutig eine Anzahl an Brennstabkassetten (Fuel Rod) und Steuerelementen (Control Rod) zugewiesen. Die für die Simulation verwendete Aufteilung ist der Abb. 8.2 und Tab. 8.1 zu entnehmen. Das verwendete Modul AIDA beschreibt im Anschluss an die Kernschmelzverlagerung in das untere Plenum den, aus der thermischen Wechselwirkung zwischen verlagerte Schmelze und unterem Plenum resultierenden Integritätsverlust des Reaktordruckbehälters.

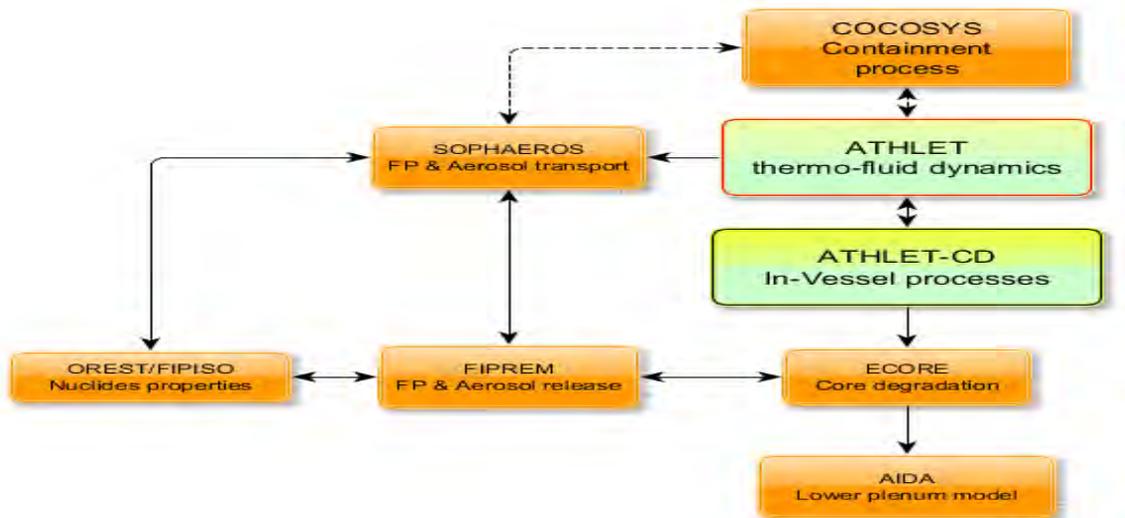


Abb. 8.1 Darstellung der verwendeten ATHLET-CD Module und deren jeweilige In-terdependenzen

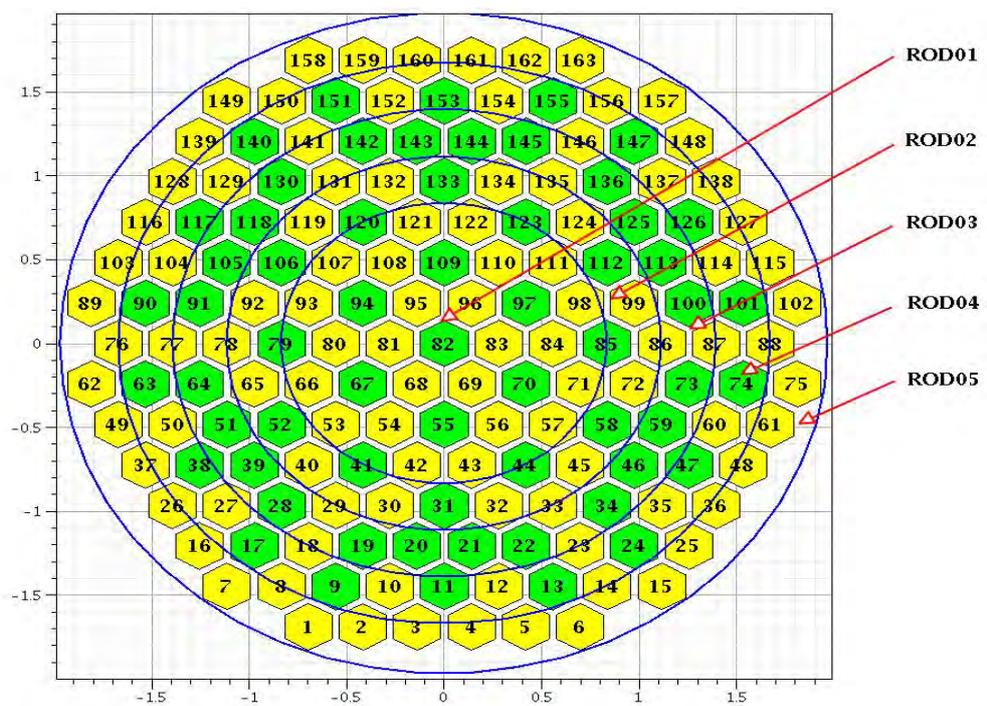


Abb. 8.2 Darstellung des konzentrischen ECORE-Ringmodells

Tab. 8.1 Konzentrisches E-CORE-Ringmodell

Name des Wärme / Thermofluid Objektes	Anzahl der Brennstäbe	Anzahl der Brennelemente	Anzahl der Steuerstäbelemente	Anzahl der Steuerstäbe	Radius des Kernbereichs, m
Core Channel1/ ROD01	10722	35	198	11	0.804
Core Channel2/ ROD02	7968	26	144	8	1.072
Core Channel3/ ROD03	8928	30	432	24	1.3407
Core Channel4/ ROD04	10908	36	324	18	1.6089
Core Channel5/ ROD05	11232	36	0	0	1.743

8.2.3 Ergebnisse der Rechnungen mit ATHLET-CD (Pilotrechnung 1)

Der im Folgenden betrachtete Simulationszeitraum wurde auf 27.000 Sekunden begrenzt, da ab diesem Zeitpunkt die Ergebnisse aus dem Modul AIDA eine hohe Wahrscheinlichkeit für den Verlust der Integrität des unteren Plenums und in Folge dessen ein Austreten der Schmelze aus diesem Bereich aufzeigen. Nachfolgend werden die Ergebnisse der Analysen zusammengefasst, eine ausführlichere Diskussion erfolgt in /KON 17/.

8.2.3.1 Druck-, Temperatur- und Energieverhalten

Infolge des Ausfalls der Dampfumleitstationen BRU-K wird ca. 50 Sekunden nach dem SBO-Ereignis der Öffnungsdruck (7.26 MPa) der Frischdampf-Abblaseregelventile BRU-A überschritten, welche den Sekundärkreisdruck in der Folge über einen Zeitraum von ca. 6.000 Sekunden auf einen Wert von 6.27 MPa einregeln können. Der Betrieb des Sicherheitsventils BRU-A kann über einen Zeitraum von ca. zwei Stunden durch die Notstrom-Batterien gewährleistet werden, womit die oben beschriebene sekundärseitige Druckstabilisierung erreicht wird.

In Folge des Ereignis SBO kommt es zur Aktivierung der Reaktorschnellabschaltung und aufgrund fehlender elektrischer Stromversorgung zu einem Auslaufen der vier Hauptkühlmittelpumpen. Die sukzessive Verschlechterung der Abfuhr der Nachzerfallsleistung im Kern über die Dampferzeuger führt zu einem kontinuierlichen primärseitigen

Druckanstieg, der durch Öffnung des ersten Druckhaltersicherheitsventils nach Erreichen des Öffnungsdrucks von 18.14 MPa nach 2.312 Sekunden begrenzt wird. Die angenommene Fehlfunktion des Druckhaltersicherheitsventils führt im darauf folgenden Simulationszeitraum in zu einer Druckabsenkung im Primärkreis. Abb. 8.3 zeigt den zeitlichen Verlauf des Massenstroms durch das erste Druckhaltersicherheitsventil und das Abblaseregelventil BRU-A. Abb. 8.4 kann der zeitliche Verlauf des Primär –und Sekundärseitigen Drucks entnommen werden. Das zweite Druckmaximum im Primärkreis bei ca. 3.800 Sekunden ist auf das Entfallen der sekundärseitigen Wärmesenke zurückzuführen (vergleiche hierzu auch Abb. 8.5). Die Druck- und Temperaturschwankungen (Abb. 8.6) im Zeitraum zwischen ca. 7.000 bis 17.000 Sekunden sind das Ergebnis von wiederholtem, kurzzeitigem Kühlmiteleintragung in den Reaktorkern aufgrund des „Loop Seal Clearing“-Effektes.

Die ermittelten Leistungsparameter TOTNPOW (Gesamtleistung aller Brennstäbe), SQLOSS (Wärmeenergieverlust an die inneren, durch HECU –Elemente beschriebenen Strukturen), SQFLUID (Wärmeenergieverlust an das Fluid), SQOXID (thermische Energieerzeugung infolge chemischer Reaktionen, wie Oxidation und Nitrid-Bildung) und SQPOW (effektive Wärmequelle) werden in Abb. 8.7 dargestellt. Abb. 8.8 zeigt beispielhaft den zeitlichen Verlauf der durchschnittlichen Hüllrohr- und Schmelze/Krustentemperatur in den 12 Nodes des ersten Kernrings ROD01.

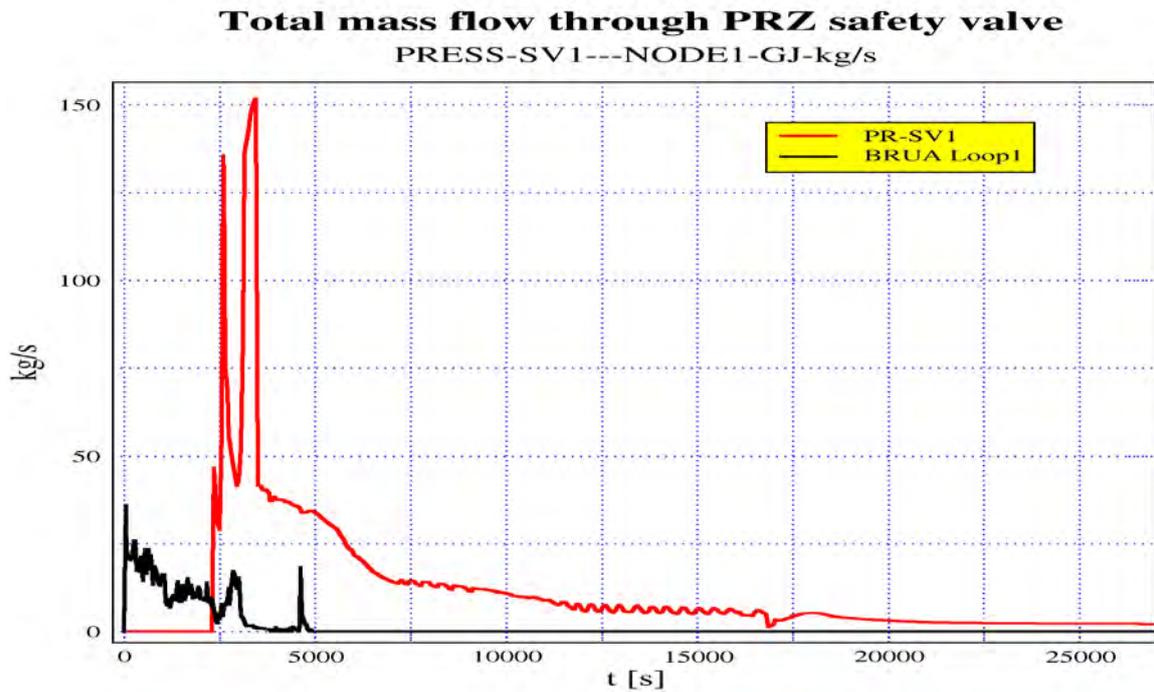


Abb. 8.3 Massenstrom durch die BRU-A (Schleife 1) und durch das DH-Sicherheitsventil

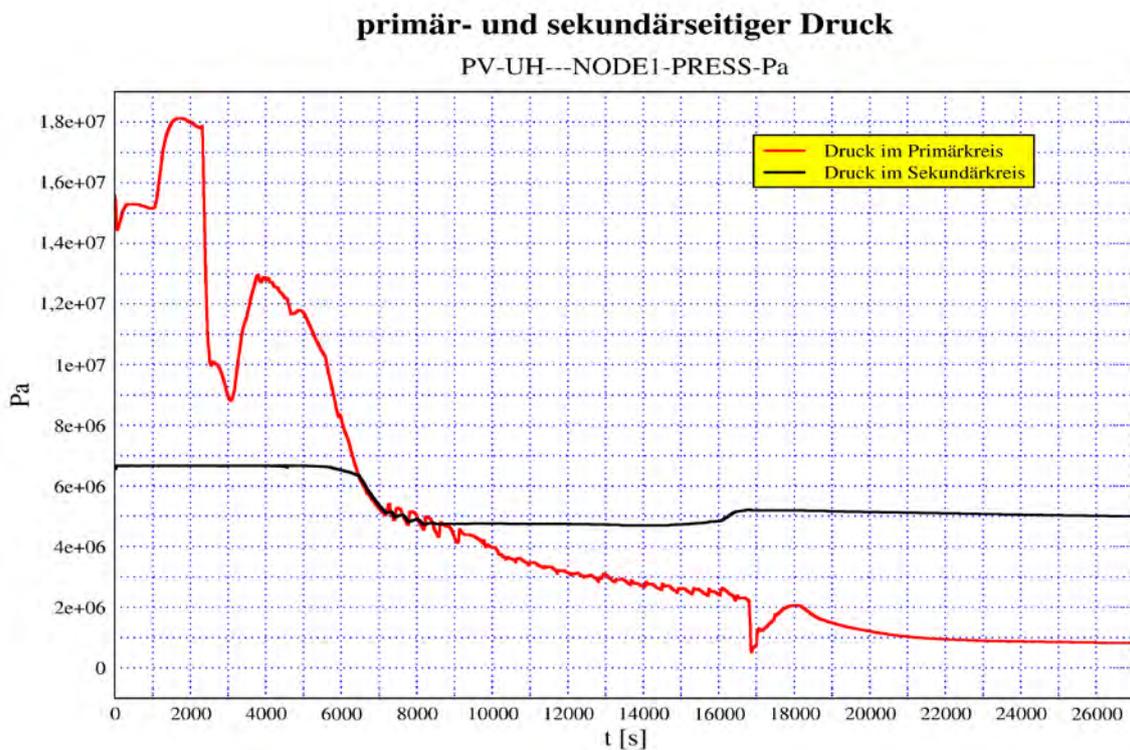


Abb. 8.4 Primärseitiger (oberes Plenum des RDB) und sekundärseitiger Druck (oberes Plenum des ersten Dampferzeugers)

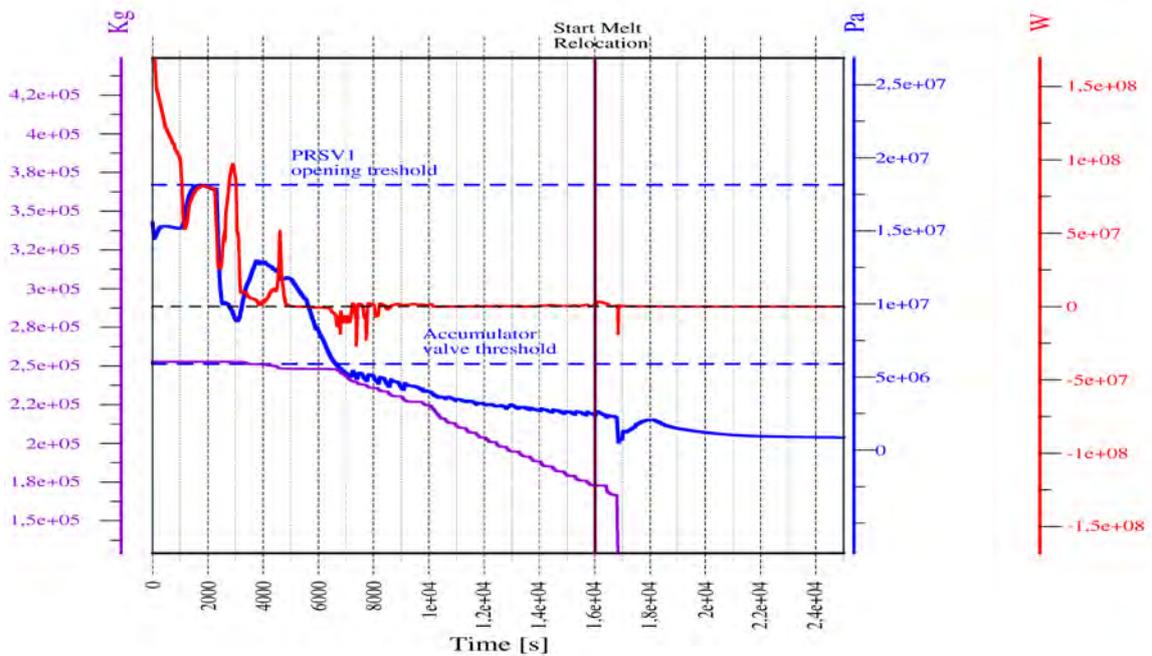


Abb. 8.5 Darstellung des gesamten Akkumulator-Inventars (violett), des primärseitigen Drucks, gemessen im oberen Plenum des RDBs (blau) und des gesamten primär-sekundärseitigen Wärmeaustausch in den Dampferzeugern (rot).

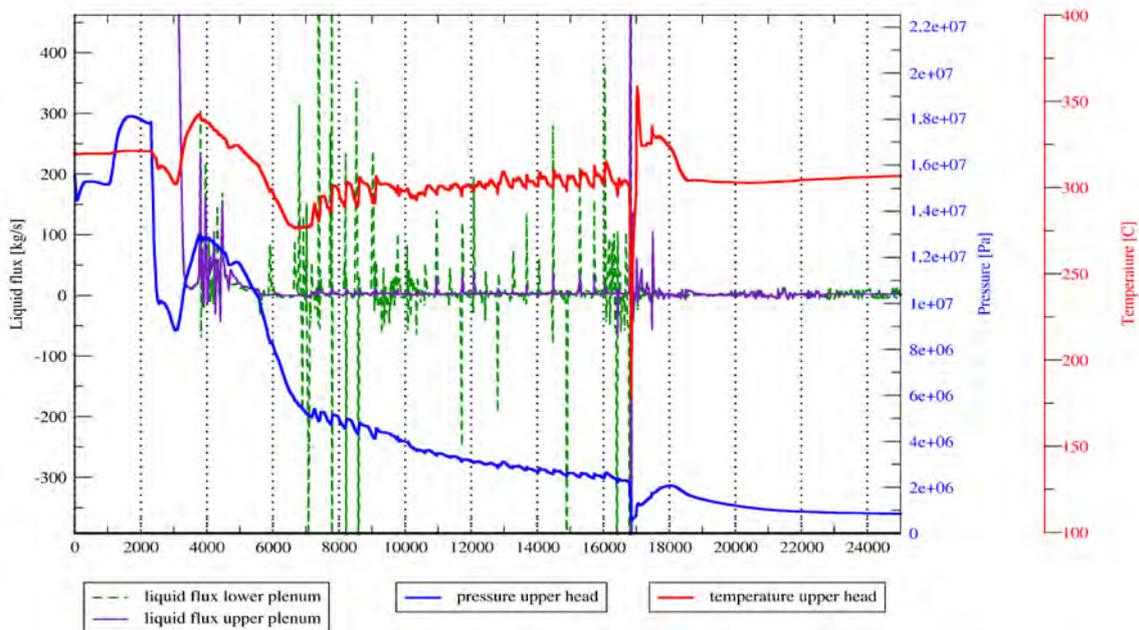


Abb. 8.6 Darstellung des Drucks (blau), der Temperatur (rot), gemessen im oberen Plenum des RDBs und der Massenströme im unteren und oberen Plenum (grün, violett).

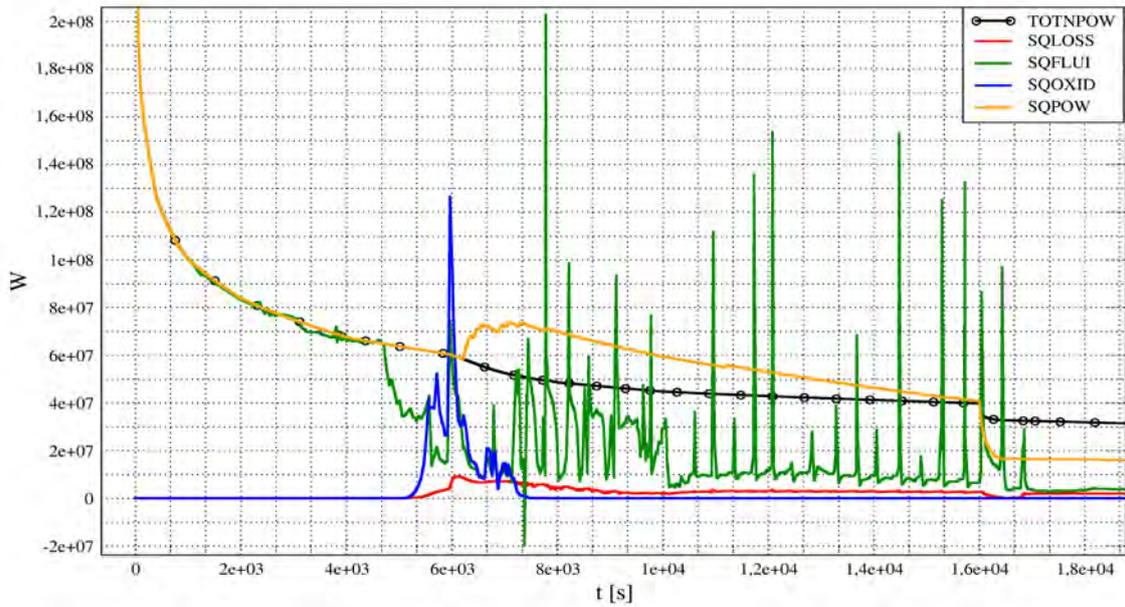


Abb. 8.7 Zeitlicher Verlauf der Parameter TOTNPOW, SQLOSS, SQFLUI, SQOXID und SQPOW.

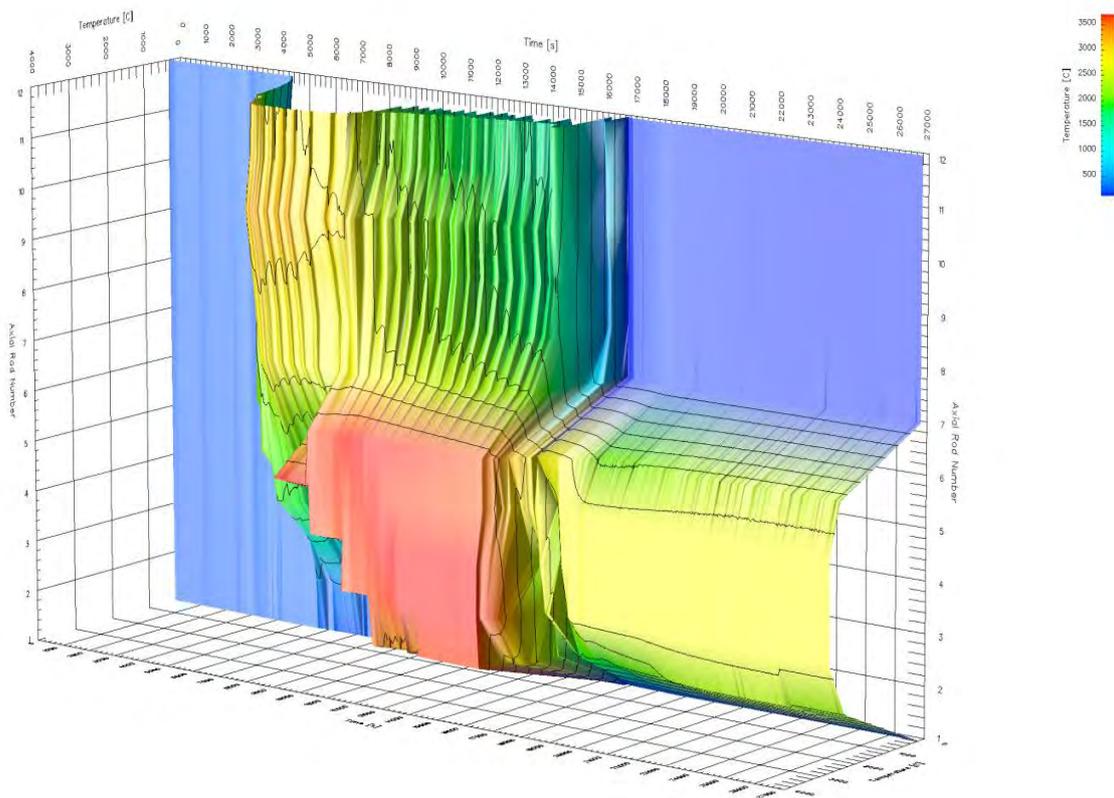


Abb. 8.8 ROD01 TCSU : Darstellung des zeitlichen Verlaufs der durchschnittlichen Hüllrohr-, und Schmelze/Krustentemperatur in den 12 Nodes des ersten Kernrings ROD01.

8.2.3.2 Ergebnisse der Untersuchung zur SOPHAEROS COMPONLY-Option

Der Einfluss der oben beschriebenen COMPONLY-Option des ATHLET-CD-Moduls SOPHAEROS auf das Ergebnis der quantitativen Spaltproduktanalyse wurde im Zusammenhang mit der Pilotrechnung 1 anhand zweier Teilrechnungen näher untersucht. Hierfür wurden im Rahmen der Untersuchung zur Freisetzung und zum Transport der auftretenden Spaltprodukte und Aerosole anhand der Module FIPREM, SOPHAEROS, OREST und FIPSIO zwei Teilrechnungen: W320-Full und W320-Reduced in den Darstellungen Abb. 8.9 bis Abb. 8.15 miteinander verglichen.

Die für die jeweilige Simulation (W320-Full bzw. W320-Reduced) verwendeten Datensätze unterscheiden sich ausschließlich durch die zusätzliche Verwendung des Pseudo-Keyword COMPONLY im ATHLET-CD Modul SOPHAEROS, das während der Simulation zu berechnende Spektrum an möglichen chemischen Verbindungen auf eine vom Nutzer anzugebene Liste an chemischen Verbindungen reduziert. Für den Vergleich des Einflusses dieses Pseudo-Keywords COMPONLY auf die Ergebnisse wurde bei der Simulation W320-Reduced mit einem reduzierten Spektrum, bestehend aus den Verbindungen in Tab. 8.2 gerechnet und bei der Simulation W320-Full das volle Spektrum möglicher chemischer Reaktionsprodukte verwendet, das sich aus der verwendeten Materialdatenbank mdb.V13 ergibt.

Tab. 8.2 Betrachtete chemische Verbindungen bei der COMPONLY-Option

Bezeichnung	
Cäsium Hydroxid	$CsHO$
Cäsium Jodid	CsI_2
Jodid	I_2
Tellur-Dijodid	TeI_2
Tellur-Tetrajodid	TeI_4
Uran-Tetrajodid	UI_4
Wasserstoff	H_2

Im Vergleich der Ergebnisse zeigt sich jedoch, dass beide Rechnungen (W320-Reduced und W320-Full) bei einer großen Anzahl der untersuchten Quantitäten erhebliche Abweichung hinsichtlich des zeitlichen Verlauf und errechneten Größenordnung aufweisen. Deutliche Abweichungen traten auf bei:

- an der Innenwand abgelagertes Masseninventar (Abb. 8.9)

- Gamma-Strahlungsleistung an der Innenwand im Primärkreislauf (Abb. 8.10)
- Alpha und Beta-Strahlungsleistung an der Innenwand im Primärkreislauf (Abb. 8.11)
- im SOPHAEROS - Strömungspfad abgelagerte Massen, z.B. Sr (Abb. 8.12)
- am Druckhaltersicherheitsventil freigesetzte Partikelmasse, z.B. Cs (Abb. 8.13)
- Ablagerungsmasse im Strömungspfad für Elemente, z.B. Sr (Abb. 8.14)
- am Druckhaltersicherheitsventil freigesetzte Dampfmasse z.B. Te (Abb. 8.15)

Für die gekoppelte Rechnung: Pilotrechnung 2, d.h. unter Einbindung des Containment – Programms COCOSYS, wurde daher von der Verwendung der Option COMPONLY im Rahmen einer reduzierten Rechnung aufgrund der hier bestimmten Abweichung und unrealistischen Ergebnisse abgesehen.

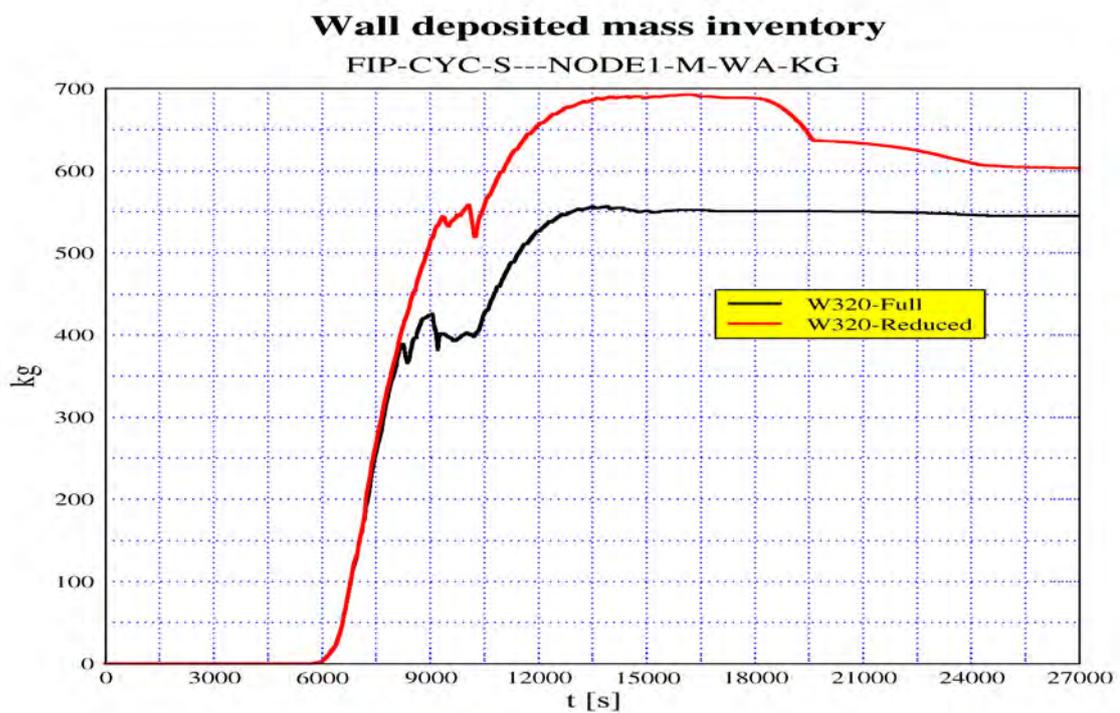


Abb. 8.9 An Innenwand abgelagertes Masseninventar

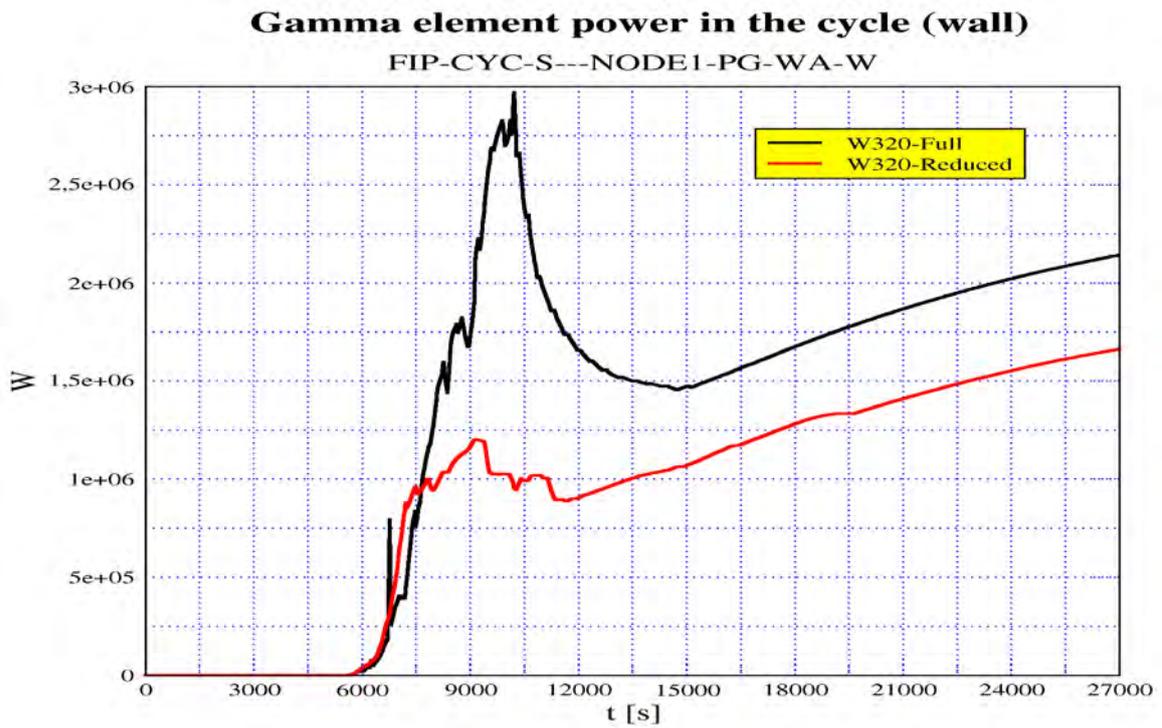


Abb. 8.10 Gamma-Strahlungsleistung an der Innenwand im Primärkreislauf

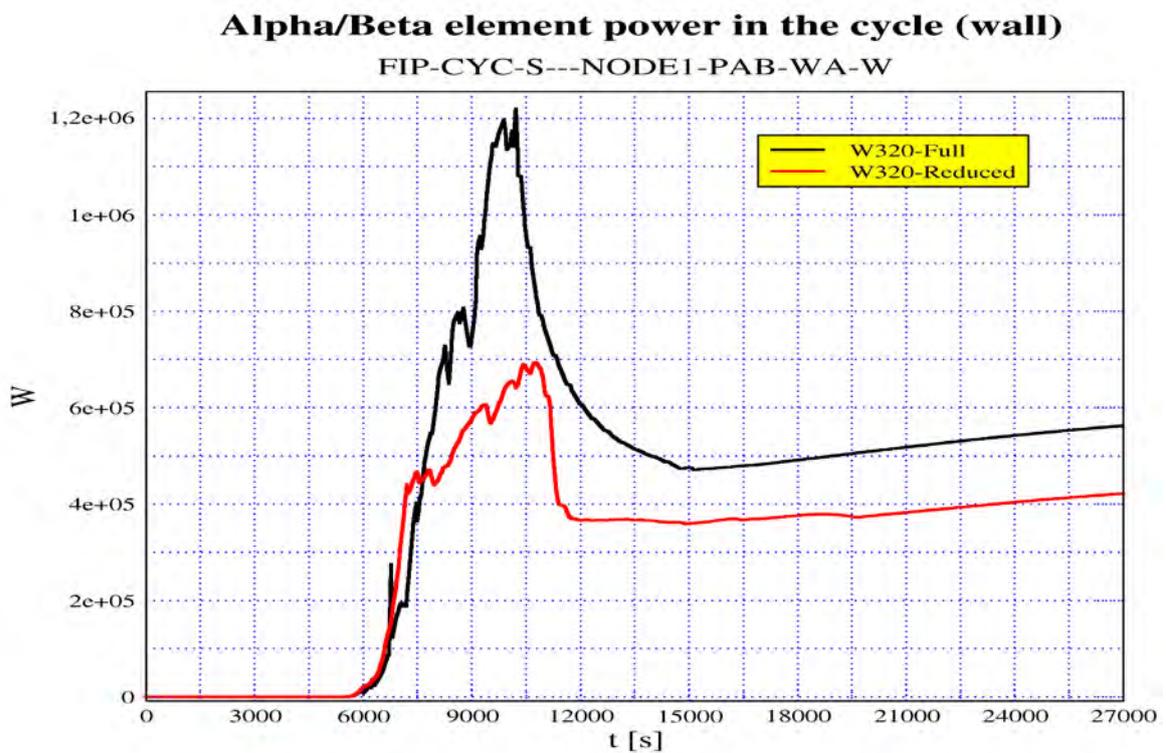


Abb. 8.11 Alpha und Beta-Strahlungsleistung an der Innenwand im Primärkreislauf

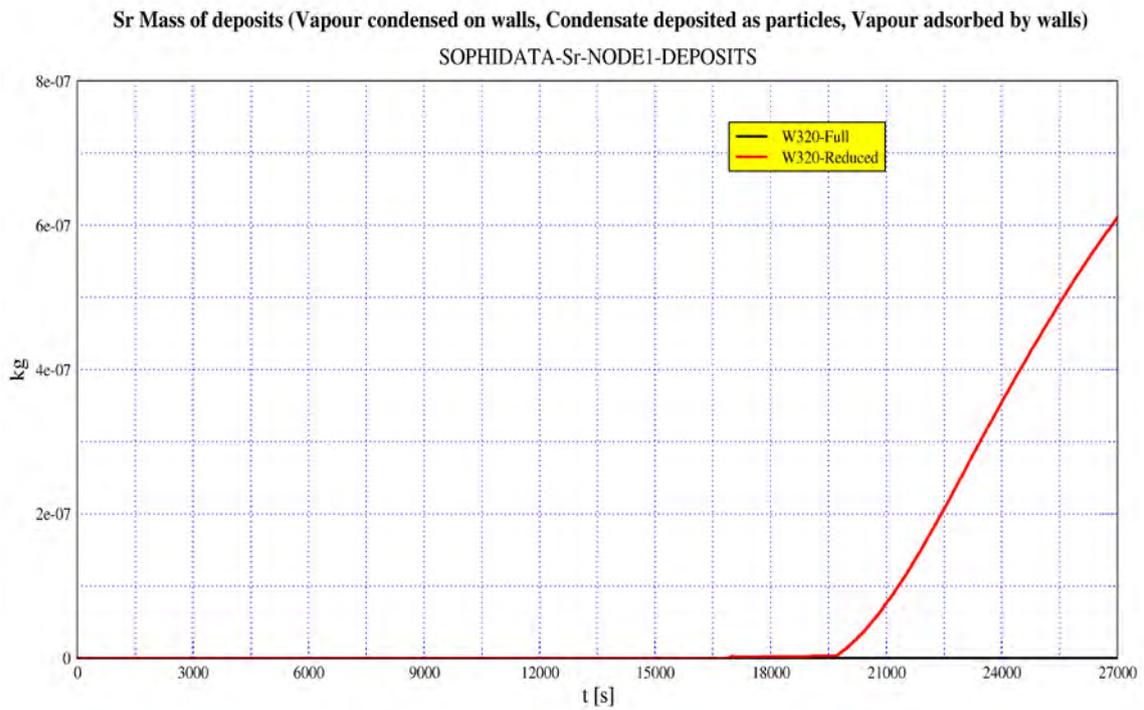


Abb. 8.12 Im SOPHAEROS-Strömungspfad abgelagerte Sr-Masse

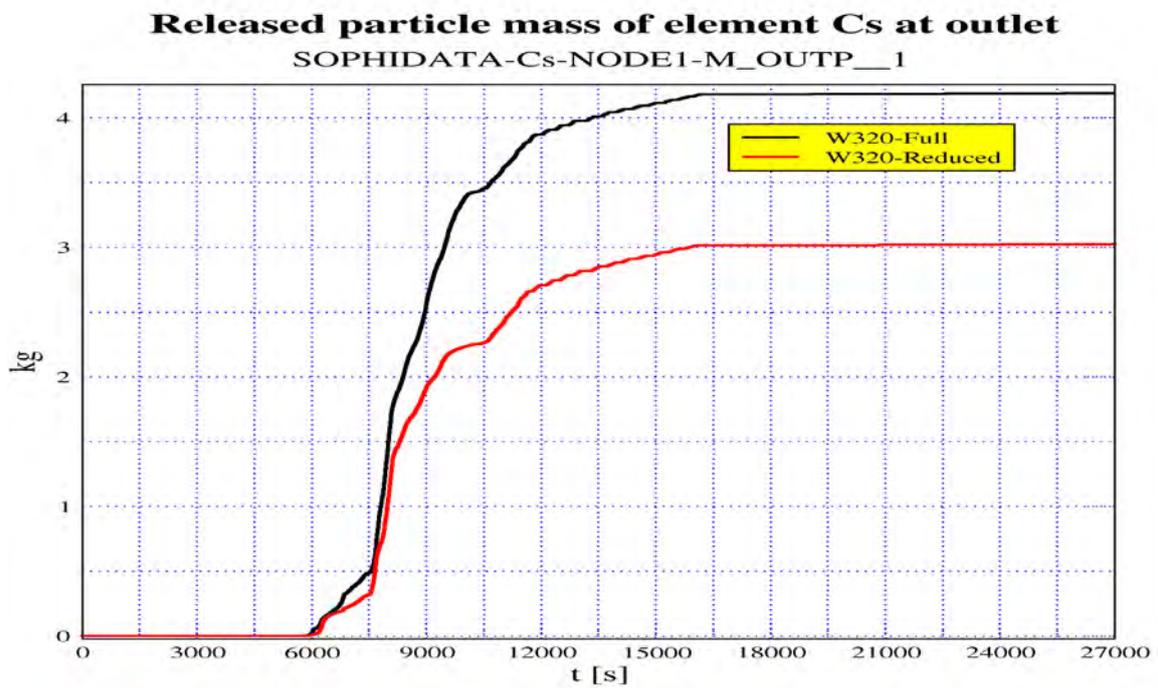


Abb. 8.13 Am Druckhaltersicherheitsventil freigesetzte Partikelmasse an Cs

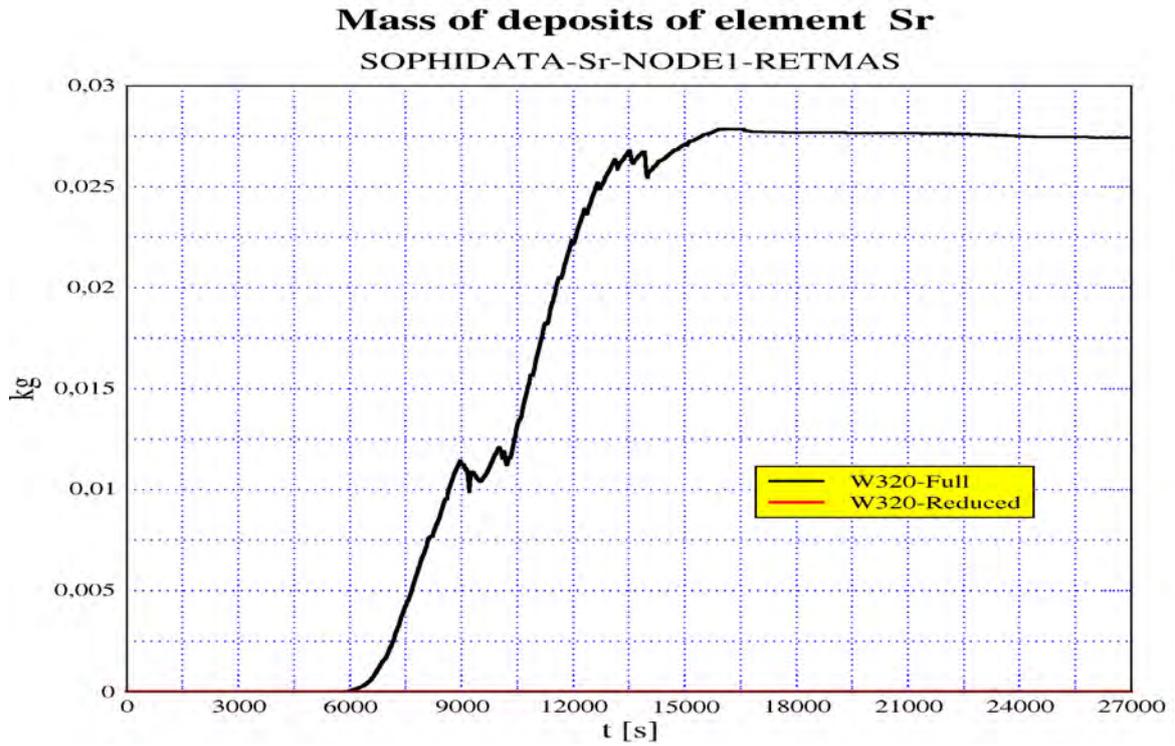


Abb. 8.14 Ablagerungsmasse im Strömungspfad für das Element Sr

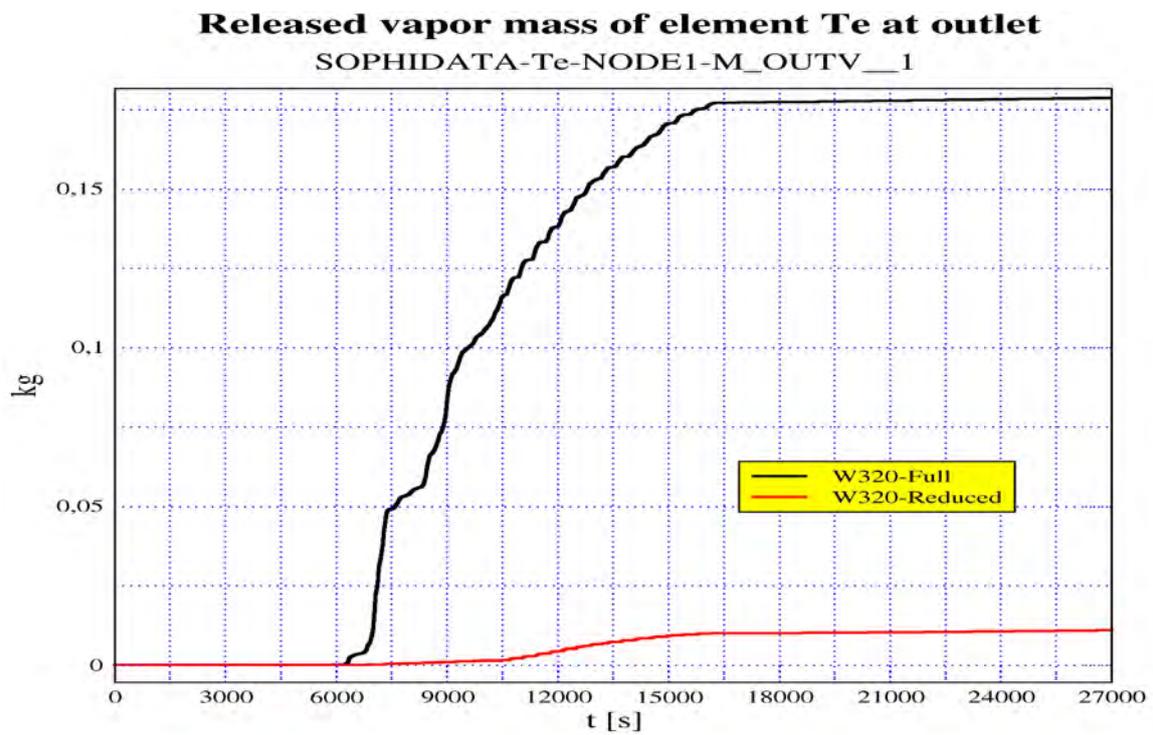


Abb. 8.15 Am Druckhaltersicherheitsventil freigesetzte Dampfmasse an Te

8.2.3.3 Untersuchung des Verhaltens der Schmelze im unteren Plenum mit dem Modul AIDA

Die Schmelze-Verlagerung aus dem Kernbereich in das untere Plenum wurde in der Störfall-Simulation der Pilotrechnung 1 auf den Zeitpunkt MTLP = 16003 sec. nach Station Blackout festgelegt. Die Schmelze benötigt ab diesem Zeitpunkt ca. 800 Sekunden um das untere Plenum zu erreichen (Abb. 8.16).

Innerhalb dieses Verlagerungs-Zeitraumes wird in der aktuellen ATHLET-CD Version die vorliegende Energie der Schmelze in der Gesamtenergiebilanz nicht hinreichend erfasst, so dass eine massive Temperatur- und Druckabsenkung zu verzeichnen ist. Erst nach diesem Zeitraum, d.h. im Verlauf des Anstiegs des Schmelze-Volumens im unteren Plenum und der hiermit transportierten Energie, wird die korrekte bilanzielle Erfassung der Schmelze-Energie wieder gewährleistet, so dass die Temperatur- und Druckverhältnisse im RDB wieder stabilisiert werden. Diese Druckabsenkung in Verbindung mit der nicht bilanziell erfassten Energie führt zum abrupten Entleeren der Akkumulatoren.

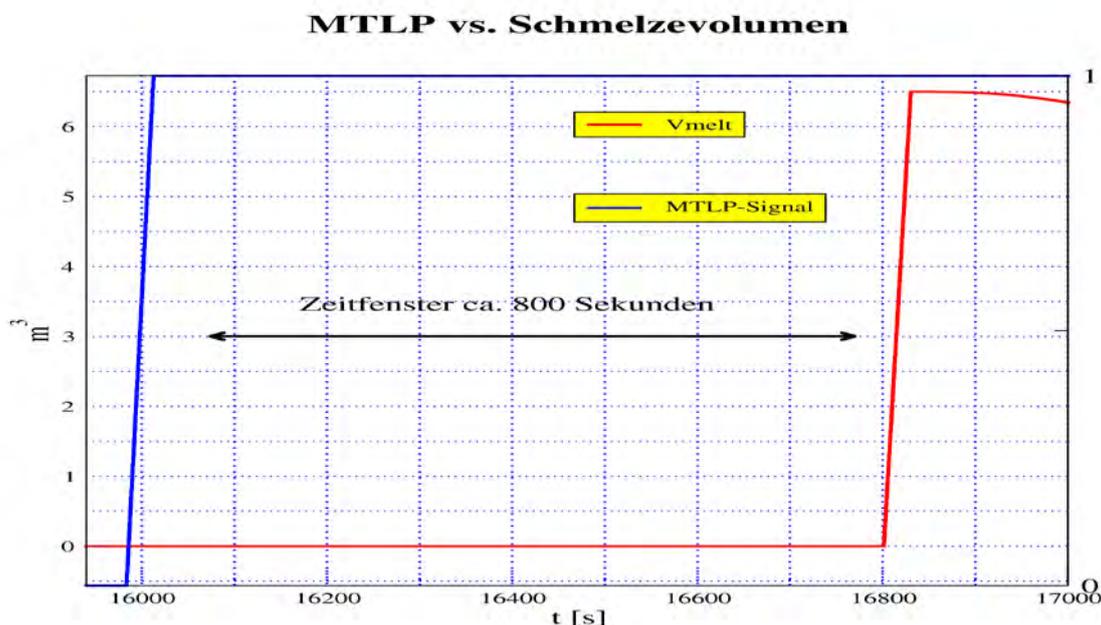


Abb. 8.16 Darstellung des MTLP Schalt-Signals (0 → 1, blaue Linie) für die Verlagerung der Schmelze bei 16003 Sek. und dem erstmaligen Anstieg des Schmelzevolumens im unteren Plenum ab 16800 sec (rote Linie).

8.2.4 Gekoppelte Rechnung mit ATHLET-CD / COCOSYS (Pilotrechnung 2)

Aufbauend auf den Ergebnissen der ersten stand-alone ATHLET-CD-Rechnung wurde der erstellte ATHLET-CD Datensatz für die zweite Pilotrechnung mit dem Containment-Programm COCOSYS gekoppelt. Für das hier betrachtete Szenario SBO wurde neben der thermohydraulischen Kopplung auch eine Kopplung zwischen Primärkreis und Containment bezüglich der im Reaktor während der Kernzerstörungsphase freigesetzten Aerosole und Spaltprodukte realisiert.

Für die Implementierung der Kopplung wurden folgende Arbeiten durchgeführt:

- Aktualisierung des COCOSYS WWER-1000/320 Datensatzes auf die Version V2.4v4
- Erweiterung des COCOSYS WWER-1000-Datensatzes um die Möglichkeit der Aerosol- und Spaltproduktsimulation
- Vervollständigung der Kopplung von ATHLET-CD und COCOSYS bzgl. Aerosole und Spaltproduktfreisetzung in das Containment nach Druckbehälterversagen,
- Aktivierung weiterer Modelle in COCOSYS zur Wasserstoffverteilung und -verbrennung mit COMB/FRONT und zur Beton-Schmelze-Wechselwirkung in der Reaktorgrube mit MEDICIS,
- Pilotanalyse zum SBO Szenario zur Überprüfung der neuen Modelle und ihrer Kopplung

Im Vergleich zur Pilotrechnung 1 wurde für die zweite Pilotrechnung zusätzlich angenommen, dass ca. 45 Minuten nach Eintritt des Ereignis SBO ein zweites Druckhaltericherheitsventil durch eine Operatormaßnahme geöffnet wird und anschließend in Offenstellung verbleibt. Diese Maßnahme bewirkt einen beschleunigten Druckabfall im Primärkreislauf, wobei der gewählte Zeitpunkt für die Operatorhandlung willkürlich innerhalb des zweistündigen Zeitfensters der Batterieverfügbarkeit festgelegt wurde.

8.2.4.1 Merkmale der Containment – Nodalisierung

Das Containment eines WWER-1000/320 wurde durch 34 Kontrollvolumen (auch Zonen oder Nodes) abgebildet. Die Zonen sind durch 106 Junctions (Strömungsverbindungen für Gas und Wasser bzw. Pumpensysteme) miteinander verbunden. Wände und Einbauten des Containments werden durch 58 wärmeleitende Strukturen reprä-

sentiert. Der als Basis verwendete Containment-Datensatz ist in /ARN 11/ beschrieben; im Folgenden wird nur ein kurzer Überblick gegeben.

Das gesamte berücksichtigte Volumen des Containments beträgt 63.227 m³. Die Zonen R1 (Containment-Sumpf) und R19 (Abklingbecken) sind 507 und 539 Tonnen Wasser gefüllt. Somit beträgt das freie Gasvolumen 62.163 m³. Das entsprechende Nodalisationsschema ist in Abb. 8.17 dargestellt. Im Schema sind die Zonen durch Nummern in Gelb gefüllten Kreisen gekennzeichnet (im COCOSYS Datensatz bestehen die Zonennamen aus einem führenden "R" plus der Zonennummer, z.B. R11).

Das Containment einer WWER-1000/320 Anlage besteht entsprechend der Bezeichnung im KKW Balakovo-3 aus 39 Räumen. Jeder echte (d.h. von anderen Räumen getrennte) Raum ist durch mindestens eine Kontrollzone abgebildet. Einige Räume sind weiter unterteilt, insbesondere die Containment-Kuppel (GA 701) in 8 Zonen.

Diese Nodalisation des WWER-1000/320 Containments ist nicht so detailliert wie die in anderen Projekten zur Untersuchung der Wasserstoffproblematik angewendete 95 Zonen-Modell oder die aktuelle Nodalisierung für deutsche Konvoi-Anlagen (ca. 300 Zonen). Z. B. ist die Dampferzeugerbox gegenwärtig durch 2 Zonen simuliert (Zonen R12 und R13, siehe Abb. 8.17), so dass je zwei Hauptkühlmittelschleifen von ATHLET-CD in einer Zone liegen. Die hier verwendete Nodalisierung stellt somit eine mittlere Diskretisierung dar, mit der allerdings keine wesentlich abweichenden Ergebnisse erwartet werden. Für die gegenwärtige Pilotanalyse zu einem schweren Störfall wird sie als ausreichend erachtet.

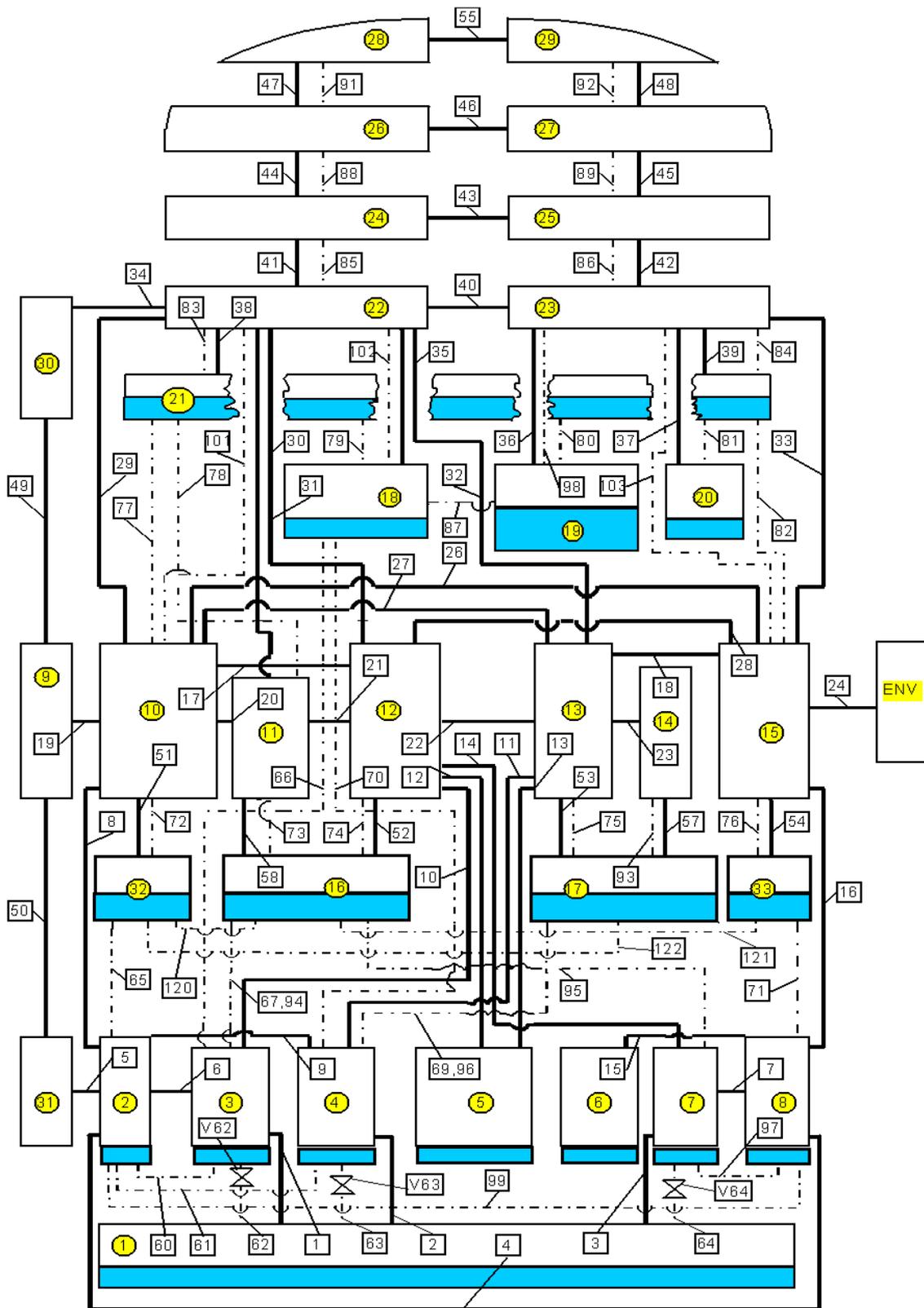


Abb. 8.17 WWER-1000/320 Containment (KKW Balakow-3), COCOSYS Nodalisierung, Druckhalterraum R11 mit Blitzsymbol (Freisetzungsort) markiert

Eine Besonderheit in COCOSYS ist die getrennte Modellierung von Gas- und Wasserströmen, was die Definition von Atmosphärenverbindungen sowie Drainage- und Pumpenverbindungen erfordert /KLH 16/. Einzelheiten zu den Verbindungen können in /ARN 11/ nachgelesen werden.

Im Nodalisationsschema (Abb. 8.17) sind die Atmosphärenverbindungen durch dicke durchgezogene und Drainageverbindungen durch Strich-Punkt - Linien sowie Nummern in Rechtecken gekennzeichnet. Die Containment-Leckage in die Umgebung (Zone ENVIRON) ist durch Verbindung 24 modelliert, deren Querschnittsfläche einer Leckrate von 0,1 Volumen% pro Tag entspricht.

Pumpensysteme, d.h. das Containment-Sprühsystem sowie die Ansaugleitungen für Hoch- und Niederdrucknotkühlssysteme aus dem Containment-Sumpf, sind nicht berücksichtigt, da die entsprechenden Systeme in der Pilotanalyse mit SBO nicht zur Verfügung stehen. Aus dem gleichen Grund sind keine Lüftungssysteme berücksichtigt.

Zur Simulation der Wärmespeicherung in und der Wärmeleitung durch Wände, Decken und Böden der Räume und deren Einbauten sowie der Containment-Außenwand sind Strukturen berücksichtigt. Der Farbanstrich auf Stahloberflächen bzw. den mit Stahl gelinerten Wänden ist ebenfalls berücksichtigt. Die Wärmeübergänge zwischen Atmosphäre bzw. Wasser und Wandoberflächen werden durch die COCOSYS Modelle für freie und erzwungene Konvektion, Kondensation und Wand-Gas-Wärmestrahlung berechnet /KLH 16/. Die verwendeten Eigenschaften der Strukturmaterialien sind in /ARN 11/ angegeben.

Die Anfangs- und Randbedingungen für das Containment wurden wie folgt festgelegt:

- Druck im Containment - 1,03 bar,
- Temperatur im Containment - 60 °C,
- Relative Luftfeuchte im Containment (Sättigungsgrad) - 90%,
- Anfangswassermasse in Zone R1 von 516 m³ und in R19 von 548 m³ bei einer Wassertemperatur von 60 °C und einer Luftfeuchte von 100%,
- Umgebung: Druck 1,03 bar, Temperatur 20 °C, Feuchte 70%.

8.2.4.2 Erweiterung des COCOSYS-Datensatzes zur Simulation von schweren Störfällen

Entgegen der ursprünglichen Projektplanung kam es auf Grund fehlender Freigabe zur Übergabe von Daten an die GRS auf russischer Seite bisher zu keiner Beteiligung von SEC NRS an den Arbeiten. Deshalb erfolgte die Erweiterung des Datensatzes zur Berücksichtigung des Aerosol- und Spaltproduktverhaltens im Containment (AFP Modul von COCOSYS) und der Beton-Schmelze Wechselwirkung (CCI Modul) allein durch die GRS. So wurden z.B. Ablagerungsflächen im Containment aus in /BAL 97/ gegebenen Wärmeleitstrukturen abgeleitet. Hierbei konnte die notwendige Unterteilung in Decken-, Wand- und Bodenflächen nur abgeschätzt werden. Andere erforderliche Informationen wurden auf Basis verfügbarer Unterlagen zu anderen KKW mit WWER-1000 definiert. Somit wird faktisch ausgehend von der Referenzanlage Balakowo-3/4 mehr und mehr ein "generischer" WWER-1000/320 Datensatz für ATHLET-CD – COCOSYS entwickelt.

In einem ersten Schritt wurde das AFP Modul aktiviert und alle erforderlichen Eingabedaten implementiert. Anschließend wurde das CCI Modul hinzugefügt und im letzten Schritt wurden das Wasserstoffverbrennungs- und Flammenfrontausbreitungs-Modell COMB/FRONT im THY Modul implementiert.

Im folgende werden die entsprechenden Erweiterungen am COCOSYS Datensatz aufgeführt:

- Anlegen des neuen Kontrollwortes C---- STR_MODULE zum Start der AFP und CCI Module sowie C---- SYNCHRON und C---- SCRIPTS zur Abarbeitungsreihenfolge,
- Definition von Zonen-spezifischen Aerosol-Ablagerungsflächen unter den Items ----- AEROSOL abgeleitet aus /BAL 97/, Tabelle 14.2.2 und Anpassung auf aktuelle Nodalisierung, d.h. 40 anstatt 33 Zonen,
- Angabe von Verbindungs-spezifischen Aerosol-slip-Flächen unter den Items ----- AFP; Annahme, dass diese Flächen gleich den Flächen der vertikalen Atmosphärenverbindungen sind,
- Definition der Namen der zu simulierenden Aerosole (C---- AFP_COMP.) und Spaltprodukte (C---- FP_ELEMENT), der Assoziierung von Spaltprodukten zu ihren Trägersaerosolen (K---- FP_AEROSOL) sowie von erforderlichen Modul-

daten (Steuer- und Modelloptionen) für die Modelle AEROSOLS, FIPHOST und FIPISO (C---- MODULES, K---- AEROSOLS, K---- FIPHOST, K---- FIPISO)

Neben Wasserdampf werden das lösliche Cäsiumhydroxid (CSOH) und das unlösliche Gemisch-Aerosol AECOMP simuliert. Als Spaltprodukte sind alle instabilen Isotope der ersten 99 Elemente des Periodensystems möglich. Diese relevanten Isotope werden prozessabhängig vom FIPISO Modell aus WWER-1000 spezifischen Kerninventaren bestimmt.

- Reduktion der Ausgabe zur Isotopenverteilung im Containment (wesentliche Verringerung der Größe der Files) – nur die Isotope mit der größten Restwärme werden ausgegeben; Dies erfolgt entsprechend vom Nutzer vorgegebener Isotoppennamen unter C---- MODULES, K---- FIPISO, ---- OUTPUT,
- Definition der Gase CO und CO₂ im THY Modul (C---- COMPONENTS), da diese beim MCCI aus dem Beton freigesetzt werden,
- Definition der Geometrie der Reaktorgrube, der zu berücksichtigenden Elemente und chemischen Verbindungen und von Modell- und Steuerparametern für CCI (C---- CAVITY),
Verbindung der Schmelzeoberfläche in der Reaktorgrube mit der Bodenstruktur (K---- SURFACE) und Definition von View-Faktoren in der Grube (C---- VIEW_FACT), nach Eintritt von Kernschmelze in die Grube wird diese Bodenstruktur durch die Schmelzeoberfläche ersetzt.
- Spezifizierung der Zusammensetzung des Betons der Reaktorgrube (C---- CONC_PROP),
- Definition der Schmelze (C---- MELT_LAYER) – hier als homogenes Gemisch aus oxydischer und metallischer Kernschmelze angenommen sowie von Modelloptionen,
- Aktivierung des COMB/FRONT Modells durch Definition von K---- FRONT im Block C---- MODULES. Festlegung von 8 Vol.% Wasserstoff als Kriterium für den Beginn möglicher Wasserstoffverbrennungen in beliebigen Containment-Zonen.

Kopplung der Wärmeströme vom Primärkreis ins Containment

Die Zuordnung der Außenseiten der Wandelemente des Reaktors sowie des Primär- und Sekundärkreislaufes zu den umgebenden Containmenträumen erfolgt im ATHLET-CD-Datensatz.

Kopplung der Spaltproduktfreisetzung aus dem Kühlkreislauf - Aerosole im Containment

Die Zusammensetzung der in das Containment frei werdenden Aerosole wurde auf Basis der Isotopen-Zusammensetzung bestimmt. Durch eine entsprechende COCOSYS-Datensatzoption wurde festgelegt, dass bei Freisetzung in das wesentlich kältere Containment chemische Elemente sofort mit Luftsauerstoff und Wasserdampf reagieren und sich dadurch die Aerosolmasse (luftgetragene Partikelmasse) erhöht. Im Kühlkreislauf berücksichtigte, chemische Verbindungen aus SOPHAEROS werden bei entsprechender Simulation im Containment direkt zu AFP übergeben, z.B. CsI oder CsOH /KLH 16/.

In der gekoppelten Programmversion werden von ATHLET-CD auf Basis des verwendeten Kernbrennstoffs und einem vorgegebenen Abbrand zum Zeitpunkt des Störfalleintritts die Isotopenzusammensetzung und ihre Restwärme ermittelt, auf die COCOSYS ebenfalls zugreifen kann. Somit kann die Restwärmefreisetzung im Containment durch FIPISO entsprechend der Masseverteilung der radioaktiven Isotope auf allen Trägern (Hosts) ermittelt werden.

Kopplung Kernschmelze - Freisetzung bei RDB-Versagen

Im COCOSYS Datensatz ist implementiert, dass mit RDB-Versagen das CCI Hauptmodul startet. In den für die Pilotrechnungen zur Verfügung stehenden Programmversion ATHLET-CD 3.0A und COCOSYS V2.4v4 ist die Freisetzung der Kernschmelze aus dem RDB in das Containment noch nicht realisiert, d.h. die gekoppelte Rechnung würde z. Z. ohne RDB-Versagen weiterlaufen. Deshalb wird die Rechnung zu diesem Zeitpunkt beendet.

Modellierung des Abblasebehälters

Weder im ATHLET-CD- noch im COCOSYS-Datensatz ist der Abblasebehälter des Druckhalters simuliert. D.h. mit Öffnung des ersten Druckhaltersicherheitsventils wird das aus dem Kühlkreislauf austretende Wasser-/Dampf-Gemisch direkt in die Con-

tainment-Zone R11 freigesetzt (Leckort – Abb. 8.17). Diese Annahme ist für den Verlauf des unterstellten schweren Kernschmelzszenarios von geringem Einfluss, da der Versagensdruck der Berstscheibe im Abblasebehälter nach wenigen Minuten erreicht wird, d.h. in Realität wird die Containment-Beaufschlagung lediglich etwas verzögert einsetzen.

8.2.4.3 Ergebnisse der gekoppelten ATHLET-CD/COCOSYS Rechnung

Ca. 1.660 s nach Störfallbeginn ist der Druck im Primärkreislauf soweit angestiegen, dass das erste Druckhalter-Sicherheitsventil in der gekoppelten Rechnung öffnet und dann entsprechend der Versagensannahme im offenen Zustand bleibt. Ohne Berücksichtigung des Abblasebehälters des Druckhalters wird dabei das Containment sofort beaufschlagt. Als Operatorhandlung wird nach weiteren 1.000 s ein zweites Druckhaltersicherheitsventil geöffnet. Da beide Ventile den gleichen Querschnitt haben, sind nach 2.660 s die jeweiligen Massenströme identisch (Abb. 8.18).

Die in der Rechnung nach 11.600 s angenommene Verlagerung des geschmolzenen Kerns in das zu diesem Zeitpunkt noch mit Wasser gefüllte untere Plenum ist in den Dampfmassenströmen nicht zu sehen. Ursache dafür ist, dass der mit der Schmelzverlagerung verbundene Energieeintrag in das Wasser im unteren Plenum durch das ATHLET-CD Modul AIDA wesentlich zu gering berechnet wird, was einen Schwachpunkt in der aktuellen Modellierung darstellt.

Wasserstofffreisetzung und Verlagerung der Kernschmelze

Die Aufheizung des Reaktorkerns wird auch anhand der nach ca. 4.200 s beginnenden Wasserstofffreisetzung ersichtlich (Abb. 8.19). Durch die Einspeisung der Druckspeicher und die dadurch zeitweise verbesserte Kernkühlung wird die Wasserstofffreisetzung auf nahe Null verringert, ehe sie nach 8 000 s wieder stark ansteigt. Ebenso wie bei der Dampffreisetzung ist die Verlagerung des geschmolzenen Kerns in das untere Plenum in der Wasserstofffreisetzung nicht zu sehen.

Die während der In-Vessel Phase des Störfalls (d.h. bis zum RDB-Versagen) integral in das Containment freigesetzte Wasserstoffmasse ist in Abb. 8.20 aufgetragen. Bei Rechnungsende nach 23 900 s sind dies 246,9 kg. Es ist ersichtlich, dass bereits ca. 1 000 s vor Verlagerung der Kernschmelze die Wasserstoffgenerierung im Prinzip zum Stillstand kommt. Wie oben bereits aufgezeigt, wird nach Kernabsturz kein weiterer

Wasserstoff erzeugt, wodurch die von ATHLET-CD berechnete integrale Masse zu gering ist. Dies hat signifikanten Einfluss die die Wasserstoffkonzentration im Containment.

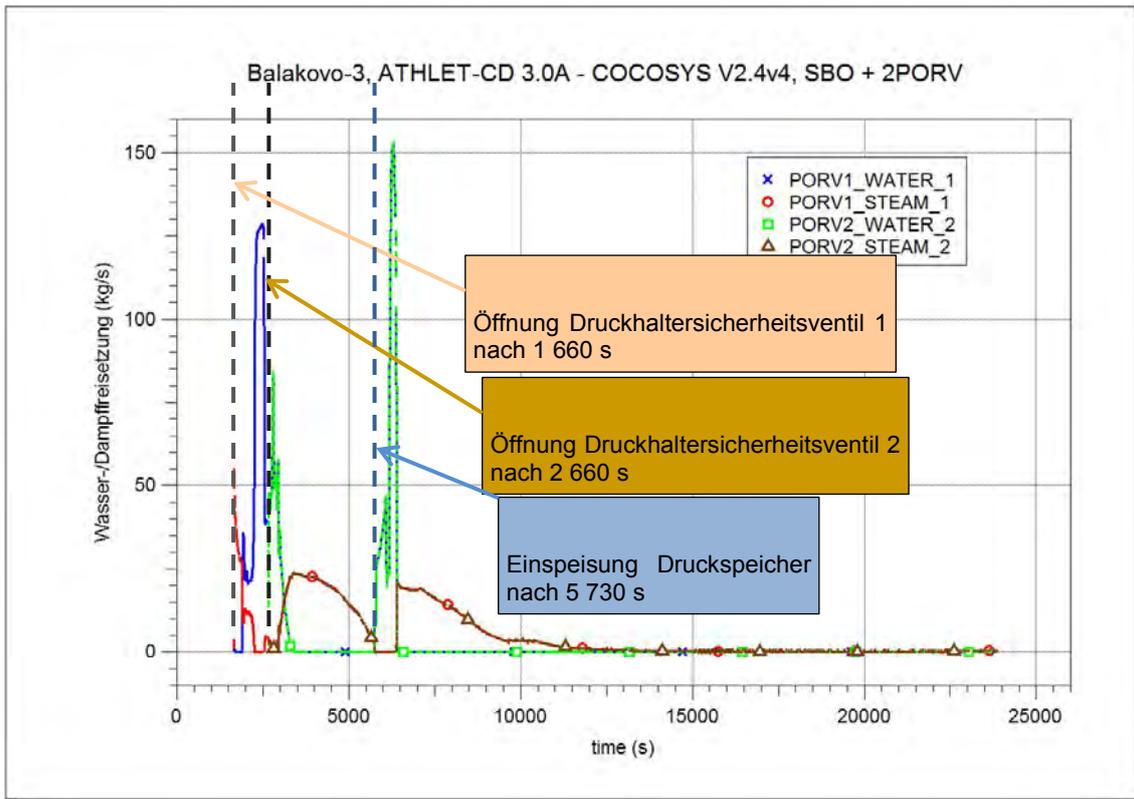


Abb. 8.18 COCOSYS, Wasser-/Dampffreisetzung durch zwei Druckhaltersicherheitsventile in das Containment

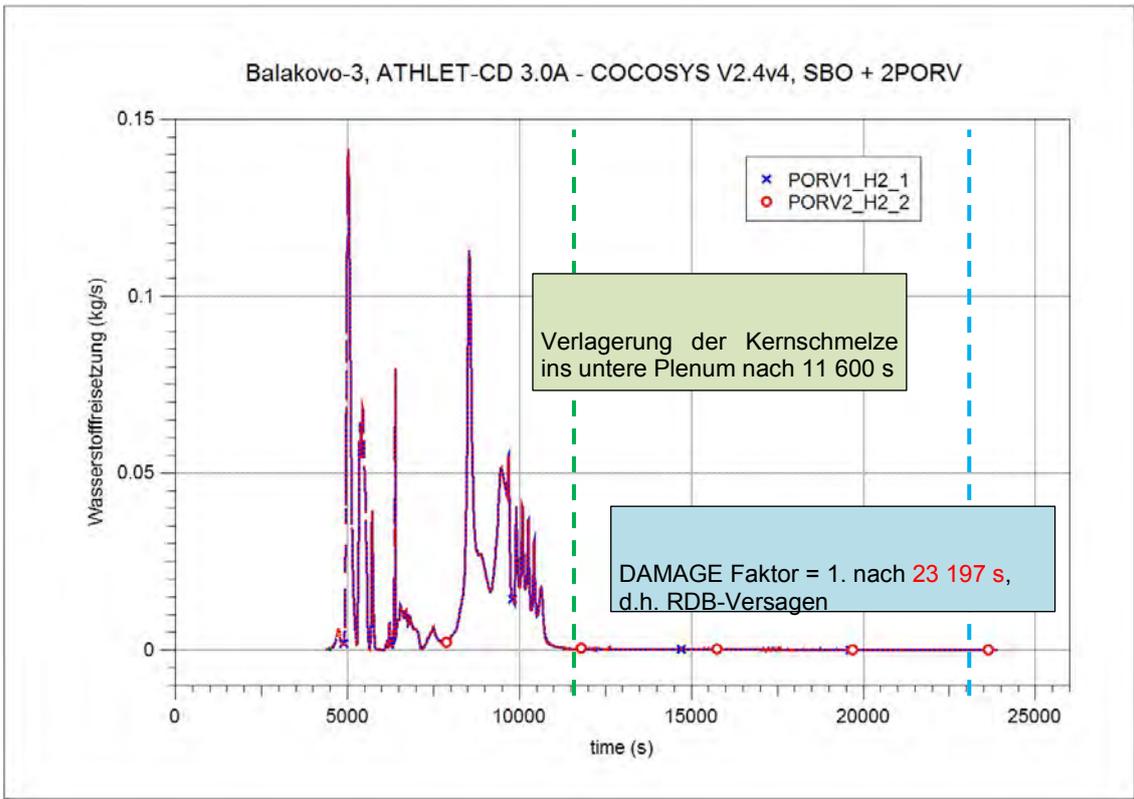


Abb. 8.19 COCOSYS, Wasserstofffreisetzung durch zwei Druckhaltersicherheitsventile in das Containment

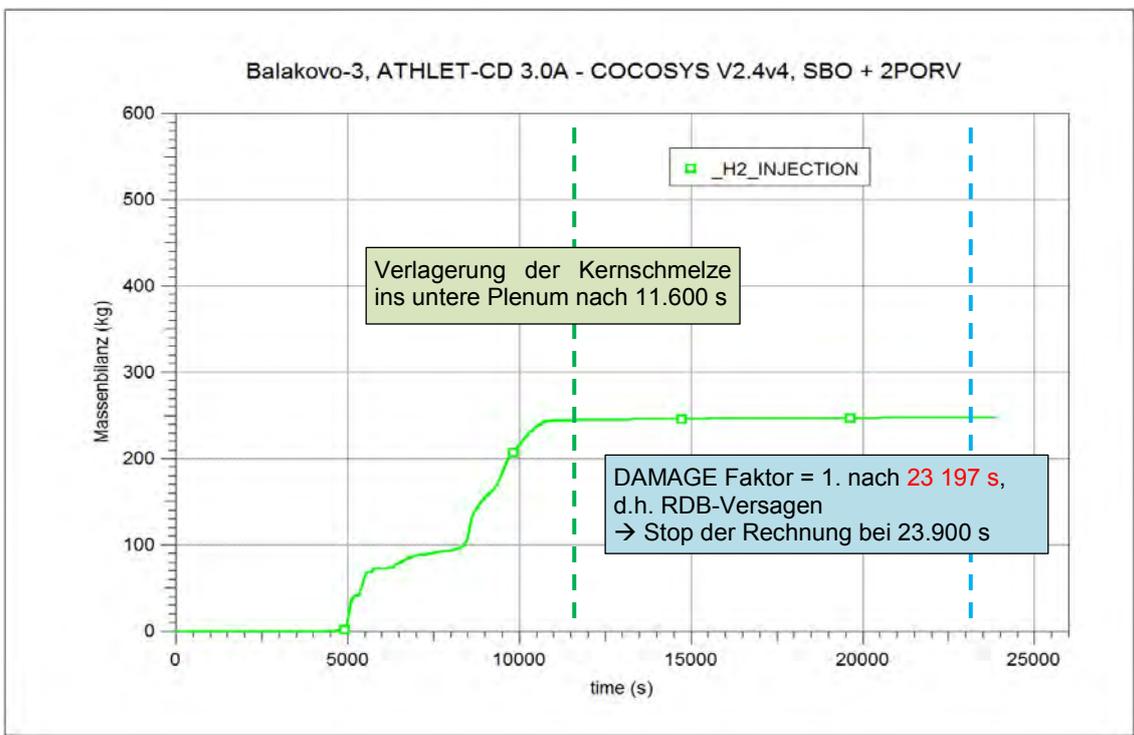


Abb. 8.20 COCOSYS, integrale Wasserstofffreisetzung in das Containment

Wärmeübertragung zwischen Kühlkreislauf und Containmentatmosphäre

Wie Eingehend erläutert, ist in der Kopplung der Wärmeübertragung zwischen Oberflächen des Kühlkreislaufes (ATHLET-CD) und der Containmentatmosphäre (COCOSYS) berücksichtigt. Die Wärmeströme in die relevanten Containment-Zonen R5 (Reaktorgrube), R11 (Druckhalterraum, Leckraum) und R12 und R13 (Dampferzeugerräume, siehe Nodalisationsschema Abb. 8.17) sind in Abb. 8.22 aufgetragen. Hier ist zu bemerken, dass insbesondere für die Reaktorgrube R5 und dabei nach der Kernverlagerung ab 11 600 s mit einem Ansteigen des Wärmeeintrags gerechnet wurde. Solch ein Anstieg ist aber nicht zu sehen. Ursache dafür ist, dass parallel zur AIDA-Rechnung mit Aufheizung des RDB im dazugehörigen Thermofluidobjekt des unteren Plenums noch Wasser steht und damit für die Berechnung des Wärmestroms eine wesentlich geringere Wandtemperatur verwendet wird. Das heißt es gibt hier keine Rückkopplung von AIDA an das entsprechende Thermofluidobjekt in ATHLET.

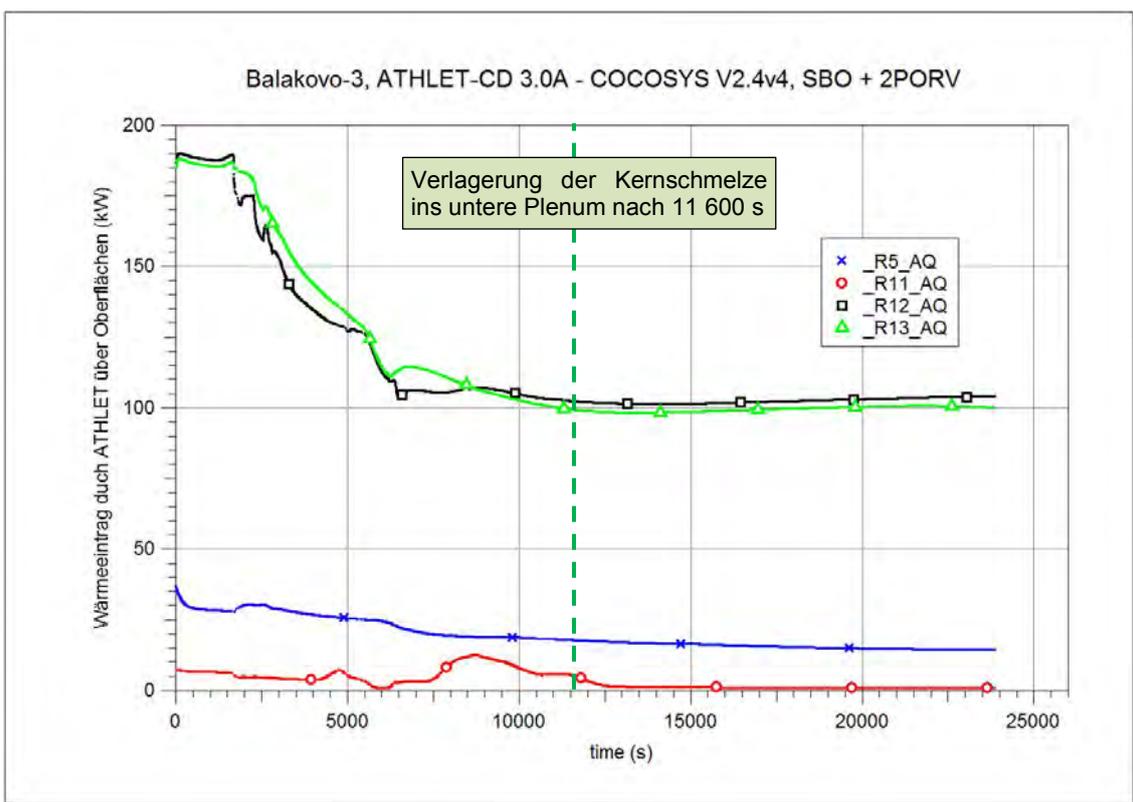


Abb. 8.21 COCOSYS, Wärmeströme von Oberflächen des Kühlkreislaufes in die Containmentatmosphäre

Aerosolfreisetzung

Die Freisetzung von Aerosolen in das Containment (Massenströme in Abb. 8.22 und integral freigesetzte Masse in Abb. 8.23) setzt nach ca. 4 700 s mit Beginn der Zerstörung der Brennstabhüllrohre im Kern ein. Der maximale Massenstrom des Misch-aerosols AECOMP von 17,2 kg/s tritt über einige Sekunden im Zeitbereich 6 380 – 6 400 s auf. Im Gegensatz zum Wasserstoff werden auch nach Verlagerung der Schmelze in das untere Plenum weiterhin Aerosole frei. Zum Ende der Rechnung sind 744 kg AECOMP und 11 kg CSOH in das Containment eingeströmt.

Die Freisetzung von Spaltprodukten ist exemplarisch für das Isotop I-132 gezeigt, dass in der Pilotanalyse das Isotop mit der höchsten Restwärmefreisetzung im Containment darstellt (Massenstrom in Abb. 8.24 und integrale Masse in Abb. 8.25). Zum Ende der Rechnung wurden ca. 15 g I-132 in das Containment übertragen. Da die Zusammensetzung des Misch-aerosols AECOMP (Abb. 8.23) auf Basis der freigesetzten Spaltprodukte beruht, sind die Verläufe für Massenströme und integrale Massen ähnlich. Abweichungen sind darauf zurückzuführen, dass in der späten Phase anstatt leicht flüchtiger Spaltprodukte wie Jod vorwiegend andere Isotope frei werden.

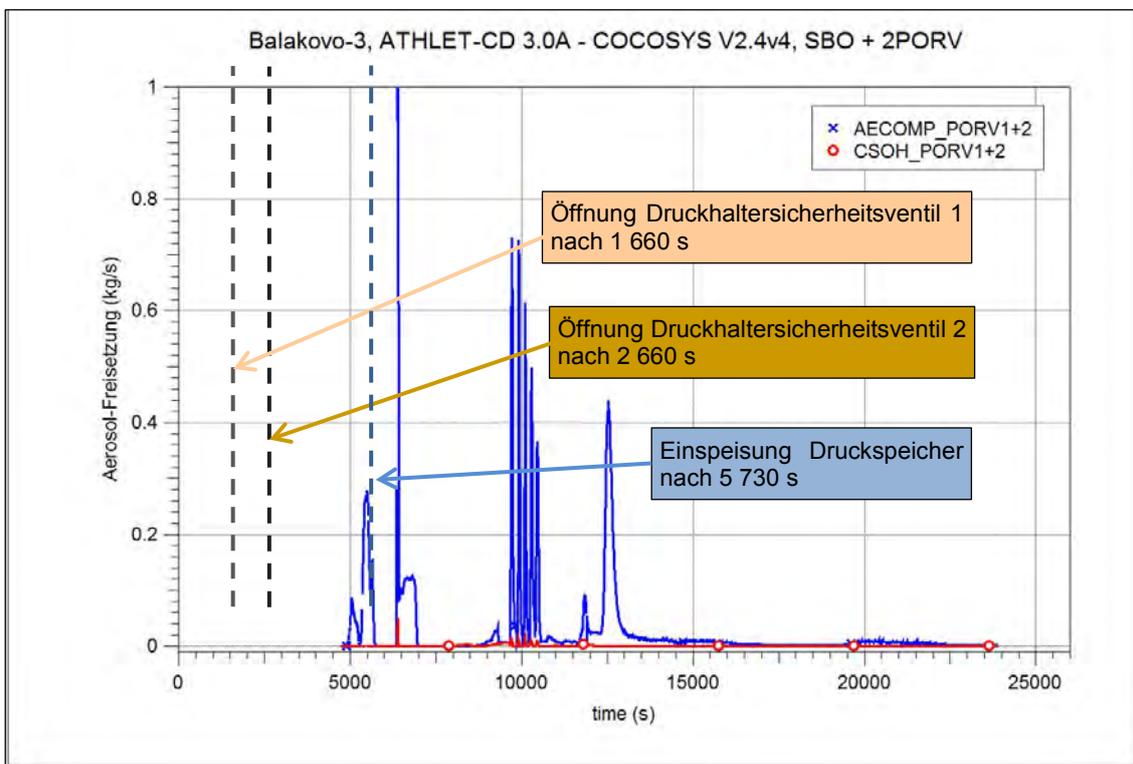


Abb. 8.22 COCOSYS CSOH und AECOMP-Aerosolfreisetzung durch zwei Druckhaltersicherheitsventile in das Containment

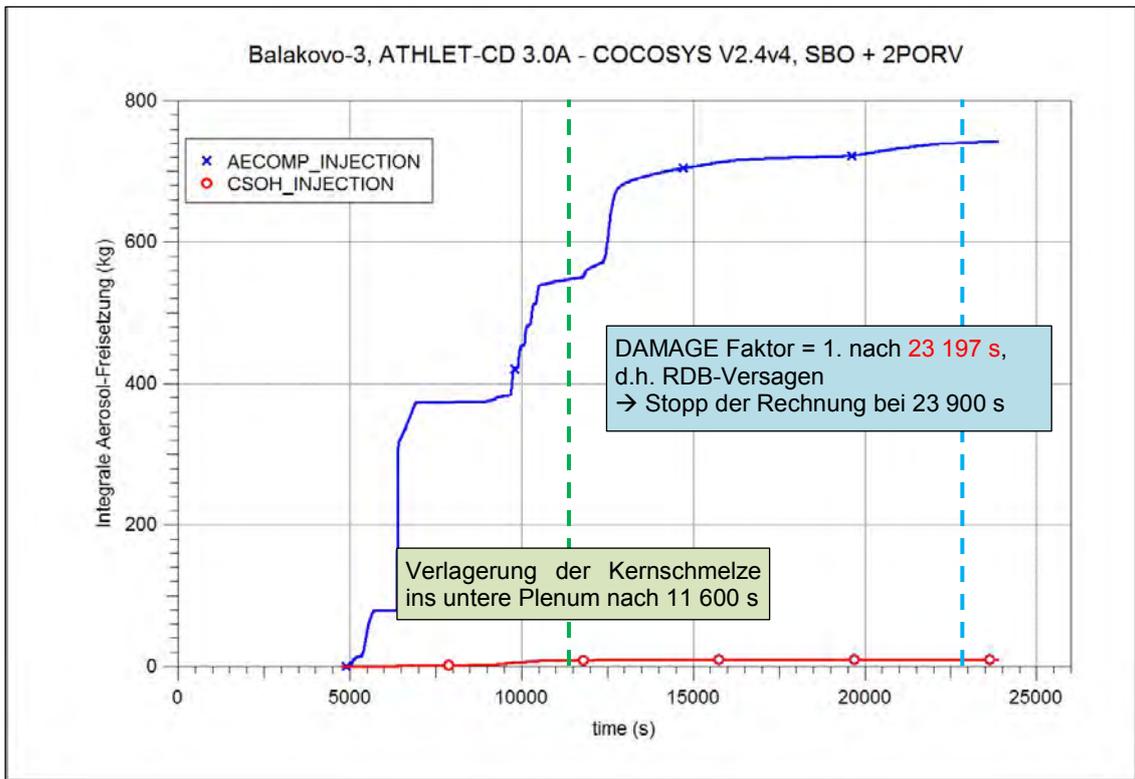


Abb. 8.23 COCOSYS, integrale CSOH und AECOMP-Aerosolfreisetzung in das Containment

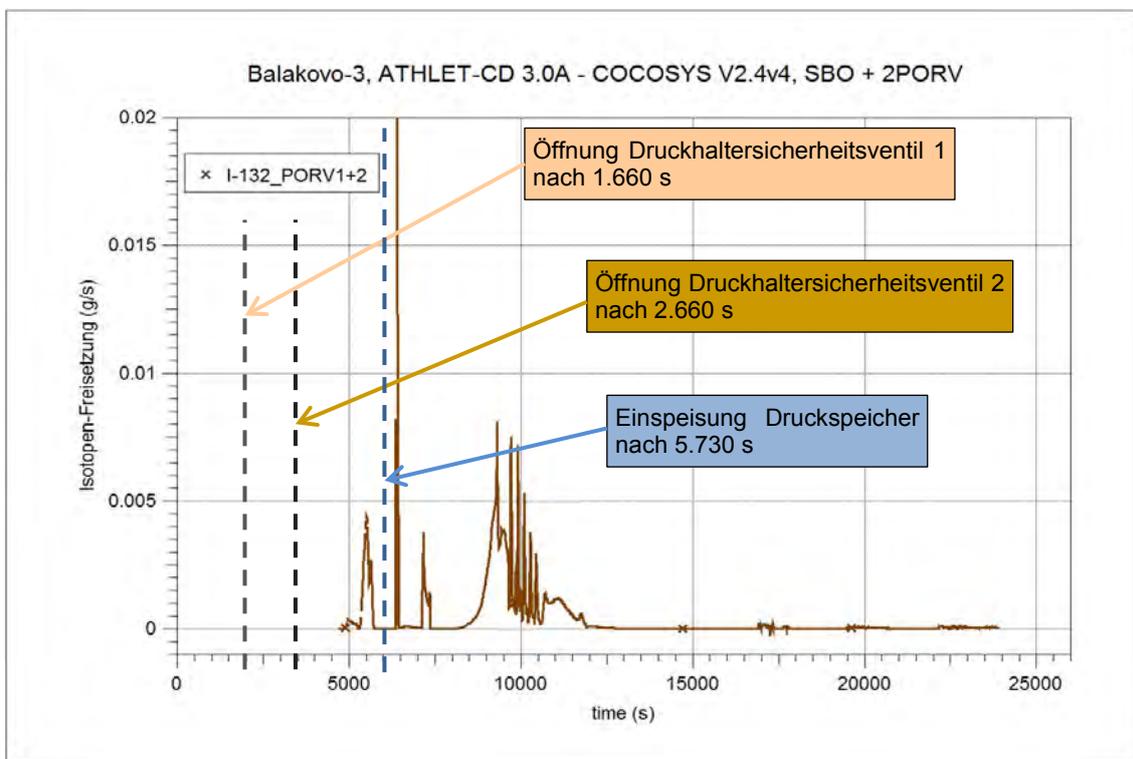


Abb. 8.24 COCOSYS, I-132 Freisetzung durch zwei Druckhaltersicherheitsventile in das Containment

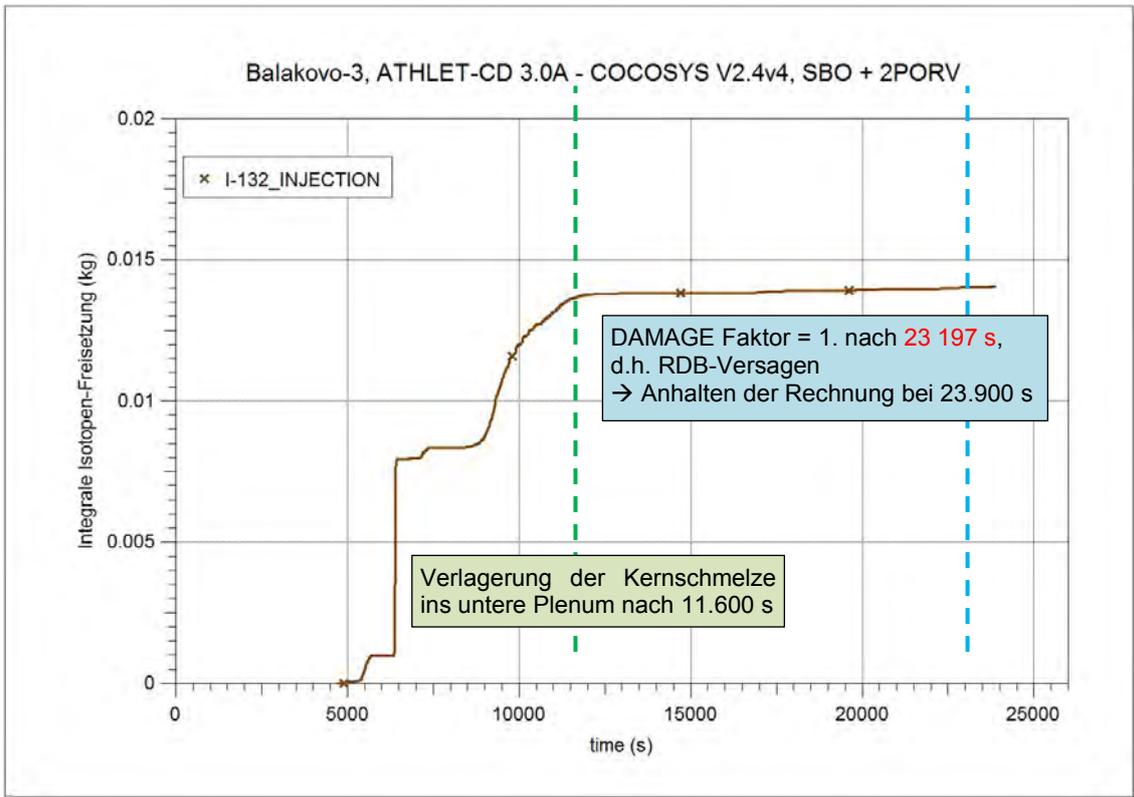


Abb. 8.25 COCOSYS, integrale I-132 Freisetzung in das Containment

Freigesetzte Restwärme

Mit der Freisetzung von radioaktiven Isotopen in das Containment ist automatisch die Restwärme dieser Isotope verbunden. Diese im Containment freiwerdende Energie ist als Summe aller Isotope in Abb. 8.26 als Kurve "Containment" dargestellt. Zum Vergleich ist die im Reaktorkern frei werdende Energie aufgetragen – Kurve "COREIDATA". Zum Rechnungsende wird noch der größte Teil der Spaltprodukte im Kern frei ("COREIDATA"), da der Anteil der in das Containment freigesetzten Schmelze nach RDB Versagen (23.197 s) hier noch nicht berücksichtigt ist.

Nachzerfallsleistung

Die Analyse der Ergebnisse bzgl. der Nachzerfallsleistung zeigte, dass die mit OREST/FIPISO auf Basis des Spaltproduktinventars ermittelte Restwärme im Reaktorkern (Kurve "FIP-CORE-S" in Abb. 8.26 zum Zeitpunkt 5 000 s ca. 50% unter der verwendeten Leistung liegt (Kurve "COREIDATA"). Diese Leistung ist bisher in ATHLET-CD als tabellarische Funktion eingeflossen. Zum Vergleich ist die in /BAL 97/ gegebene Restwärmekurve eines WWER-1000 Reaktorkerns mit aufgeführt. Diese liegt bei 5 000 s um ca. 60% unter der "COREIDATA" Kurve und ~15% über "FIP-CORE-S".

Der Ersatz der (konservativen) Tabellenfunktion durch das mit OREST/FIPISO (best-estimate) berechnete Kerninventar lieferte noch nicht die erwarteten Ergebnisse, so dass hier in Zukunft die Modellierung überprüft/verbessert werden muss.

Druckverlauf im Containment

Die über die geöffneten Druckhaltersicherheitsventile frei werdenden Massen- und Energieströme verursachen einen Anstieg von Druck und Temperatur im Containment. In Abb. 8.27 sind exemplarische Druckverläufe dargestellt: R3 im unteren Level des Containments, R5 als Reaktorgrube, R11 als Leckraum und R26 in der Containment-Kuppel. Der Auslegungsdruck eines WWER-1000 Containments beträgt 4,9 bar /BAL 97/ und ist im Bild mit eingetragen.

In Abb. 8.27 ist auf Grund des Maßstabes des Druckverlaufes nicht zu sehen, dass im Containment eine Höhenstaffelung des Druckes berechnet wird. Diese beträgt zwischen R3 und R26 zum Zeitpunkt des berechneten Maximaldruckes 1 kPa. Dies stimmt gut mit dem abgeschätzten Wert von 0,96 kPa überein (Höhendifferenz R26 – R3 bei mittlerer Atmosphärendichte von 2,7 kg/m³).

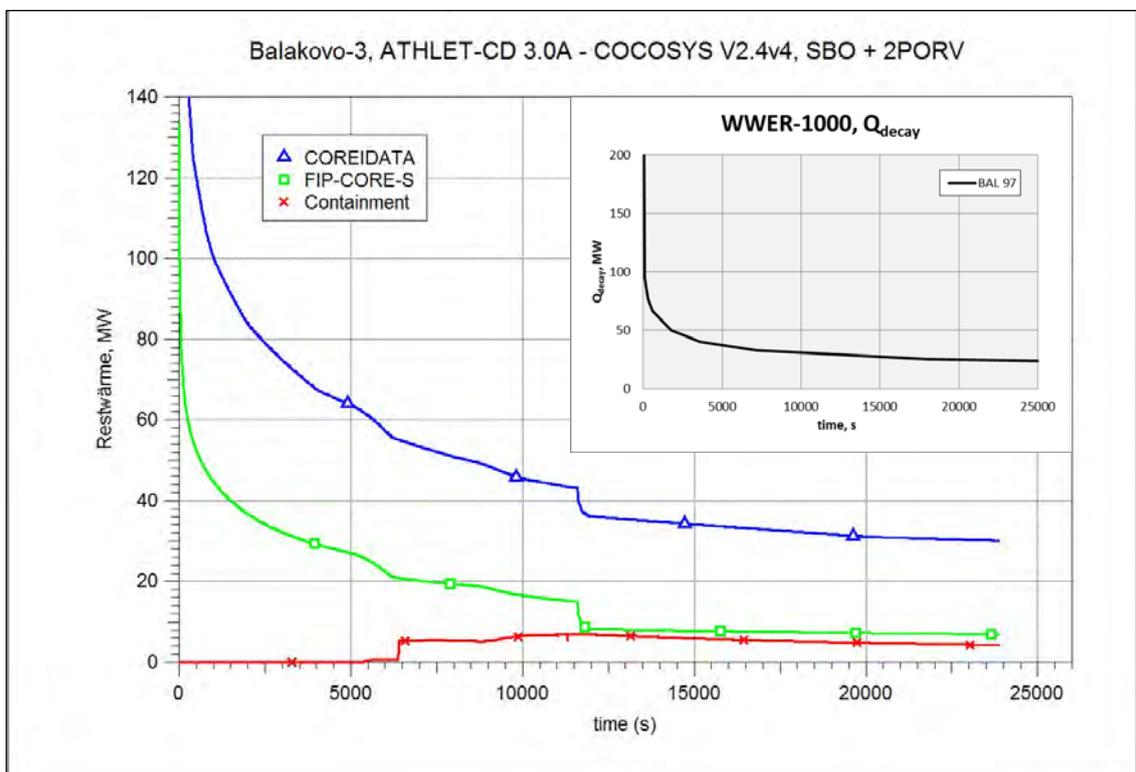


Abb. 8.26 COCOSYS, im Reaktorkern und im Containment freigesetzte Restwärme

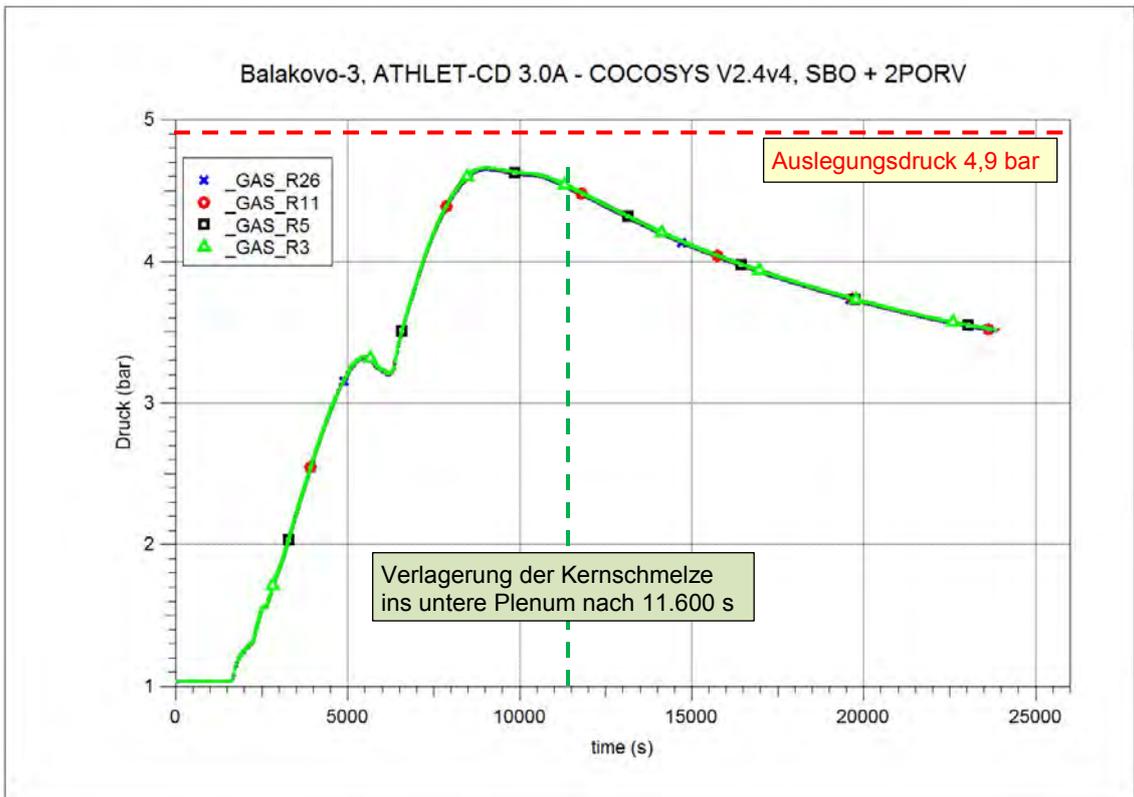


Abb. 8.27 COCOSYS, Druckverlauf im Containment

Temperatur der Atmosphäre

Die Atmosphärentemperaturen für die vier genannten Räume ist in Abb. 8.28 dargestellt. Es ist ersichtlich, dass mit Eintritt des SBO und Ausfall der Lüftungssysteme und damit der Containment-Kühlung durch die Wärmeverluste vom Kühlkreislauf die Atmosphärentemperaturen ansteigen. Logischerweise ist dieser Anstieg in der Reaktorgrube (Zone R5) am stärksten (kleines Volumen, relativ isoliert von andern Räumen im Containment, große RDB-Oberfläche). Mit dem Öffnen der Druckhaltersicherheitsventile steigen auch die Temperaturen in den anderen Räumen an. Insbesondere im Leckraum R11 spiegelt die Temperatur den Wasser- und Dampfeintrag wider.

Die Auslegungstemperatur des WWER-1000 Containment beträgt 150 °C /BAL 97/. Diese Temperatur wird im Leckraum und in den meisten Räumen auf und oberhalb der Kote des Leckraums R11 überschritten. Die Atmosphäre ist im überhitzten Zustand, wobei Wandoberflächen und Kabel, Ausrüstungen etc. aber nur die Sättigungstemperatur sehen, die ihren Maximalwert von 149 °C nach ca. 8 000 s erreicht.

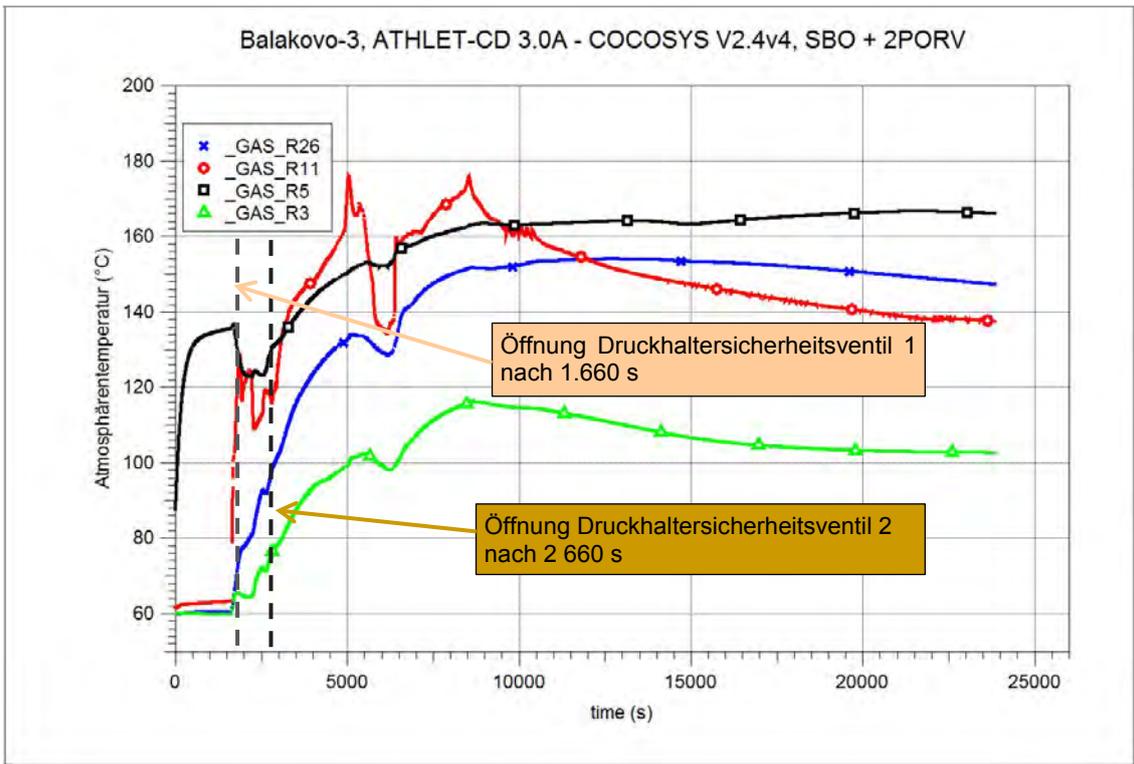


Abb. 8.28 COCOSYS, Verlauf der Atmosphärentemperaturen in ausgewählten Containment-Zonen

Wasserstoffkonzentration

Für repräsentative Zonen sind in Abb. 8.29 die Wasserstoff-Konzentrationen dargestellt, die Konsequenz der in Abb. 8.19 und Abb. 8.20 gezeigten H_2 -Freisetzung sind. Das Bild enthält die Räume, in denen die höchsten Konzentrationen auftreten. Wie im Bild zu sehen, treten im Leckraum R11 Konzentrationsspitzen bis 7,4 Vol.-% H_2 auf, die den Einspeiseverlauf widerspiegeln. Nach 11 000 s liegt die Konzentration in R11 dann wieder im Bereich der anderen Zonen, in denen die Konzentration relativ gleichmäßig mit der integral eingespeisten Masse anwächst. Generell treten die höchsten Konzentrationen im Containment in Räumen mit einer Kote oberhalb der Einspeisestelle auf. Obwohl die Wasserstofffreisetzung faktisch nach 11 000 s gegen Null geht, steigen die Konzentrationen weiter an. Dies ist Konsequenz des abnehmenden Dampfanteils (Gesamt-Druckabfall, Abb. 8.27), d.h. lediglich der Wasserstoffanteil steigt an.

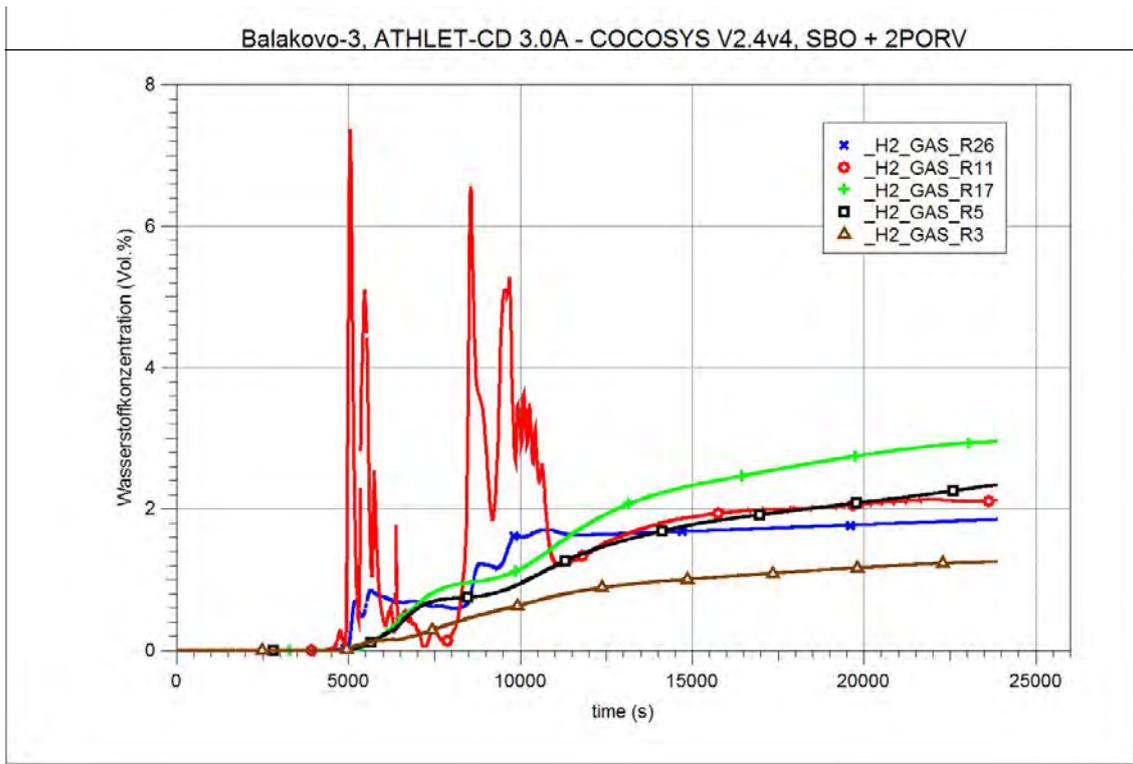


Abb. 8.29 COCOSYS, Wasserstoffkonzentrationen in ausgewählten Containment-Zonen

Energie- und Massenbilanz

Abschließend ist in Abb. 8.30 die COCOSYS Energiebilanz illustriert. Zum Rechnungs-ende sind 757 GJ über die Dampf-, Wasser- und Wasserstofffreisetzung über die zwei Druckhaltersicherheitsventile sowie die mit ATHLET gekoppelten Wandstrukturen eingespeist worden. Dazu kommen noch 95 GJ an Nachzerfallsenergie von den in das Containment freigesetzten und hier zerfallenden Spaltprodukten (darin ist allerdings die Restwärme der Spaltprodukte in der Umgebung mit enthalten). Bis maximal ~400 GJ davon sind in den Zonen enthalten (Atmosphäre und Sumpfwasser); zum Rechnungs-ende sind das noch 330 GJ (38,7% der Einspeisung und Nachzerfallswärme). Im Verlauf der Rechnung wärmen sich die inneren Strukturen und die Containment-Außenwand immer stärker auf, sodass am Ende 517 GJ (66,7% der Energie) in den Strukturen gespeichert sind. Die Freisetzung in die Umgebung (Leckage, Wärmeabgabe von der Containment-Oberfläche) von 5 GJ (0,55%) ist hier vernachlässigbar. Noch kleiner ist der Energiebilanz-Fehler der COCOSYS Rechnung von 17 MJ (0,002%) und damit vernachlässigbar.

Die Massenbilanz-Fehler der Pilotanalyse liegen für Wasser/Dampf unter 0,004% und für Luft (O₂ und N₂) sowie Wasserstoff faktisch bei Null.

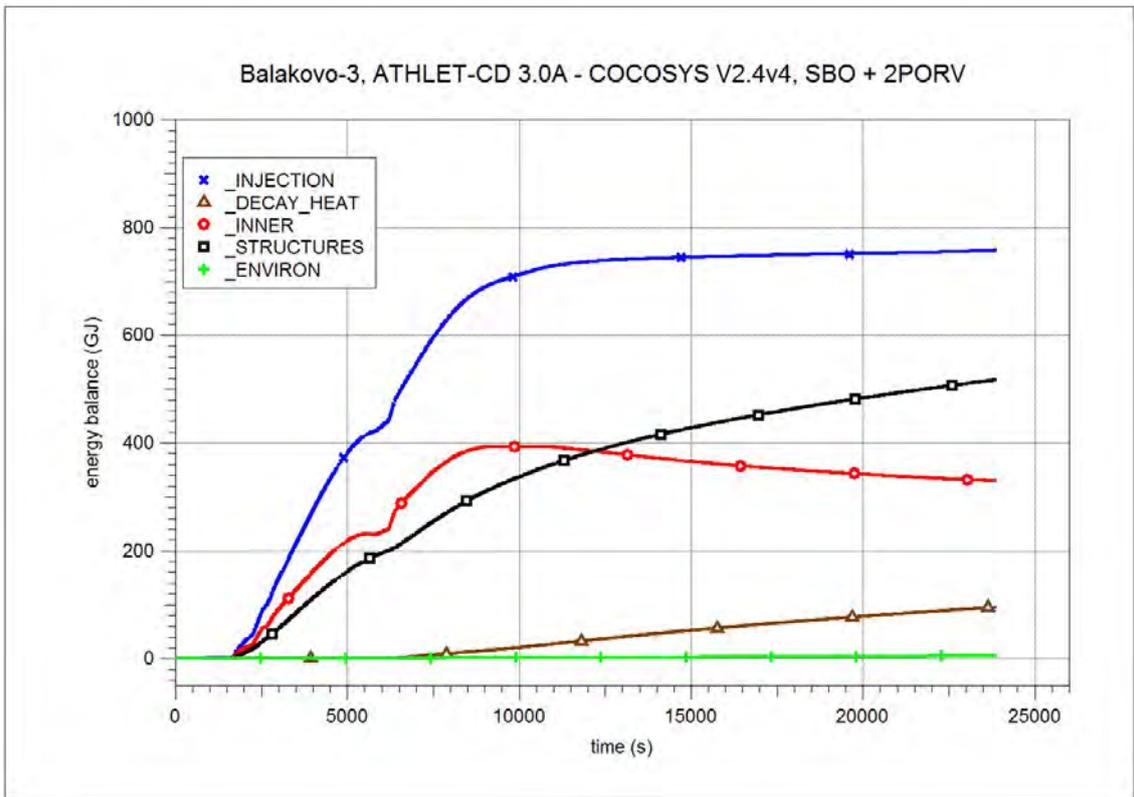


Abb. 8.30 COCOSYS, Containment-Energiebilanz

Rechenzeit

Der Real Time Factor der gekoppelten ATHLET-CD – COCOSYS Rechnung liegt bei 0,1, d.h. 10-mal länger als Realzeit. Die gesamte Rechnung über 26 000 s, d.h. inklusive der stationären Rechnung -2 100 bis 0 s, benötigte somit auf einem PC mit Intel I7 Prozessor 3,4 GHz unter Windows 7 Betriebssystem ca. 2,9 Tage.

8.2.4.4 Identifizierte Probleme und vorgeschlagene Verbesserungen

Im Verlaufe der durchgeführten Variantenrechnungen wurde eine Reihe von Problemen identifiziert, die entweder im verwendeten ATHLET-CD- bzw. COCOSYS-Datensatz begründet sind oder aus dem Modellzustand beider Programme resultieren. Diese werden nachfolgend zusammenfassend beschrieben.

Datensatz-Verbesserungen

Auf Basis der Pilotanalysen wurden folgende notwendige Verbesserungen des ATHLET-CD-Datensatzes identifiziert:

- Aktualisierung Core-Zustandes, d.h. Präzisierung des mit OREST/FIPIISO berechneten Spaltproduktinventars zu Störfallbeginn, um die Restwärme der Spaltprodukte genauer zu berücksichtigen. Der Ersatz der konservativen Tabellenfunktion durch das mit OREST/FIPIISO best-estimate berechnete Kerninventar lieferte noch nicht die erwarteten Ergebnisse, sodass hier die Modellierung überprüft/verbessert werden muss.

Änderungen an der verwendeten Nachzerfallsleistung beeinflussen das Verhalten des Reaktors/Kühlkreislaufes und somit des Massen- und Energieeintrages in das Containment. Somit sind die gezeigten Ergebnisse der gekoppelten Rechnung als vorläufig anzusehen.

- Der mit der Schmelzeverlagerung verbundene Energieeintrag in das Wasser im unteren Plenum des RDB ist über ein HECU Element simuliert. Da das Wasser dort nur sehr langsam verdampft ist der Energieeintrag offensichtlich wesentlich zu gering. Hier ist die Modellierung zu überprüfen.

- Verbesserung der Simulation der RDB Wandtemperatur als Basis für den Energieeintrag in die Reaktorgrube (Containment), insbesondere nach Verlagerung des Coriums

Gegenwärtig wird in AIDA und ATHLET eine sehr unterschiedliche Wandtemperatur verwendet. Ursache dafür ist, dass parallel zur AIDA Rechnung mit Aufheizung des RDB im dazugehörigen Thermofluidobjekt des unteren Plenums noch Wasser steht und damit der Wärmestrom über die RDB-Wand von ATHLET zu COCOSYS unter Annahme einer wesentlich zu geringeren Wandtemperatur berechnet wird. Hier gibt es anscheinend keine automatische Rückkopplung von AIDA zu ATHLET.

- In der ATHLET-CD Entwicklerversion ist eine neue SOPHAEROS Version implementiert, die eine Berücksichtigung des Aerosol/Spaltprodukttransportes entlang aller relevanten Strömungswege im Kühlkreislauf ermöglicht. Diese Version soll zukünftig verwendet werden.

- Berücksichtigung des Abblasetanks des Druckbehälters

In der aktuellen Simulation ist weder im ATHLET-CD- noch im COCOSYS-Datensatz der Abblasetank des Druckbehälters simuliert. Damit wird mit erstmaligem Öffnen eines Druckhaltersicherheitsventils sofort der Wasser-/Dampfaustrag in das Containment angenommen anstatt wie in Realität erst nach Erreichen des Schwellwertes der installierten Berstscheibe. Mit Berücksichtigung des Tanks wird

die Simulation des Störfalls hinsichtlich des Beginns der Containment-Beaufschlagung realistischer.

Für den COCOSYS-Datensatz wurden folgende Punkte festgestellt

- Im COCOSYS Datensatz ist implementiert, dass mit RDB-Versagen das CCI Hauptmodul startet. In der verwendeten Programmversion ATHLET-CD 3.0A - COCOSYS V2.4v4 ist die Freisetzung der Kernschmelze aus dem RDB in das Containment noch nicht realisiert, d.h. eine gekoppelte Rechnung läuft ohne RDB-Versagen weiter. In der Pilotanalyse wurde das RDB Versagen 23 197 s nach SBO-Eintritt vorhergesagt und somit die Rechnung gestoppt. Im COCOSYS-Datensatz sind unter C---- MELT_LAYER exemplarische Eingabedaten für die Freisetzung von Kernschmelze entsprechend einer stand-alone Rechnung enthalten. Dieser Teil kann in Zukunft recht einfach durch die Freisetzung aus der Kopplung mit ersetzt werden (bei Anwendung der aktuellen Entwicklerversionen von ATHLET-CD und COCOSYS).
- Im COCOSYS Hauptmodul AFP steht das AIM Modell für die detaillierte Jod-Modellierung zur Verfügung /KLH 16/. Dieses Modell berechnet einerseits das chemische Verhalten der wesentlichen Jodspezies inklusive Änderung ihres Aggregatzustandes sowie Ablagerungs-/Freisetzungsprozesse im Containment. Andererseits ist die Aktivierung von AIM erforderlich, um die aus dem Kühlkreislauf mit dem Wasser freigesetzte Borsäure im Containment verfolgen zu können. AIM ist bisher nicht aktiviert, da hierfür eine zusätzliche Nodalisierung ("Jod-Compartments") erforderlich ist. Weiterhin sind hier in der Pilotanalyse beim SBO-Störfall alle aktiven Notkühlsysteme ausgefallen, so dass die üblicherweise mit dem Notkühlwasser in den Kühlkreislauf zurückgepumpte Borsäure ohne Einfluss ist. Gegenwärtig wird das gesamte AFP Hauptmodul in der COCOSYS Entwicklerversion 3.0 umstrukturiert und dabei die Modellannahmen in allen Teilmodellen (AERIKA, AIM, FIPHOST, ...) harmonisiert und Wechselwirkungen und damit Massenänderungen einzelner Isotope konsistent berechnet. Dies mündet in der neuen Version NewAFP. Sollte es der Stand von NewAFP ermöglichen, wird es beim Übergang zu COCOSYS V3.0 angewendet und damit auch die detaillierte Jod-Modellierung.
- Im Standardprojekt von WWER-1000 sind keine autokatalytischen passiven Wasserstoff-Rekombinatoren berücksichtigt und damit auch nicht im COCOSYS-Datensatz. In vielen WWER-1000 Anlagen wurden bzw. werden im Rahmen von

Modernisierungsmaßnahmen PARs verschiedener Hersteller nachgerüstet. Für PARs westlicher Konstruktion stehen validierte Modelle zur Verfügung. Auch für russische PARs vom Typ RVK existiert ein Modell in der COCOSYS-Entwicklerversion, das aber mangels Versuchsdaten noch nicht validiert ist. PARs können somit in Zukunft recht einfach in den COCOSYS-Datensatz implementiert werden. Hier wäre eine Zuarbeit von SEC NRS wichtig, um Informationen z.B. zur Modernisierung der Anlage Balakovo-3 zu liefern – wie Typ und Kapazität sowie Installationsorte von PARs.

Durch PARs wird die Wasserstoffkonzentration verringert, was insbesondere für schwere Störfälle wichtig ist. Mit besserer Simulation des Kernzustandes nach Kernverlagerung in ATHLET-CD bzw. nach RDB-Versagen und Beginn der Beton-Schmelze-Wechselwirkung werden in der Analyse höhere Wasserstoffkonzentrationen erwartet.

- Zurzeit sind die während der In-Vessel Phase freigesetzten Wasserstoffmengen zu gering für die Aktivierung des in COCOSYS implementierten COMB/FRONT Modells. Mit dem Auftreten höherer Wasserstoffkonzentrationen wird das implementierte, aber bisher nicht aktiv gewordene COMB/FRONT Modell relevant.
- Für die Langzeitphase wird nach den oben angesprochenen Verbesserungen mit einem weiter ansteigenden Containment-Druck gerechnet, d.h. über den Auslegungsdruck hinaus. Eine Gegenmaßnahme, um Containment-Versagen zu verhindern, ist die Installation von Systemen zur gefilterten Druckentlastung (Filtered Containment Venting - FCV) mit Nass- und/oder Trockenfiltern. Entsprechende Systeme waren auch für WWER-1000 Anlagen in Diskussion. In der COCOSYS Entwicklerversion V3.0 sind sowohl für Venturi-Scrubber als auch Metall-Faserfilter-Strecken erste Modelle implementiert und angewendet worden. Je nach Nachrüstung in den WWER-1000 Anlagen könnten diese Modelle auch hier angewendet werden. Alternativ zu FCV wird von Russland die Einspeisung von Wasser über mobile Pumpen in das Abklingbecken oder als Containment-Sprühsystem diskutiert. Auch dies kann mit COCOSYS simuliert werden.

Neben den genannten Punkten zur Verbesserung der Datensätze wurde bei den durchgeführten Analysen eine Reihe von Punkten herausgearbeitet, zu deren Lösung eine Weiterentwicklung der Modelle von ATHLET-CD und COCOSYS erforderlich ist. Für ATHLET-CD betrifft das die Bestimmung des Verlagerungszeitpunkts der Kernschmelze, die dynamische Ermittlung der resultierende Schmelzhöhe im unteren Ple-

num-Modul AIDA, die Restartfähigkeit des Programms nach dem Start von AIDA, die Aktualisierung der verwendeten Korrelation zur Bestimmung des DAMAGE-Faktors als Kriterium für das RDB-Versagen und die Erweiterung um ein Modell für den Austrag der Schmelze ins Containment mit den erforderlichen Daten für COCOSYS (Schmelze-Volumenstroms und dessen Zusammensetzung). In COCOSYS betrifft das vor allem die Kopplung (d.h. Übernahme) des von ATHLET-CD berechneten Kernschmelzeaustritts aus dem RDB an das CCI Module von COCOSYS.

Ausführlichere Informationen zu den vorgeschlagenen Verbesserungen werden in /ARN 17A//ARN 17B/ gegeben.

8.3 Untersuchungen zu Kernschmelzunfällen in WWER-440/W-213-Reaktoren mit ATHLET-CD

Die Zielsetzung der Arbeiten zu diesem Arbeitspunkt war auf die Überführung des generischen ATHLET Datensatzes für eine WWER-440/W-213 Anlage in einen Datensatz für das Programmpaket ATHLET-CD 3.0a ausgerichtet, um somit eine Simulationsmöglichkeit für auslegungüberschreitende Störfallszenarien für diesen Reaktortyp zu schaffen.

Die wesentliche Schwierigkeit, die sich bei der Erweiterung des ATHLET-Datensatzes für WWER-440-Reaktoren stellt, ist durch das spezielle Design der automatischen Regelkassetten (Brennelement-Steuerstab-Kombination) gegeben, die nicht Bestandteil des ATHLET-CD Programmpaketes ist und daher weder als Standardkomponente noch als spezielles Modul zur Verfügung steht.

Aus dieser Sachlage resultiert eine wesentliche Einschränkung bei der Modellierung dieses Reaktortyps mit der vorliegenden ATHLET-CD Version 3.0A, indem aktuell nur eine Analyse der freigesetzten Spaltprodukte aus dem oberen Kernbereich betrachtet werden kann. Der Einfluss der nach Reaktorschnellabschaltung in den unteren Kernbereich verlagerten Brennelement-Nachfolger der automatischen Regelkassetten auf die Spaltproduktfreisetzung ist daher nicht erfassbar. Weiterhin ist eine Beschreibung der Kernzerstörungsprozesse durch das ATHLET-CD Modul ECORE im unteren Kernbereich ebenfalls nicht realisierbar, so dass der aus den verlagerten Kassetten resultierende Energieeintrag in das untere Plenum durch die Verwendung von ATHLET – Wärmestrukturalelementen (HECOND) in der vorliegenden Modellierung realisiert wurde.

8.3.1 Modellierung des Reaktorkerns

Für die im Arbeitspunkt 7.2 angestrebte Untersuchung von Kernschmelzunfällen in WWER-440-Reaktoren musste im ersten Arbeitsschritt der vorliegende generische ATHLET Datensatz in einen entsprechenden ATHLET-CD Datensatz überführt werden. Die notwendigen Datensatz-Modifikationen konzentrierten sich im ersten Schritt auf eine Re-Modellierung des oberen Bereichs des Reaktorkerns anhand des ATHLET-CD Modules ECORE, für eine adäquate Beschreibung der Kernzerstörungsprozesse in diesem Bereich und auf die Implementierung der ATHLET-CD Module FIPREM und SOPHAEROS, die zur Beschreibung der Freisetzung und des Aerosol- und Spaltprodukttransportes aus dem oberen Kernbereich in den Primärkreislauf dienen.

Eine Darstellung der ursprünglichen, generischen ATHLET Kernmodellierung kann der Abbildung Abb. 8.31 entnommen werden. Die Abbildung Abb. 8.32 gibt das Ergebnis der Re-Modellierung des oberen Kernbereichs wieder. Die in der Abbildung Abb. 8.32 aufgeführten Abkürzungen B, D, F und H beschreiben die durch das Module ECORE verwendete Ringstrukturen des oberen Reaktorkerns (siehe auch Abb. 8.33), die Abkürzung A, C, D und G in Abb. 8.32 kennzeichnen die mit den einzelnen ECORE-Ringen verbundenen Thermofluidobjekte. Das Thermofluidobjekt J in Abb. 8.32 dient zur Erfassung der vorliegenden Spaltströmung zwischen einzelnen Kernkassetten und das Thermofluidobjekt K beschreibt die bereits im generischen Datensatz verwendeten Brennelement-Nachfolger, die sich unterhalb der Steuerstäbe befinden und bei Reaktorabschaltung in das untere Plenum verschoben werden.

Für die Modellierung des Energieeintrages in das untere Plenum, der nach Verlagerung der Brennelement-Nachfolger der Abschaltstäbe in diesen Bereich entsteht, wurden HECOND-Wärmstrukturelemente aus ATHLET verwendet.

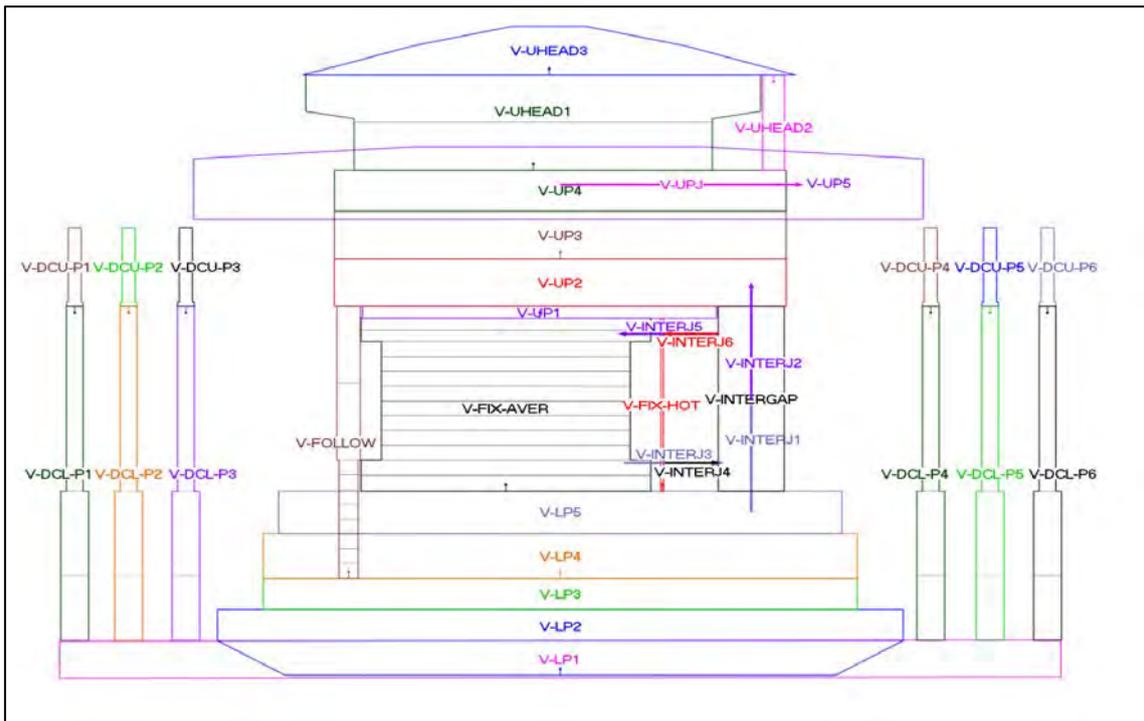


Abb. 8.31 Darstellung der Kernmodellierung im generischen ATHLET Datensatz für einen WWER-440 Reaktor.

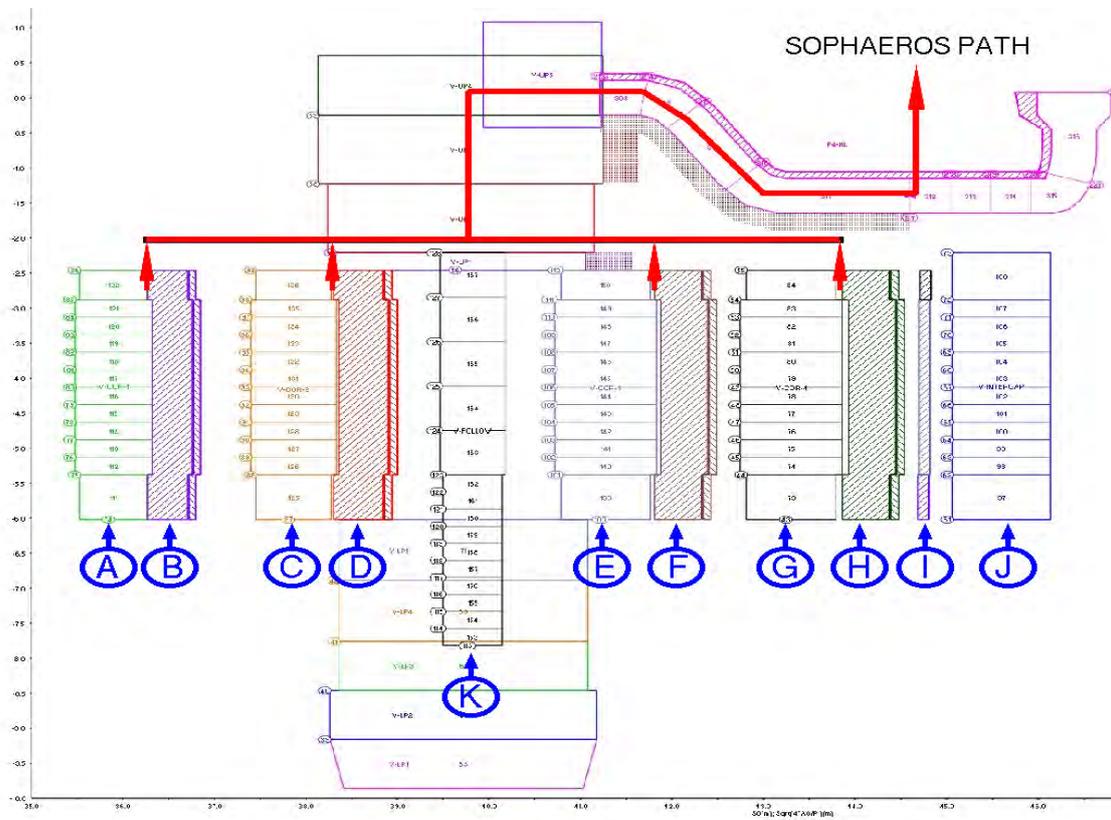


Abb. 8.32 Kernmodellierung des WWER-440-Reaktors mittels ATHLET-CD.

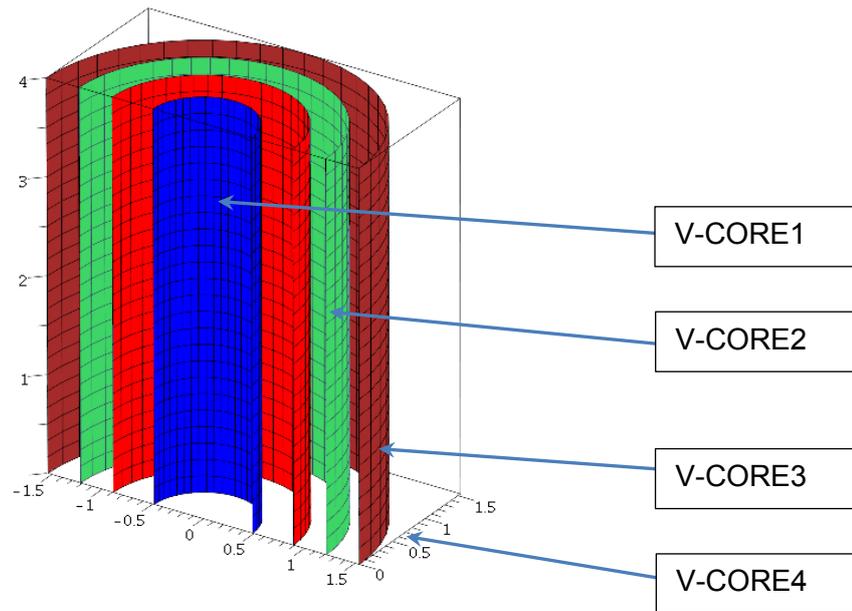


Abb. 8.33 E-CORE-Modellierung des WWER-440-Reaktorkerns anhand einer vierteiligen Ringstruktur

8.3.2 Pilotrechnung für einen 2F-Bruch im heißen Strang mit Ausfall der kompletten Wechselstromversorgung für WWER-440/W-213

In dem betrachtete Szenario der durchgeführten Pilotrechnung wird davon ausgegangen, dass zeitgleich mit einem 2F-Bruch in einem der heißen Stränge des Primärkreislaufs ein Station Blackout (SBO) auftritt, so dass neben einem großen Kühlmittelverlust auch mit dem Ausfall der HD- und ND-Einspeisesysteme (HPIS, LPIS), des primären Make-up Systems und des Notspeisewassersystems (EFWS) zu rechnen ist. Weiterhin wird davon ausgegangen, dass über einen Zeitraum von zwei Stunden die Funktion der Abblaseregventile BRU-A durch die entsprechende Batterieunterstützung gewährleistet werden kann.

Nach dem Eintreten der o.g. auslösenden Ereignisse 2F-Bruch und SBO verursacht das ausgelöste SCRAM-Signal einen Abfall der Reaktorleistung auf den Wert der Nachzerfallsleistung, wobei aufgrund der 37 einfallenden Brennstab-Stab-Kassetten ca. 11% der gesamten Nachzerfallsleistung in das untere Plenum und 89% in den oberen Kernbereich eingetragen werden.

Der durch 2F-Bruch bedingte große Kühlmittelverlust führt zu einem rapiden Druckverlust im Primärkreislauf. Da infolge des postulierten kompletten Verlusts der Wechselstromversorgung (SBO) die aktiven Sicherheitseinspeisesysteme nicht zur Verfügung

stehen kommt es zu einer Freilegung des Reaktorkerns, verbunden mit einer kontinuierlichen Aufheizung des Kerns. Dieser Prozess kann durch die Akkumulatoren-Einspeisung in den Reaktorbehälter lediglich verlangsamt werden.

Für die betrachtete Pilotrechnung ist zu beachten, dass durch die beschränkten Modellierungsmöglichkeiten auch der Zeitraum der Simulation limitiert wird. Für das aktuell betrachtete Szenario besteht mit der hier gewählten Modellierung des unteren Kernbereichs durch HECOND-Elemente eine Beschränkung auf die Frühphase der Kernzerstörung im oberen Bereich, d.h. auf den Zeitraum, zu dem im unteren Plenum noch eine Wasservorlage vorhanden ist und hier keine Kernzerstörungsprozesse aufgrund von Freilegung zu verzeichnen sind. In Abb. 8.34 wird die in der Frühphase ermittelte maximale Hüllrohrtemperatur im oberen Kernbereich dargestellt. Abb. 8.35 zeigt den Beitrag der chemischen Energie, der durch Oxidation und Nitrid-Bildung freigesetzt wird und die Abbildung beschreibt die Summe des während der Kernzerstörungsphase freigesetzten Wasserstoffs aus dem oberen Kernbereich.

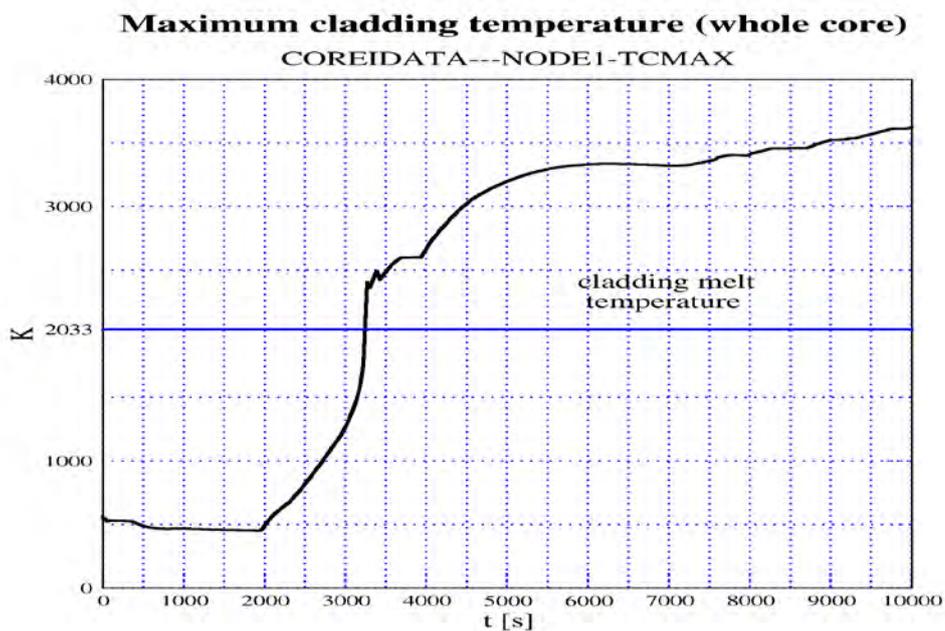


Abb. 8.34 WWER-440 - Maximale Hüllrohrtemperatur im oberen Kernbereich

Heat generated chemical reaction (oxidation / nitride formation)
COREIDATA--NODE1-SQOXID-W

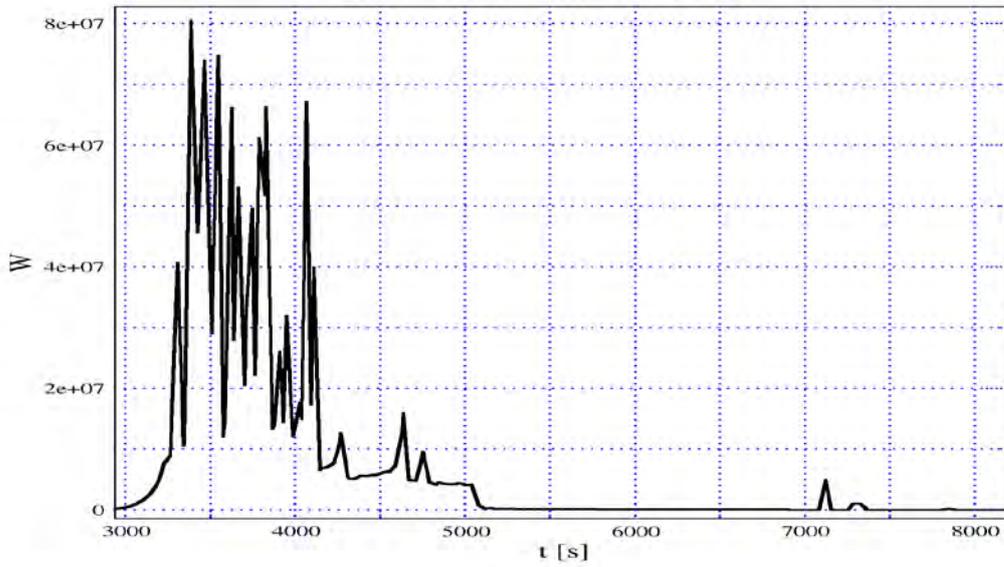


Abb. 8.35 WWER-440 – chemische Energieerzeugung (Oxidation und Nitrid-Bildung) im oberen Reaktorkernbereich

Sum of accumulated hydrogen generation (w/o HECU)
COREIDATA--NODE1-ACCH2-kg

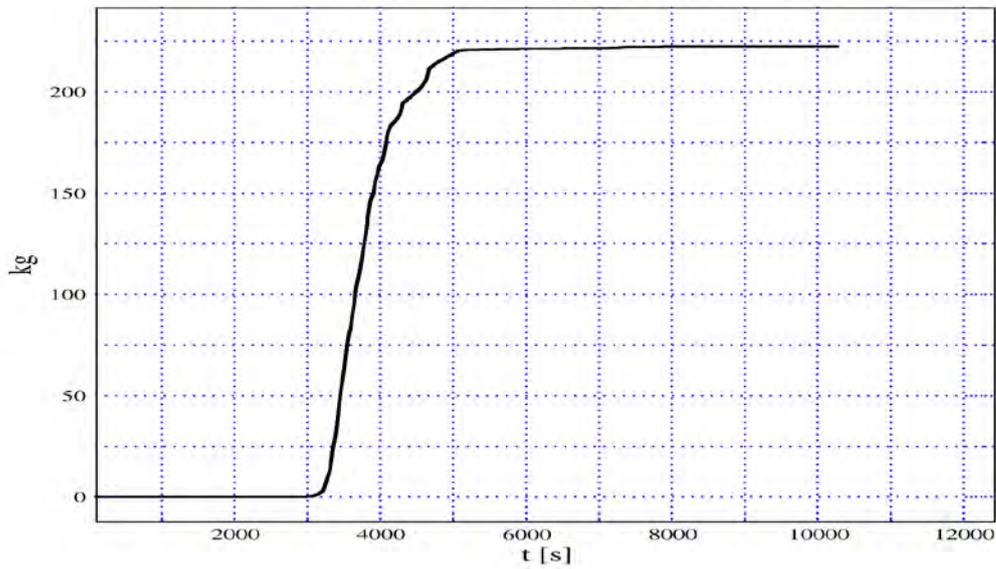


Abb. 8.36 WWER-440 - Summe des akkumulierten Wasserstoffs im oberen Kernbereich

8.4 Arbeiten zu schweren Störfällen mit ASTEC

Bereits in den Vorgänger-Vorhaben SR 2441, SR 2511, 3608R01504 und 3611R01504 wurde das deutsch-französische Rechenprogramm ASTEC (Accident Source Term Evaluation Code) von der GRS für die Analyse von schweren Störfällen in WWER-1000-Anlagen eingesetzt. Dabei wurde das Programm, ausgehend von der jeweils aktuellen ASTEC-Version, zunächst für die Analyse der In-Vessel-Phase eines Kühlmitteilverluststörfalls mit einem Leck DN 70 und Totalausfall der Elektroenergieversorgung („station blackout“) eingesetzt, in nachfolgenden Arbeiten aber auch die Wasserstofffreisetzung und der Aerosoltransport bzw. die Iod-Modellierung mittels der Module CPA bzw. IOD untersucht. Für diese Analysen wurden die ASTEC-Versionen V1.3 und V2.0 eingesetzt.

Ausgehend von den Ergebnissen in den genannten Vorhaben sollten die ASTEC-Analysen für WWER-1000 mit der neuen Version ASTEC V2.1 fortgesetzt werden.

Zum Ende des Jahres 2014 wurde die offizielle Freigabe der neuen ASTEC-Version V2.1 erwartet, die sich durch umfangreiche Weiterentwicklungen bei der Kopplung des Thermohydraulikmoduls CESAR und des Kernzerstörungsmoduls ICARE auszeichnet. Insbesondere wird die Thermohydraulik im Kern selbst sowie im unteren Plenum des RDB nun komplett von CESAR berechnet und nicht nur bis zum Start des Kernzerstörungsmoduls ICARE, wie in der Version V2.0. Zudem wird ICARE schon zu Beginn der Unfallsequenz aktiviert um die Kernstrukturen zu modellieren und die fehleranfällige Aktivierung von ICARE erst während der Rechnung zu vermeiden. Weiterhin soll auch das Störfallspektrum komplettiert werden, welches dann mit der Version V2.1 abgedeckt werden kann. Dies beinhaltet insbesondere das Wiederfluten eines teilzerstörten Kerns z. B. infolge der Aktivierung der Druckspeicher. Dies war mit den Vorläuferversionen so nicht realistisch möglich.

Die neue Version ASTEC V2.1 sollte zukünftig auch wieder für WWER-1000-Analysen genutzt werden. Dazu musste der verfügbare Datensatz für die Version V2.0 erweitert und angepasst werden. Insbesondere war eine neue Nodalisierung zur Beschreibung des Reaktorkerns zu entwickeln. Die Richtigkeit dieser Anpassungen sollte mit einer Vergleichsrechnung für einen Leckstörfall und/oder eine Transiente im Vergleich zur Version V2.0 überprüft werden.

Mit den hier geplanten Arbeiten sollten einerseits weitere Beiträge zur Verifikation für den noch in Entwicklung befindlichen Integralcode ASTEC geleistet und Erfahrungen bei der Anwendung des Programms gewonnen, andererseits werden die Erkenntnisse bezüglich des Verlaufs von schweren Störfällen in WWER-1000 vertieft.

Aufgrund von Verzögerungen beim Entwickler IRSN bei der Entwicklung von ASTEC V2.1 mussten die Arbeiten bei Projektbeginn verschoben werden. Neben den bereits angesprochenen umfangreichen Änderungen (Umstrukturierung der Kopplung von CESAR und ICARE wurde auch das bis dato von der GRS maßgeblich gepflegte Modul zur Beschreibung der Thermohydraulik und des Aerosol- und Spaltproduktverhaltens im Containment (CPA) umfangreich von IRSN modifiziert, so dass in ASTEC V2.1 das Aerosol- und Spaltproduktverhalten im Containment dann durch das IRSN Modul SOPHAEROS und IODE gerechnet wird. CPA berechnet dann im Wesentlichen nur noch thermohydraulische Phänomene. Mit Beginn der im Vorhaben geplanten Themenpunkte konzentrierten sich deshalb die Arbeiten auf die Neuformulierung der Eingabe zur CESAR und ICARE. Das Modul CPA sollte zunächst nicht verwendet werden, da durch die angesprochenen Änderungen die Validierung auch nicht mehr als gesichert angesehen werden konnte. Somit wurde der bisher verfügbare Datensatz auf einen Basisdatensatz für den Kühlkreislauf & Kern reduziert. In nächsten Schritt wurde der Kernbereich, der bisher durch eine sehr detaillierte Nodalisierung mit 5 separierten Kernringen abgebildet worden war, auf einen Kernring reduziert und die Eingabe vollständig neu erarbeitet. Dies beinhaltet auch Teile der CESAR Nodalisierung des Kühlkreislaufs. Damit kann zwar keine realistische Modellierung charakteristischer Unfallphänomene in der Kernzerstörungsphase sichergestellt werden, der grundsätzliche Aufbau des Datensatzes aber leichter realisiert werden, zumal diese Arbeiten erstmalig durchgeführt werden. Dazu war es auch notwendig, eine Version des Codes lokal zu übersetzen und jeweils im Debug-Modus zu starten. Die implementierten Fehlermeldungen des Codes bei Programmanstürzen lassen häufig keine eindeutigen Schlüsse auf die Fehlerursache zu und nur durch direkten Zugriff auf den Quellcode während einer Rechnung im Debug-Modus kann die Absturzursache detektiert werden. Diese Arbeiten waren allerdings ursprünglich so nicht eingeplant und nahmen mehr Zeit in Anspruch als veranschlagt, da bis dahin keine Erfahrungen mit der neuen Version gemacht werden konnten und der Zustand des Programms immer noch einen deutlichen Entwicklungsrückstand hatte und Programmfehler vorlagen, die sich in frühzeitigen Rechnungsabbrüchen zeigen. Nach Fertigstellung des Basisdatensatzes sollte dieser sukzessive auf die für eine Anlagenrechnung notwendige Modellierungstiefe er-

weitert werden und erste thermohydraulische Analysen im Vergleich mit der Vorläuferversion V2.0 die einwandfreie Erstellung des Datensatzes bestätigen.

Im weiteren Verlauf zeigten sich dann für den planmäßigen Fortgang des Projekt entscheidende Einschnitte. Ausgehend von strategischen Entscheidungen der GRS zur Entwicklung der Rechenprogramme für die Simulation schwerer Störfälle – Focus der Codeentwicklung auf ATHLET-CD und COCOSYS und Abkehr von ASTEC – wurde eine Neukonzipierung des Arbeitspunkts notwendig. Schließlich muss das Auslaufen der Kooperationsvereinbarung zur ASTEC-Entwicklung zwischen IRSN und GRS im März 2015 als offizielles Ende der Zusammenarbeit angesehen werden. Zum einen fielen mit der Entscheidung, aus der weiteren Entwicklung von ASTEC auszuscheiden, eine Reihe von Arbeiten in anderen Vorhaben und damit geplante Synergieeffekte weg, zum anderen besteht mit der Beendigung der Kooperation von IRSN und GRS kein Zugriff seitens GRS auf den Quellcode mehr. Damit gestaltet sich die Fehlersuche schwierig.

Im Projektverlauf bestätigte sich zudem, auch gestützt auf Erfahrungen anderer Institutionen, die z. B. im Rahmen des EU-Vorhabens CESAM entsprechende Aktivitäten durchführen, dass die Konsolidierung der ASTEC Version V2.1 nicht in dem Maße vorangeschritten war, wie es für die komplette Bearbeitung des Projekts notwendig gewesen wäre. Stabile Rechnungen konnten nicht durchgeführt werden, was insbesondere für die geplante SUSA unabdingbare Voraussetzung war. Meist stürzt das Programm schon recht früh ab.

Mit Blick auf die Gesamtlaufzeit des Vorhabens wurde deshalb alternativ eine schon früher angedachte Arbeit in Angriff genommen. Diese beinhaltet die Möglichkeit des Programmvergleichs von ASTEC und ATHLET-CD für die Modellierung des Spaltprodukttransports im Kühlkreislauf basierend auf der stabileren Version ASTEC V2.0. Dies ist insofern von besonderem Interesse für die GRS und deren Programmentwicklung, da das entsprechende Spaltprodukttransportmodell SOPHAEROS in ATHLET-CD üblicherweise der jeweils aktuellen ASTEC Version (hier V2.0) entnommen, an die ATHLET-CD Bedingungen angepasst und eingebaut wird, was teilweise auch Modellmodifikationen beinhaltet.

Somit bestand speziell zu diesem Zeitpunkt die einmalige Möglichkeit des Codevergleichs zwischen ASTEC und ATHLET-CD und der Überprüfung der Aussagesicherheit

von ATHLET-CD anhand des Vergleichs mit ASTEC V2.0 für das SOPHAEROS Modul vor Auslaufen der Arbeiten zu ASTEC in 2017.

Dabei konnte und sollte der Vergleich keine Aussage im Sinne einer Verifikation des Programms oder einer Datensatzqualifikation für Anlagenrechnungen erzeugen, zumal die neue ATHLET-CD-Version diesbezüglich auch noch nicht an entsprechenden Experimenten (z. B. STORM, PHEBUS) validiert worden ist. Vielmehr sollte die Chance genutzt werden, schon in diesem frühen Stadium der Einbindung von SOPHAEROS in ATHLET-CD die Anwendbarkeit durch einen Vergleich mit der schon in einer Vielzahl von Anlagenrechnungen und Experimenten angewendeten ASTEC-Version zu bewerten. Diese Art der Codevergleiche wird zukünftig aufgrund des schon angesprochenen Strategiewechsels bei der GRS nicht mehr möglich sein. Im direkten Vergleich zeigen sich erfahrungsgemäß häufig Unterschiede in den Programmen, die für nachfolgende Entwicklungsschritte und Programmanwendungen einen wertvollen Beitrag liefern können.

Positiver und gewünschter Nebeneffekt ist dabei, dass die ASTEC Version V2.1 nicht verwendet werden musste, deren Stabilitätsprobleme konnten demzufolge vermieden werden. Auch wird sich der Vergleich auf die frühe Phase der Kernzerstörung konzentrieren, da die Spätphasenmodelle insbesondere bei ATHLET-CD (z. B. die Verlagerung von Kernbestandteilen und Schmelze ins untere Plenum des Reaktordruckbehälters) derzeit noch nicht ausreichend für Anlagenrechnungen validiert sind.

Analysen zum „station blackout“ in einer WWER-1000/W-320-Anlage mit ASTEC und ATHLET-CD

Für den Vergleich wurde ein Unfall mit Totalausfall der Spannungsversorgung und zeitgleichem Eintritt eines Lecks im kalten Strang einer Kühlmittelschleife unterstellt. Durch die Lage des Lecks im kalten Strang ist sichergestellt, dass der dann lange Freisetzungspfad die horizontalen Dampferzeugerrohe (N=11.000) einschließt. Erfahrungsgemäß sollten die Rohleitungsbündel der Dampferzeuger ein deutliches Rückhaltevermögen darstellen, was durch SOPHAEROS zu untersuchen wäre. Im Unterschied zu älteren Versionen besteht bei der aktuell verfügbaren Version in beiden Codes nun auch die Möglichkeit neben dem Kühlmittelstrang, der das Leck beinhaltet, auch die anderen, intakten Kühlmittelschleifen des Kühlkreislaufs einzubeziehen und Transport und Ablagerung auch in diesen Zonen zu berechnen. Dies war mit früheren Versionen bisher so nicht möglich. Vielmehr musste genau ein ausgezeichnete Pfad definiert

werden, der üblicherweise vom Kernaustritt bis zur Position des Lecks ging. Transport und Rückhaltung in anderen Kühlkreisläufen konnten somit nicht gerechnet werden. In den Rechnungen werden die Ergebnisse dann anhand ausgewählter charakteristischer Daten für die Spaltproduktrückhaltung verglichen und auf Konsistenz überprüft werden, da die physikalisch-mathematische Modellbasis und insbesondere auch die Datenbasis für die chemischen Elemente und Verbindungen bei beiden Versionen identisch ist.

Vorbereitend wurden dazu zunächst verschiedene Rechnungen mit ASTEC durchgeführt, wobei der bis dato verwendete Datensatz an die aktuelle ASTEC Version V2.0rev4 angepasst wurde. Schließlich wurden Rechnungen basierend auf der ursprünglichen Option durchgeführt, die nur einen Freisetzungspfad (vom Kern zur Leckposition) erlaubten. Dadurch lassen sich auch Aussagen ableiten inwieweit die erweiterten Möglichkeiten zu deutlich anderen Ergebnissen führen, die für zukünftige Analysen des Quellterms berücksichtigt werden müssen.

Die eigentlich zu analysierenden Ergebnisse der ASTEC und ATHLET-CD Rechnungen zum einleitenden Ereignis „kleines Leck im kalten Strang der Kühlmittleitung“ sowie der Codevergleich werden in einem Fachbericht /REN 17/ dokumentiert. Dieser Bericht beinhaltet eine Beschreibung der verwendeten Eingabedatensätze für ASTEC und ATHLET-CD einschließlich der Szenarien-spezifischen Anpassungen, eine Beschreibung der unterschiedlichen Phasen des Unfallablaufs sowie einen Vergleich der ASTEC- und ATHLET-CD-Ergebnisse. Die Ausgangssituation war dadurch charakterisiert, dass in der ATHLET-CD Version zwar die neue SOPHAEROS-Version verfügbar ist, abschließende Tests mit Blick auf die Validierung aber nicht dokumentiert bzw. verfügbar waren. Insofern sind die hier vorgestellten Analysen als erste Ergebnisse einzuordnen und zu bewerten. Vor diesem Hintergrund kann als ein wichtiges Ergebnis festgehalten werden, dass der Rechnungsvergleich von ATHLET-CD und ASTEC trotz der gleichen Modellbasis für SOPHAEROS nur partiell akzeptable Übereinstimmung zeigt. Vielmehr haben auch die teilweise deutlichen und unvermeidbaren Unterschiede in der Modellbasis für Thermohydraulik und Kernzerstörung einen Einfluss auf die Ergebnisse.

Für die Vergleichsrechnungen musste insbesondere die Nachzerfallsleistung abgeglichen werden, da diese maßgeblich die Aufheizung des Kerns und damit letztendlich auch die Freisetzung der Spaltprodukte beeinflusst. Während ASTEC die Leistung ursprünglich aus einer vorgegebenen Isotopenzusammensetzung und dem anschließenden Zerfall der Isotope ab Störfalleintritt berechnet, werden bei dem aktuell verfügba-

ren ATHLET-CD-Datensatz tabellierte Daten für die für die Leistung zur Verfügung gestellt. Um mit vergleichbaren Werten zu arbeiten, wurde bei ASTEC eine entsprechende Tabelle implementiert (vgl. Abb. 8.37). In dieser wie auch in den weiteren Abbildungen sind die ASTEC-Daten immer mit Kürzel AST und diejenigen von ATHLET-CD mit ATH gekennzeichnet

Maßgeblich für die Dauer der Rechnungen war der Zeitpunkt des mit ASTEC berechneten RDB-Versagens. Da aktuell noch keine qualifizierten und stabilen Rechnungen mit ATHLET-CD bis zum RDB-Versagen durchgeführt werden konnten, wurde das Rechnungsende vom Anwender auf einen Zeitpunkt analog zum ASTEC-RDB-Versagen gesetzt.

In diesem Zusammenhang sind auch die Modelle für die Kernzerstörung und insbesondere der Spätphasenmodellierung zu erwähnen. Diese sind bei ATHLET-CD bzw. ASTEC unterschiedlich und führen in der Phase der Kernzerstörung zu abweichenden Ergebnissen und demzufolge auch zu Unterschieden in der Spaltproduktfreisetzung und in dem nachgelagerten Transport und der Ablagerung bzw. Wiederfreisetzung. Während ASTEC eine Verlagerung beginnend vom Ablaufen der Schmelze (Hüllrohre, Brennstäbe, Absorberstäbe, Strukturmaterial) entlang der Brennstäbe über ein temporäres Ansammeln der Schmelze im Kernbereich in Form eines Schmelzpool bis zum kontinuierlichen Verlagern von Kern- und Strukturmaterialien in das untere Plenum erlaubt, wird bei ATHLET-CD im Rahmen der aktuell verfügbaren Modelle allein ein Verlagern entlang der Brennstabstrukturen bis zur Kernunterkante unterstellt und rechen-technisch simuliert. Bei den durchgeführten ATHLET-CD Rechnungen wurde keine Bildung eines Schmelzepools im Kernbereich und auch keine Verlagerung von Schmelze ins untere Plenum berücksichtigt.

Der Druckverlauf im Primärkreislauf ist Abb. 8.38 zu entnehmen. Mit Öffnung des Lecks erfolgt zunächst ein schneller Druckabfall bei beiden Codes bis auf Sättigungsbedingungen. Mit weiterem Ausdampfen des Kerns und zunehmender Oxidation der Zr-Hüllrohre setzt dann eine Temperatureskalation ein, die bei ATHLET-CD kurzzeitig zu einem massiven Anstieg der Dampferzeugung führt, welcher dann einen dementsprechenden Druckanstieg bewirkt. Da zu diesem Zeitpunkt auch schon die Druckspeicher bei ATHLET-CD einspeisen wird genug Wasser nachgeliefert um die Dampfbildung zu stützen und die Zr-Oxidation forciert (vgl. Abb. 8.39). Dies ist bei ASTEC zu diesem Zeitpunkt nicht zu sehen, obgleich auch hier die Druckspeicher einspeisen. Der entscheidende Grund für das unterschiedliche Verhalten ist darin zu sehen, dass zu

diesem Zeitpunkt bei ASTEC noch keine Oxidationsprozesse gerechnet werden. Diese sind prinzipiell erst mit Aktivierung des ICARE-Moduls möglich. Standardmäßig wird ICARE aber erst nach Beendigung der Druckspeichereinspeisung gestartet. Dadurch wird sichergestellt, dass nach Aktivierung des ICARE-Moduls ein komplettes Fluten des Kerns ausgeschlossen ist. Dies kann mit Version V2.0 nicht korrekt simuliert werden, so dass das Programm entweder abstürzt oder unrealistische Daten erzeugt. Diese Standardprozedur wurde demzufolge nicht verändert. Die Nicht-Berücksichtigung der Oxidationsprozesse unterschätzt konsequenterweise die zusätzliche Kernaufheizung, welche bei der ATHLET-CD-Rechnung deutlich zu sehen ist. An dieser Stelle muss allerdings auch betont werden, dass die aktuelle Modellierung in ATHLET-CD davon ausgeht, dass die ursprüngliche Geometrie basierend auf der Anordnung von Brenn- und Absorberstäben im Verlauf des Unfalls grundsätzlich erhalten bleibt. Diese Modellannahme hat zur Konsequenz, dass z. B. die zur Oxidation zur Verfügung stehenden Oberflächen evtl. überschätzt werden. Dies hat dann auch eine Überschätzung der Oxidationsleistung zur Folge, was den extremen Peak in dieser Phase erklären würde. Im weiteren Verlauf ist das Druckniveau abgesehen von den verschiedenen Druckspitzen aber recht ähnlich.

Die Ergebnisse zur Spaltproduktverhalten sind am Beispiel des leichtflüchtigen Spaltproduktes Cäsium für ASTEC in Abb. 8.40 und ATHLET-CD in Abb. 8.41 gegenübergestellt. Zunächst ist den Abbildungen zu entnehmen, dass die integral aus dem Kern in die Kühlmittleitungen freigesetzte Masse bei den Codes mit ca. 137 kg bei ASTEC (AST_Cs_in) bzw. ca. 150 kg bei ATHLET-CD (ATH_Cs_in) in Anbetracht der Modellunterschiede für die Kernzerstörungsmodellierung noch eine akzeptable Übereinstimmung liefern. Deutlich ist aber auch zu sehen, dass der Verlauf sehr unterschiedlich ist. Dies ist eine direkte Konsequenz der Modellierung der Kernzerstörung, die bei ATHLET-CD schon frühzeitig ab ca. 6000 s einsetzt, während bei ASTEC dies erst nach dem Start des ICARE-Moduls nach ca. 10500 s möglich ist, dann aber sehr stark prognostiziert wird. Eine Ursache dafür ist, dass bis zum Start von ICARE zwar keine Oxidation und keinen Kernzerstörung gerechnet werden, aber der Kern schon stark aufgeheizt ist, allerdings ohne entsprechende Auswirkungen. Mit dem Start von ICARE laufen diese Prozesse dann deutlich überschätzt „nachgeholt“. Die insgesamt in den Kühlkreisläufen zurückgehaltene Masse an Cäsium ist analog zur eingespeisten Masse bei beiden Codes ähnlich, mit knapp 115 kg bei ASTEC (AST_Cs_Ret) und ca. 135 kg bei ATHLET-CD (ATH_Cs_TotRet). Auffälligkeiten ergeben sich aber bei der Betrachtung, an welchen Orten wesentliche Anteile zurückgehalten und abgelagert werden.

Hier wird von beiden Programmen als Hauptsenke das obere Plenum des RDB ausgewiesen. Dabei ist bei ATHLET-CD eine kontinuierliche Zunahme der abgelagerten Masse zu sehen (ATH_Cs_UPPLE) während bei ASTEC nach einer Phase zu Beginn mit sehr starker Ablagerung im weiteren Verlauf eine Wiederfreisetzung gerechnet wird, so dass die zwischenzeitlich abgelagerte Masse von knapp 90 kg auf ca. 50 kg reduziert wird. Der Grund für dieses unterschiedliche Verhalten lässt sich mit den Wandtemperaturen begründen. Hier zeigt sich bei ASTEC (Abb. 8.44) wie bei ATHLET-CD (Abb. 8.45) über den Anfangszeitraum von mehr als 10000 s eine nahezu konstante aber auch recht „kalte“ Wandtemperatur von ca. 650 K. Während diese bei ATHLET-CD auch im weiteren Rechenverlauf keine Änderung erfährt, steigt die Wandtemperatur im oberen Plenum bei ASTEC im weiteren Verlauf auf über 1200 K an. Dies ist auf die einsetzende Temperatureskalation infolge Zr-Oxidation und der damit verbundenen Kernaufheizung zurückzuführen. Prinzipiell würde man dies auch bei ATHLET-CD erwarten. Hier ist eine Analyse des Datensatzes angeraten, evtl. ist die Struktur nicht richtig modelliert. Der massive Temperaturanstieg bei ASTEC führt dann zu einer Wiederfreisetzung bereits abgelagerter Spezies, die dann in die Kühlkreisläufe verteilt werden, wodurch dort die Ablagerung dort nochmals ansteigt.

Ein weiterer Unterschied zeigt sich in der Verteilung der zurückgehaltenen Masse auf die Kühlkreisläufe. Der Übersichtlichkeit halber sind die drei intakten Kreisläufe zusammengefasst worden. ASTEC (Abb. 8.40) detektiert eine deutlich höhere Rückhaltung der insgesamt in den drei Kreisläufen zurückgehaltenen Masse (AST_Cs_Loop2-4_Ret) während ATHLET-CD (Abb. 8.41) eine sehr geringe Rückhaltung in den intakten Kreisläufen rechnet (ATH_Cs_Loop2-4). Letzteres erscheint zumindest plausibler, da infolge des Lecks in Kreislauf 1 davon auszugehen ist, dass dort eine deutlich ausgeprägtere Strömung über einen langen Zeitraum existiert, was natürlich auch den Transport von Spaltprodukten begünstigen würde. Mit Blick auf die neue SOPHAEROS Version, würde der ASTEC Fall die Notwendigkeit der Berücksichtigung der intakten Loops anraten, während sich für ATHLET-CD eine Nicht-Berücksichtigung nicht so deutlich auf die Ergebnisse auswirken sollte. Auch dies sollte bei zukünftigen Arbeiten zu ATHLET-CD untersucht werden.

Schließlich ist auch zu erkennen, dass kein Code eine massive Rückhaltung in den Dampferzeugerrohren rechnet. Am deutlichsten ist dies noch bei ASTEC mit insgesamt ca. 10 kg zu sehen (AST_Cs_SG_L1_Ret), ATHLET rechnet hier eine Rückhaltung

von weniger als 2 kg (ATH_Cs_SG_L1_Ret). Die Kurven zeigen jeweils nur die Daten für den Leckstrang, die dieser sowieso die größte Rückhaltung aufweist.

Zusammenfassend lässt sich festhalten, dass die neu in ATHLET-CD implementierte SOPHAEROS-Version im Allgemeinen plausible Ergebnisse erzeugt. Teilweise zeigt der Vergleich mit ASTEC, dass in Kombination mit der Thermohydraulik-Modellierung die Ergebnisse sogar realistischer erscheinen als jene von ASTEC. Hier seien die Verteilung der Spaltprodukte und deren Ablagerung in den 4 Kreislaufschleifen erwähnt. Gleichzeitig existieren noch verschiedene Kritikpunkte die im Rahmen zukünftiger Entwicklungsarbeiten für ATHLET-CD zu bearbeiten sind. Dies betrifft mit Blick auf das Spaltproduktverhalten z. B. die Modellierung der Kernzerstörung, die damit einhergehende Bildung eines In-Vessel Schmelzepools sowie die Verlagerung von Kern- und Strukturmaterialien ins untere Plenum. Bezüglich SOPHAEROS-spezifischer Auffälligkeiten sollte die augenscheinlich nicht realistische Rückhaltung von Spaltprodukten im oberen Plenum des RDB, die Rückhaltung in den Dampferzeugern, sowie die Rückführung von Spaltprodukten aus dem Kühlkreislauf in den RDB vertiefend untersucht werden. Letzteres konnte im Rahmen dieses Arbeitspunktes nicht untersucht werden, da im aktuell verfügbaren Datensatz diese Eingabe noch nicht berücksichtigt werden konnte.

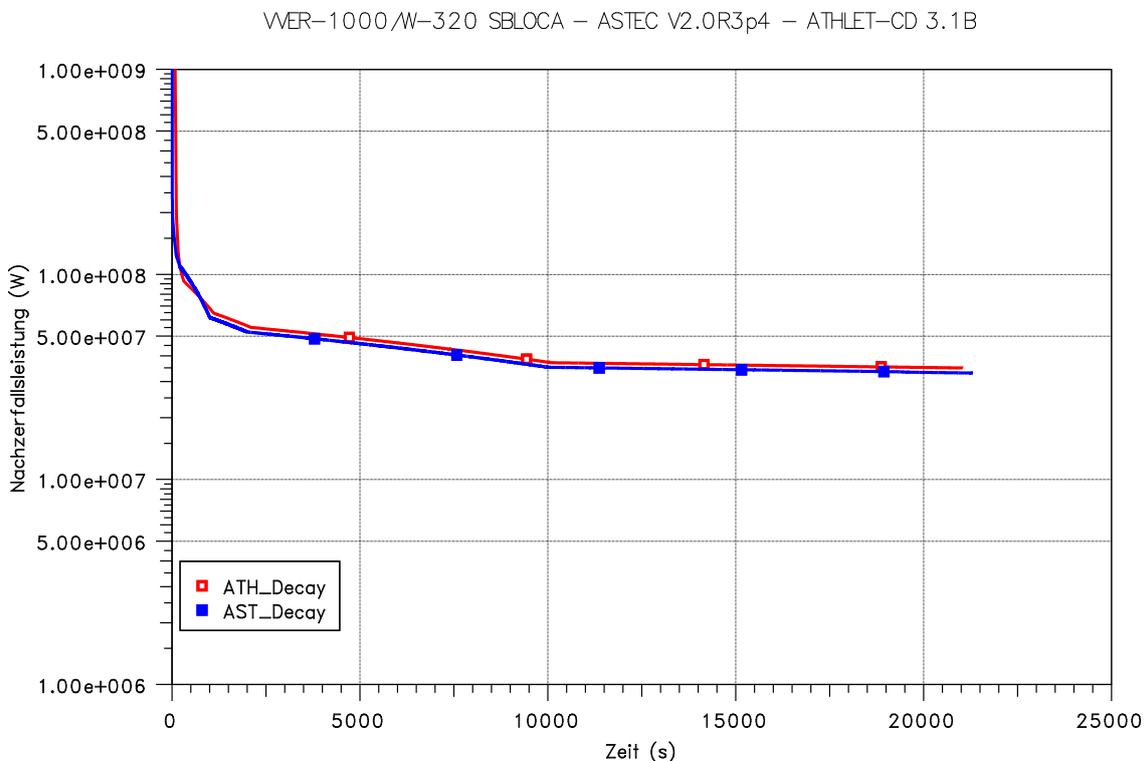


Abb. 8.37 Nachzerfallsleistung bei ASTEC und ATHLET-CD

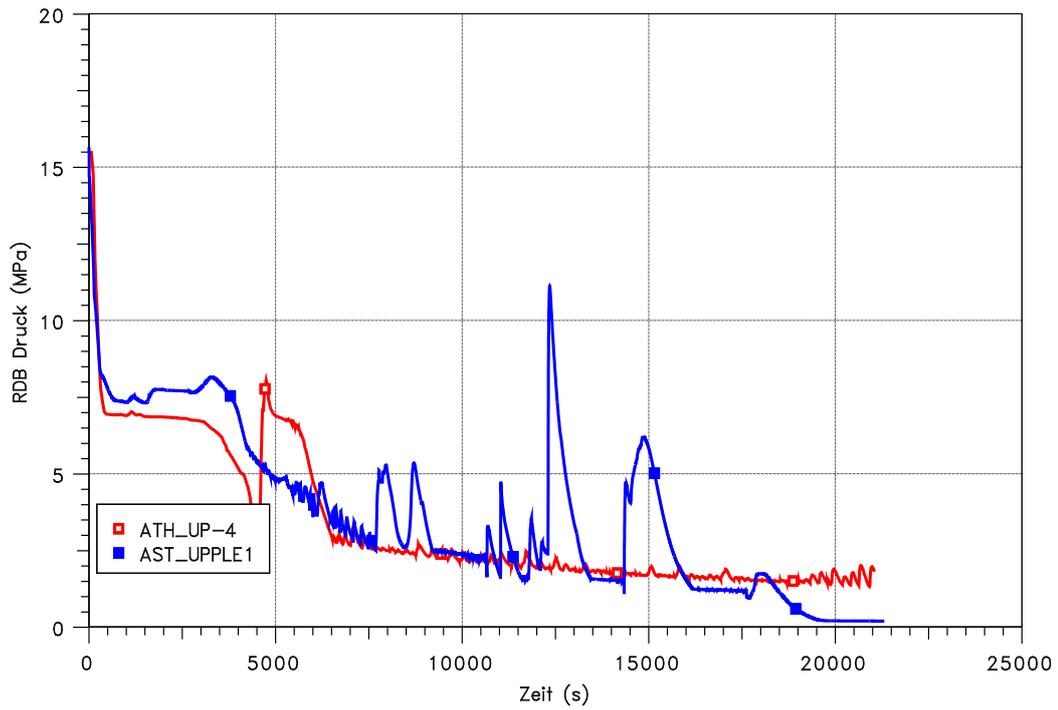


Abb. 8.38 Druckverläufe bis RDB-Versagen (ASTEC) bzw. Rechnungsende (ATHLET-CD)

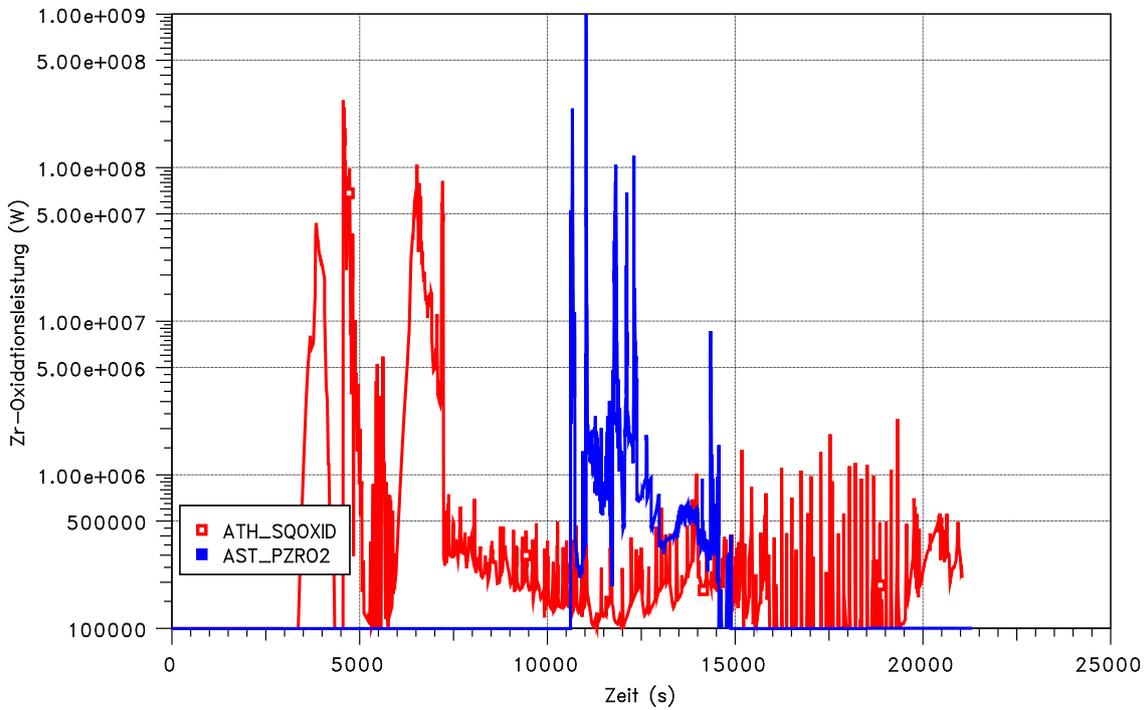


Abb. 8.39 Oxidationsleistung durch Zr-Material bei ASTEC und ATHLET-CD

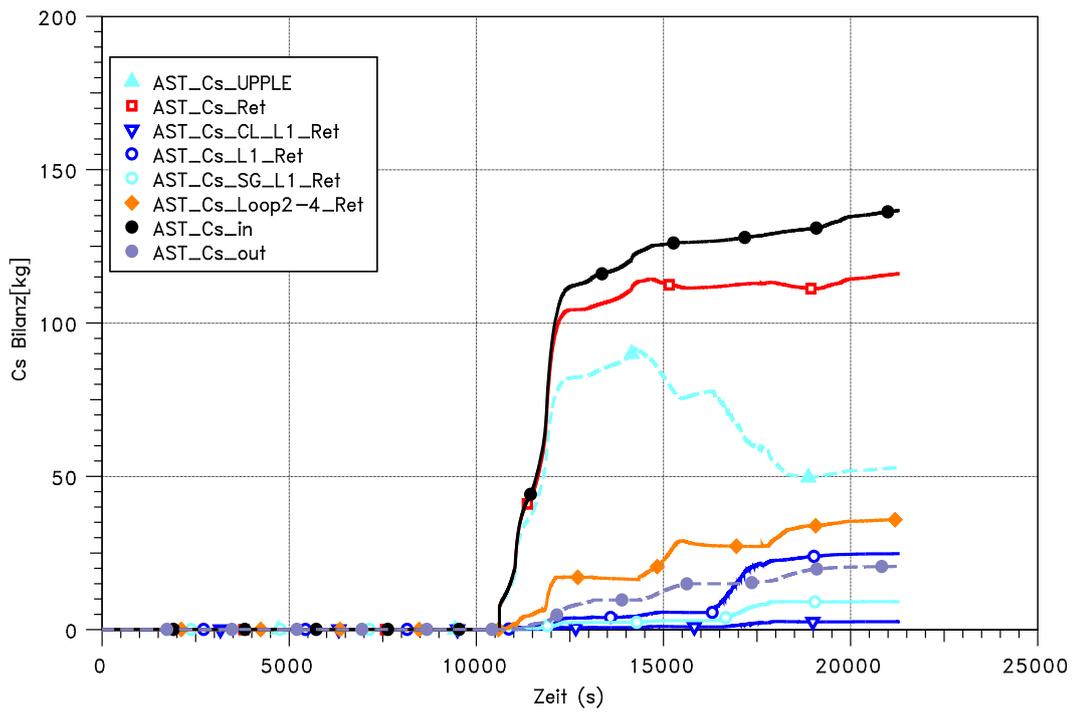


Abb. 8.40 Cäsium Rückhaltung im Kühlkreislauf bei ASTEC

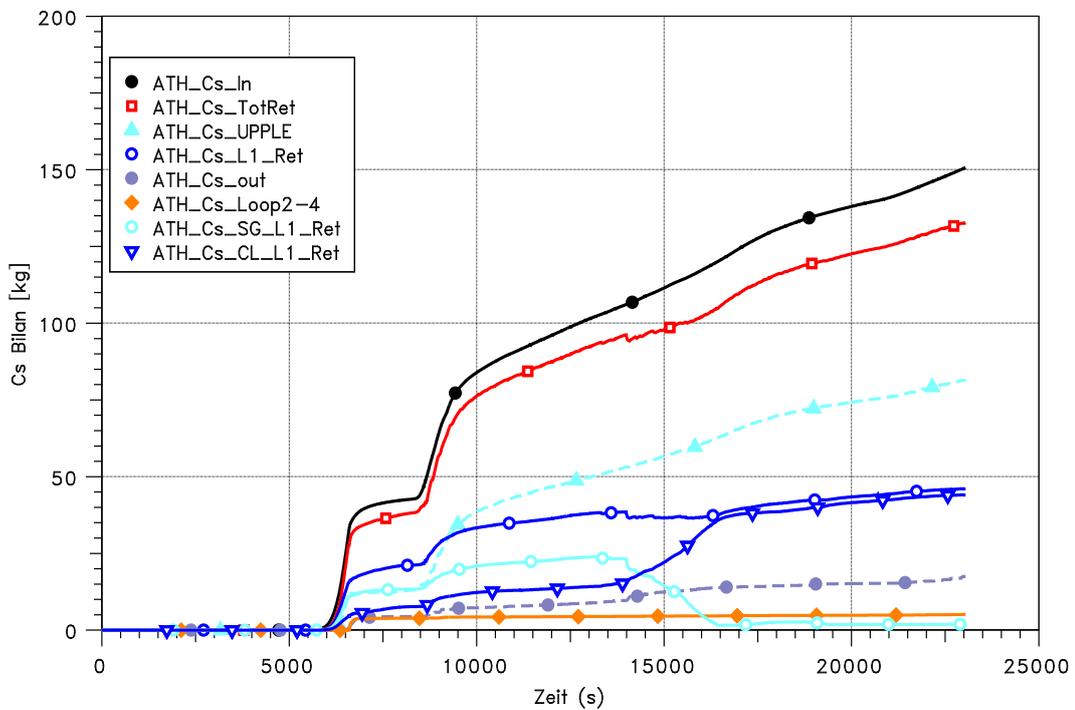


Abb. 8.41 Cäsium Rückhaltung im Kühlkreislauf bei ATHLET-CD

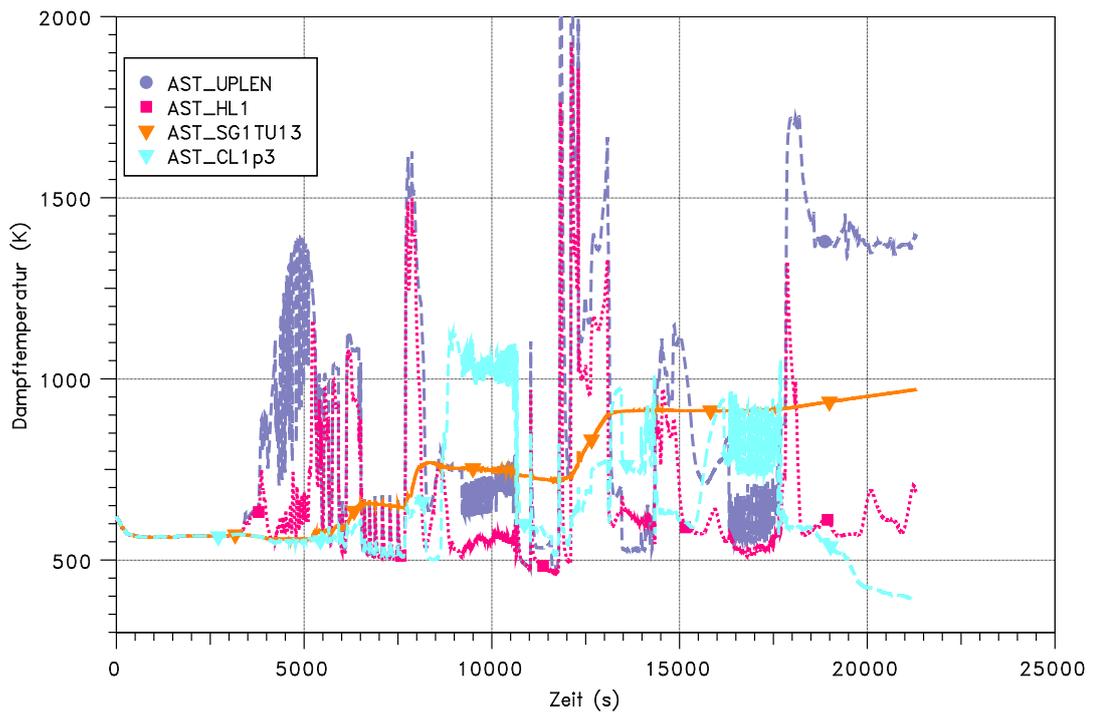


Abb. 8.42 Temperaturen in ausgewählten Volumen bei ASTEC

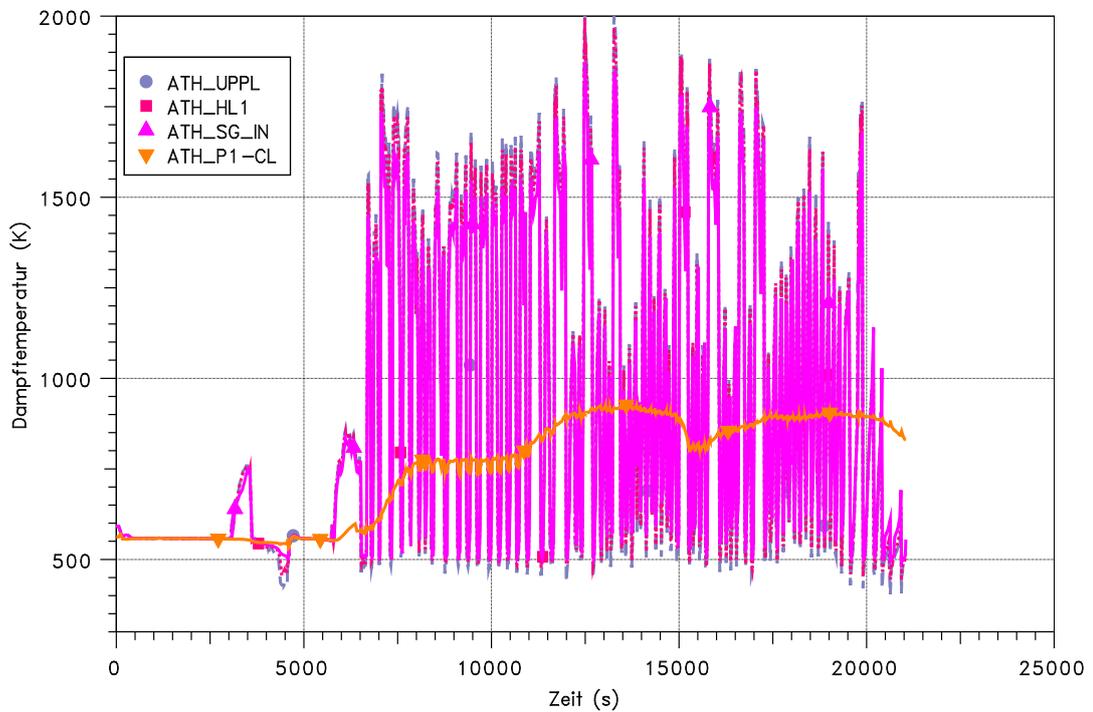


Abb. 8.43 Temperaturen in ausgewählten Volumen bei ATHLET-CD

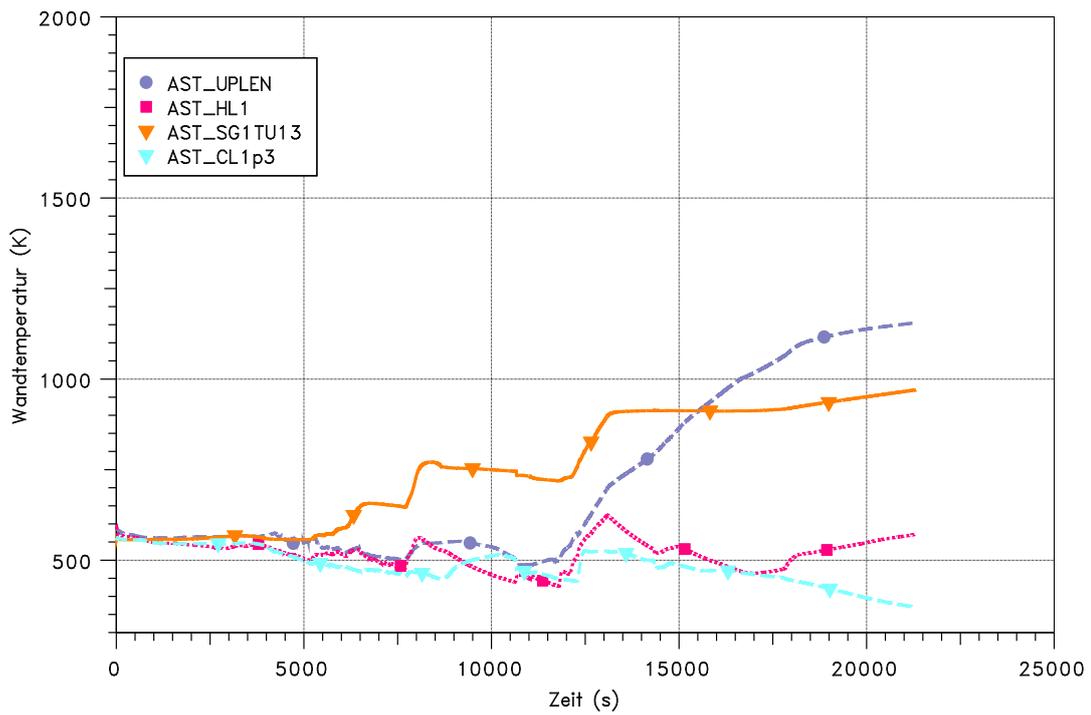


Abb. 8.44 Wandtemperaturen in ausgewählten Volumen bei ASTEC

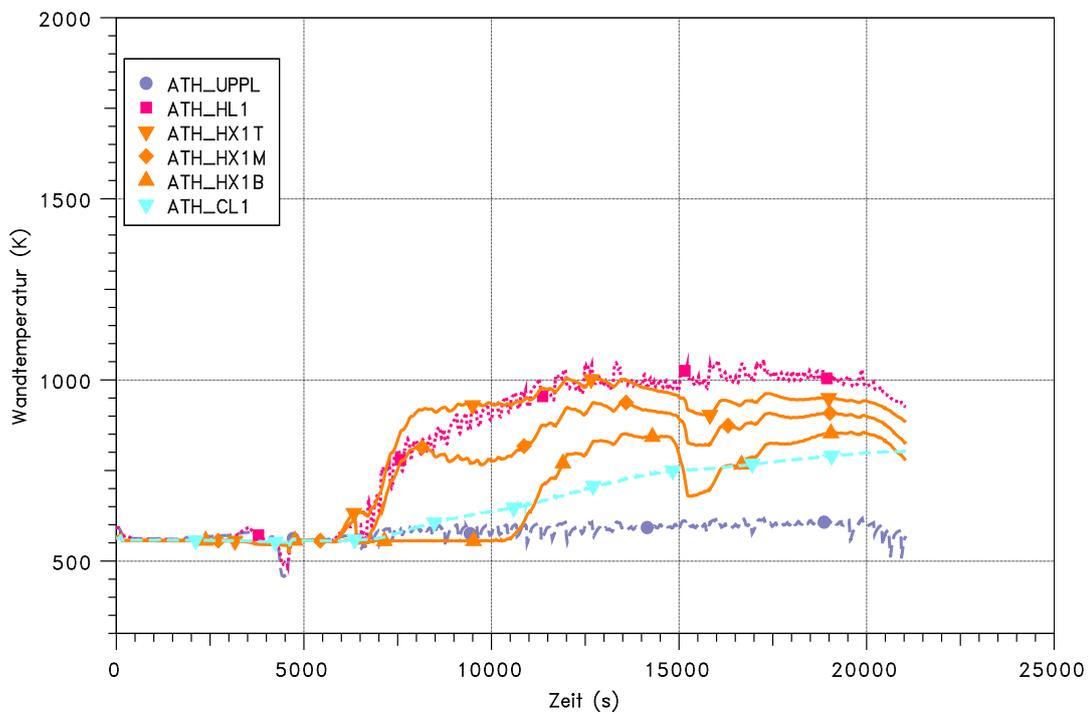


Abb. 8.45 Wandtemperaturen in ausgewählten Volumen bei ATHLET-CD

8.5 Zusammenfassung

Im Arbeitspaket 7 des BMUB-Vorhabens 3614R01520 (LV2) wurden Arbeiten zur Simulation schwerer Störfälle in WWER-Reaktoren durchgeführt. Dabei wurden die Datensätze von ATHLET-CD und COCOSYS und ihre Kopplung schrittweise weiterentwickelt und zur immer komplexer werdenden Simulation von schweren Kernschmelzunfällen in WWER-Reaktoren eingesetzt. Basierend auf der Analyse der durchgeführten Pilotrechnungen bei der Anwendung der Modelle auf KKW mit WWER-1000 und WWER-440 Reaktoren wurden exemplarische Ergebnisse beschrieben und interpretiert.

Die Variantenrechnungen zum SBO für WWER-1000 wurden mit der gegenwärtig aktuellen, freigegebenen gekoppelten Programmversion ATHLET-CD 3.0A mit WWER-1000 BOP-Modellen und COCOSYS V2.4v4 durchgeführt. Dabei wurde eine Reihe von Problemen identifiziert, die entweder im verwendeten ATHLET-CD- bzw. COCOSYS-Datensatz begründet sind oder aus dem Entwicklungsstand beider Programme resultieren.

Für die weiteren Forschungsarbeiten auf diesem Gebiet wird vorgeschlagen, unter Einbeziehung der genannten Verbesserungen und mit den dann verfügbaren Entwicklerversionen weiterhin einen schweren Störfall mit SBO im Rahmen von Pilotanalysen zu berechnen. Dabei sollte allerdings die ordnungsgemäße Funktion (d.h. wiederholtes Öffnen und Schließen) des ersten Druckhaltersicherheitsventils unterstellt werden. Damit wären diese Ergebnisse leichter mit anderen Rechnungen zu dieser Problematik vergleichbar. Denkbar wäre auch die manuelle Öffnung von zwei Sicherheitsventilen durch den Operator zu einem definierten Zeitpunkt, um als Störfallmaßnahme eine Druckentlastung des Kühlkreislaufes herbeizuführen.

9 Untersuchungen zu Sicherheitsstrategien bei neuen Reaktorkonzepten (AP 8)

9.1 Zielsetzung

Im Arbeitspaket 8 waren vertiefte Untersuchungen zu ausgewählten Fragestellungen zur Sicherheit neuer Reaktoren durchzuführen und die Ergebnisse zu dokumentieren. Dabei waren im Rahmen des Vorhabens Fragestellungen mit Bezug zu

- passiven Systemen,
- Maßnahmen zur Schmelzerückhaltung und
- landesspezifischen EPR Auslegungen

zu untersuchten Hierzu wurden neue Informationen beschafft, analysiert, aufbereitet und in Form überarbeiteter bzw. neuer Berichte bereitgestellt.

9.2 Methoden zur Zuverlässigkeitsbewertung passiver Systeme, Revision 1 /BBJ 16/

In fortschrittlichen Reaktorkonzepten, wie z. B. AP1000 (Westinghouse) oder ESBWR (GE Hitachi), werden vermehrt passive Sicherheitssysteme eingesetzt. Diese enthalten keine oder nur in begrenztem Umfang aktive Komponenten wie z. B. Armaturen. Erste Entwicklungen von Konzepten, in denen in erster Linie passive Sicherheitssysteme vorgesehen sind, fanden bereits in den 1980/90er Jahren statt. In dieser Zeit wurde unter anderem mit der Entwicklung des AP600 und des SBWR begonnen. Der AP1000 bzw. der ESBWR stellen Weiterentwicklungen dieser Konzepte dar. Dabei wurde die grundlegende Sicherheitsauslegung beibehalten. Zurzeit befinden sich jeweils vier Reaktoren des AP1000 in USA und in China in Bau. In weiteren Ländern (Großbritannien, Bulgarien, Kanada) ist der Bau des Konzepts geplant oder steht im Auswahlverfahren (Ungarn).

Entwickler neuer Reaktorkonzepte sehen Vorteile bei der Verwendung von passiven Systemen anstelle von aktiven Systemen, da hierdurch eine Vereinfachung der Anlagenauslegung erzielt werden kann. Diese kann zu einer Kostenreduktion bei Bau und Wartung der Anlagen führen. Westinghouse zum Beispiel gibt an, dass beim AP1000 signifikant weniger sicherheitsrelevante Ventile, Pumpen, sicherheitsrelevante Rohrleitungen, Kabel und erdbebengesichertes Gebäudevolumen benötigt werden als bei

vergleichbaren Reaktoren mit aktivem Sicherheitskonzept. Darüber hinaus soll beim AP1000 die Verwendung passiver Sicherheitssysteme zu einer verbesserten Sicherheit führen, da insbesondere auf den Einsatz von Komponenten, die potenzielle Fehlerquellen darstellen, verzichtet wird (u. a. Pumpen und Dieselgeneratoren).

Trotz der relativ langen Entwicklungshistorie von passiven Sicherheitssystemen sind einige Aspekte noch nicht abschließend geklärt und werden international kontrovers diskutiert. Hierzu zählt insbesondere die Zuverlässigkeitsbewertung dieser Systeme. Bei aktiven Systemen ist die Zuverlässigkeitsbewertung wesentlich von der Fehleranfälligkeit der eingesetzten aktiven Komponenten abhängig. Bei passiven Systemen rückt hingegen das sogenannte funktionale Versagen in den Vordergrund. In diesem Zusammenhang sind insbesondere verbleibende Unsicherheiten im dynamischen Verhalten von Bedeutung. Aber auch Abhängigkeiten von den Anfangs- und Randbedingungen sowie eingeschränkte Möglichkeiten zur Überprüfung und Wartung von passiven Systemen können bei der Zuverlässigkeitsbestimmung eine Rolle spielen.

Die GRS hat im Vorgängervorhaben 3614R01520 einen Bericht über Methoden zur Zuverlässigkeitsbewertung passiver Systeme verfasst. Die folgenden sechs Methoden zur Zuverlässigkeitsbewertung, entwickelt unter internationaler Beteiligung, wurden beschrieben und diskutiert:

- Analyse unter der Annahme von unabhängigen Ausfallarten
- Vereinfachte Modellierung passiver Systeme
- Bestimmung des funktionalen Versagens mit Hilfe von R-S Diagrammen
- „Reliability Methods for Passive Systems“ (RMPS)
- „Assessment of Passive System Reliability“ (APSRA)

Vorab wurden in dem Bericht die Grundlagen der Zuverlässigkeitsbestimmung von passiven Systemen dargelegt. Hierzu zählen die Begriffsbestimmungen von passiven Komponenten und Systemen des deutschen Regelwerks und der Internationalen Atomenergiebehörde (IAEO), Beispiele für den Einsatz passiver Systeme, Anforderungen an passive Systeme im deutschen Regelwerk, die Definition des funktionalen Versagens sowie Unsicherheiten bei der Auslegung passiver Systeme und Beispiele von Versagensmechanismen.

Im Rahmen dieses Vorhabens wurde der erste Bericht über die Methoden zur Zuverlässigkeitsbewertung passiver Systeme erweitert und überarbeitet. Hierzu wurden das

zentrale Kapitel über die Beschreibung der verschiedenen Methoden erweitert und die folgenden Methoden hinzugefügt:

- Risk-Based Margin Approach (RBMA)
- Automated Statistical Treatment of Uncertainty Method (ASTRUM)/Code Scaling, Applicability, and Uncertainty (CSAU)
- Methode des MIT

Darüber hinaus wurde neue Kapitel über

- die internationale Anwendung der Methoden,
- experimentelle Versuchsstände zu passiven Systemen und
- internationale Aktivitäten zur Regulierung passiver System

verfasst.

Im Folgenden werden die in diesem Vorhaben erarbeiteten Erkenntnisse zusammengefasst.

Risk-Based Margin Approach (RBMA)

In den 90er Jahren beschäftigte sich die amerikanische Aufsichtsbehörde NRC im Rahmen der Lizenzierung des AP600 Reaktors mit der Bestimmung der Zuverlässigkeit von passiven Systemen. Die NRC identifizierte die Bestimmung der Zuverlässigkeit dieser Systeme als eine Schlüsselfrage der Lizenzierung. Sie stellte fest, dass die Zuverlässigkeit der passiven Sicherheitssysteme des AP600 mit großen Unsicherheiten verbunden ist, die in der Sicherheitsbewertung zu berücksichtigen sei. Da zu diesem Zeitpunkt die direkte Quantifizierung der Zuverlässigkeit durch Simulationen nicht machbar erschien, entwickelte die NRC die sogenannte „Risk-Based Margin Approach“ (RBMA) Methode. Auch bei der Zertifizierung des AP1000 wurde durch die NRC die Zuverlässigkeitsbestimmung der passiven Sicherheitssysteme erneut aufgegriffen.

Die entwickelte Methode basiert im Wesentlichen auf klassischen, deterministischen Methoden zur Zuverlässigkeitsbestimmung unter Verwendung von konservativen Annahmen. Die von der NRC vorgeschlagene Methode versucht in erster Linie nachzuweisen, dass die Sicherheitsmarge der passiven Systeme groß genug ist, um mögliche Unsicherheiten der Zuverlässigkeit sicher abzudecken. Eine Quantifizierung der Zuverlässigkeit findet in der Regel nicht statt.

Ein Vorteil diese Methode ist die relativ einfache Anwendung, da umfassende thermohydraulische Simulationen nur begrenzt nötig sind. Unklar bleibt jedoch, wie sichergestellt wird, dass getroffene Annahmen bezüglich eines bestimmten Parameters konservativ sind, insbesondere auch im Zusammenspiel mit anderen Parametern.

Aufgrund geringer Betriebserfahrung mit komplexen passiven Sicherheitssystemen stellt der Nachweis, dass die ausgewählten Sequenzen abdeckend sind, eine Herausforderung dar. Denkbare physikalische Phänomene, wie z. B. das Auftreten von nicht-kondensierbaren Gasen oder Vortex-Bildung, sollten hierbei konsequent und umfassend berücksichtigt werden.

Automated Statistical Treatment of Uncertainty Method (ASTRUM)/Code Scaling, Applicability, and Uncertainty (CSAU)

Im Rahmen der Zertifizierung des AP1000 wurde die sogenannte ASTRUM Methode eingesetzt, um Unsicherheiten in der Analyse von großen Kühlmittelverluststörfällen zu berücksichtigen. Die ASTRUM Methode basiert auf der CSAU (Code Scaling, Applicability and Uncertainty) Methode, welche zur Bestimmung der Unsicherheiten von Best-Estimate Rechnungen entwickelt wurde.

Die CSAU Methode setzt sich aus drei sogenannten Elementen zusammen:

1. Anforderungen und Leistungsfähigkeit des Rechenprogramms:
In diesem Abschnitt werden Szenario, Reaktordesign, Rechenprogramm etc. ausgewählt. Parameter mit signifikantem Einfluss auf die Rechenergebnisse werden strukturiert identifiziert.
2. Bewertung und Abschätzung von Parametern:
In diesem Abschnitt wird die Leistungsfähigkeit des Rechenprogramms zur Simulation des untersuchten Szenario untersucht. Unsicherheiten und systematische Abweichungen der Rechenergebnisse werden anhand experimenteller Ergebnisse bestimmt. Zusätzlich wird der Einfluss der Skalierung der Experimente untersucht.
3. Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse:
Die Gesamtunsicherheit der Analyse setzt sich aus mehreren Komponenten zusammen. In CSAU werden Unsicherheiten durch Beschränkung des Rechenprogramms und durch Skalierung und Unsicherheiten der Randbedingungen berücksichtigt. Diese werden in diesem Abschnitt auf den sicherheitsrelevanten Parameter (z. B. maximale Hüllrohrtemperatur) fortgepflanzt.

Die CSAU und ASTRUM Methoden sind der RMPS Methode sehr ähnlich bzw. es ist davon auszugehen, dass die RMPS Methode ebenfalls auf der CSAU Methode aufbaut, wobei die CSAU wesentlich umfangreicher ist. Insbesondere ist hier der Vergleich von Rechnungen mit (skalierten) Experimenten vorgesehen um die Genauigkeit des Rechenprogramms zu bestimmen.

Vergleich der Methoden

Tab. 9.1 gibt einen vergleichenden Überblick über die diskutierten Methoden. Die MIT Methode wurde aufgrund ihrer Ähnlichkeit zur RMPS Methode nicht einzeln aufgeführt. In der Tabelle werden verschiedene Gesichtspunkte wie z. B. die Stärken und Schwächen der Methoden aufgelistet.

Die oberen drei Zeilen vergleichen die Methoden hinsichtlich der Modellierung von thermohydraulischen Systemen, der Komplexität des Inputs und des Ergebnisses. Hierbei beschreibt die Komplexität des Input insbesondere den benötigten Umfang und Detailgrad von Informationen um eine Analyse durchzuführen. Es wurde eine grobe Einteilung in „Groß“ und „Gering“ vorgenommen. Die große Komplexität des Inputs der RMPS, APSRA und CSAU/ASTRUM Methoden ist eine direkte Konsequenz der Modellierung der Thermohydraulik. Da diese bei den ersten drei Methoden nicht erfolgt, ist der benötigte Umfang an Informationen geringer.

Im mittleren Teil der Tabelle wird der Einsatz der Experteneinschätzung, die Sensitivität des Ergebnisses auf die Experteneinschätzung, die Berücksichtigung von experimentellen Ergebnissen, von Betriebserfahrung, von Modellunsicherheiten und von ungünstigen Randbedingungen verglichen. Der Vergleich der Sensitivität des Ergebnisses auf die Experteneinschätzung ist in erster Linie eine Einschätzung der Autoren. Hierbei ist zu bemerken, dass alle Methoden Experteneinschätzungen vorsehen und daher bei keiner der Methoden eine niedrige Sensitivität angegeben wurde. Die Sensitivität der RMPS- und der APSRA-Methode wurde mit „Mittel“ angegeben, da bei diesen Methoden durch die Simulation der Thermohydraulik im großen Maße zusätzliche Informationen einfließen, die nicht auf Experteneinschätzung beruhen.

Die unteren drei Zeilen vergleichen Stärken, Schwächen und die Internationale Verbreitung der Methoden.

Tab. 9.1 Vergleich unterschiedlicher Methoden zur Bestimmung der Zuverlässigkeit passiver Systeme

Methode	Analyse unter der Annahme von unabhängigen Ausfallsarten	Vereinfachte Modellierung passiver Systeme	Bestimmung des funktionalen Versagens mit Hilfe von R-S Diagrammen	RMPS	APSRA	RBMA	CSAU/ASTRUM
Art der Methode	Probabilistisch	Probabilistisch	Probabilistisch	Probabilistisch gekoppelt mit TH Rechnungen	Probabilistisch gekoppelt mit TH Rechnungen	Konservativ gekoppelt mit TH Rechnungen	Probabilistisch gekoppelt mit TH Rechnungen
Modellierung thermo-hydraulischer Systeme	Nein	Nein	Nein	Best-Estimate Simulationsrechnungen zur Fehlerfortpflanzung	Best-Estimate Simulationsrechnungen zur Bestimmung der failure surface	Simulationsrechnungen zur Bestimmung der Sicherheitsmargen	Best-Estimate Simulationsrechnungen zur Fehlerfortpflanzung
Komplexität des Inputs	Gering	Gering	Gering	Groß	Groß	Mittel	Groß
Versagenskriterium	-	-	Belastbarkeitsverteilung	Punktwert	Punktwert	Punktwert	Punktwert
Ergebnis	Versagenswahrscheinlichkeit (Punktwert)	Versagenswahrscheinlichkeit (Punktwert)	Zuverlässigkeitsverteilung	Zuverlässigkeitsverteilung	Zuverlässigkeitsverteilung	Sicherheitsmarge	Zuverlässigkeitsverteilung/min. Sicherheitsmarge

Methode	Analyse unter der Annahme von unabhängigen Ausfallsarten	Vereinfachte Modellierung passiver Systeme	Bestimmung des funktionalen Versagens mit Hilfe von R-S Diagrammen	RMPS	APSRA	RBMA	CSAU/ASTRUM
Experteneinschätzung	Definition der Ausfallswahrscheinlichkeitsverteilungen für jede Ausfallsart	Identifikation der Komponenten mit direkter Auswirkung auf die Funktionsweise des passiven Systems	Definition der Verteilungen von Belastung und Belastbarkeit	Quantifizierung der Unsicherheitsverteilungen	Identifikation der Komponenten mit direkter Auswirkung auf kritische Parameter	Quantifizierung der Unsicherheitsverteilungen	Quantifizierung der Unsicherheitsverteilungen
Sensitivität des Ergebnisses auf die Experteneinschätzung	Hoch	Hoch	Hoch	Mittel	Mittel	Mittel	Mittel
Explizite Berücksichtigung von experimentellen Ergebnissen	Nein	Nein	Nein	Nein	Ja	Nein	Ja
Berücksichtigung von Betriebserfahrung	n/a	Versagenswahrscheinlichkeit für Komponenten	n/a	n/a	n/a	n/a	n/a
Berücksichtigung von Modellunsicherheiten	Nein	Nein	Nein	Ja	Nein	Teilweise	Ja

Methode	Analyse unter der Annahme von unabhängigen Ausfallsarten	Vereinfachte Modellierung passiver Systeme	Bestimmung des funktionalen Versagens mit Hilfe von R-S Diagrammen	RMPS	APSRA	RBMA	CSAU/ASTRUM
Berücksichtigung von ungünstigen Randbedingungen	Nein	Nein	Nein	Ja	Nein	Ja	Ja
Stärken	Einfache Bestimmung Grenzwerte möglicher kritischer Parameter	Einfache und leicht nachvollziehbare Einbindung des funktionalen Versagens in die PSA	Einfache und leicht nachvollziehbare Methode	Berücksichtigung der Komplexität des TH Systems	Berücksichtigung der Komplexität des TH Systems; Einbindung von experimentellen Ergebnissen	Einfache Bestimmung der Sicherheitsmargen	Berücksichtigung der Komplexität des TH Systems; Einbindung von experimentellen Ergebnissen
Schwächen	Ergebnis der Methode ist stark von der Experteneinschätzung dominiert	Funktionales Versagen aufgrund ungünstiger Randbedingungen wird nicht berücksichtigt	Ergebnis der Methode ist stark von der Experteneinschätzung dominiert	Hoher Rechenaufwand	Hoher Rechenaufwand	Konservative Abschätzung	Hoher Rechenaufwand
Internationale Verbreitung	Niedrig	Niedrig	Niedrig	Hoch	Mittel	Mittel	Mittel

Internationale Anwendung von Methoden zur Zuverlässigkeitsbestimmung passiver Systeme

International wurden bereits zahlreiche Studien unter Verwendung von Methoden zur Zuverlässigkeitsbestimmung passiver Systeme durchgeführt.

In einem neuen Kapitel des Berichts wurde die Verwendung der verschiedenen Methoden zur Zuverlässigkeitsbestimmung passiver Systeme erfasst und analysiert. Für jede der aufgenommenen Studien wurden Einschätzungen hinsichtlich der Vor- und Nachteile gegeben. Die folgenden Studien wurden untersucht:

- Anwendung der RMPS Methode oder RMPS basierter Methoden
 - Anwendung für das CAREM Design
 - Zuverlässigkeitsuntersuchung der Nachzerfallswärmeabfuhrsystems eines 2400 MW_{th} gasgekühlten Reaktors
 - Zuverlässigkeitsuntersuchung eines generischen Nachwärmeabfuhrsystems mit Hilfe eines Isolation Condensers
 - Zuverlässigkeitsuntersuchung des passiven Nachzerfallswärmeabfuhrsystems eines VVER-1000 Reaktors des KKW Kudankulam
 - Zuverlässigkeitsuntersuchung eines passiven Nachzerfallswärmeabfuhrsystems eines 1000 MW_e DWR
 - Zuverlässigkeitsuntersuchung eines passiven Nachwärmeabfuhrsystems eines gasgekühlten, schnellen Reaktors (GFR)
 - Zuverlässigkeitsuntersuchung eines passiven Nachwärmeabfuhrsystems eines bleigekühlten, schnellen Reaktors (LFR)
- Anwendung der APSRA Methode
 - Zuverlässigkeitsuntersuchung des passiven AHWR Hauptwärmetransportes
 - Zuverlässigkeitsuntersuchung des passiven Systems zur Nachwärmeabfuhr über die ICs des AHWR
 - Zuverlässigkeitsuntersuchung des passiven Systems zur Containmentkühlung des AHWR
- Anwendung der Risk-Based Margin Approach (RBMA) Methode (AP600)
- Anwendung der CSAU/ASTRUM Methode (AP1000)

Experimentelle Versuchsstände zu passiven Systemen

International wurden zahlreiche experimentelle Versuchsstände errichtet um das Verhalten passiver Systeme zu untersuchen, Rechencodes zu testen und zu validieren.

In einem weiteren neuen Kapitel des Berichts wurden experimentelle Versuchsstände zu passiven Systemen erfasst und beschrieben. Die folgenden Versuchsstände wurden in den Bericht aufgenommen:

- Experimentelle Versuchsstände für den AP600 und AP1000
 - Advanced Plant Experiment (APEX)
 - SPES-2 (High-Pressure, Full Height Integral-Systems Test Program)
 - ROSA/AP600
- INKA
- NOKO-Versuchsstand
- CAPCN-Versuchsstand

Internationale Aktivitäten bzgl. der Regulierung passiver Systeme

Mehrere nationale und internationale Arbeitsgruppen haben sich bereits mit der Regulierung passiver Systeme beschäftigt. In einem neuen Kapitel des Berichtes wurde kurz auf die Aktivitäten der folgenden Arbeitsgruppen/Behörden eingegangen: WENRA/RHWG, OECD/WGRNR, NRC und IAEO.

Offene Fragestellungen

Im letzten Kapitel des Berichtes wird auf offene Fragestellungen bzgl. passiver Systeme und ihrer Zuverlässigkeitsbestimmung eingegangen. Hierzu zählen u.a. das dynamische Verhalten, die Instandhaltung und Prüfung, die altersbedingte Verminderung der Zuverlässigkeit und Redundanzanforderungen.

9.3 Maßnahmen zur Rückhaltung und Kühlung einer Kernschmelze bei neuen Reaktoren, Revision 2

Im Vorgängervorhaben wurde der Bericht begonnen und die verschiedenen Konzepte zur Rückhaltung beschrieben. Es wurden die Unfallszenarien für den Einsatz der Maß-

nahmen charakterisiert. Darauf aufbauend wurde der Bericht im Vorhaben fortgeführt und um zwei weitere Kapitel ergänzt.

Phänomene bei Kernschmelzvorgängen

Das Kapitel 5 des überarbeiteten Berichtes gibt nun einen Überblick über den derzeitigen Stand der Forschung bzgl. der Phänomene bei Kernschmelzvorgängen. Deren Bedeutung für die Wirksamkeit von Kernrückhaltevorrichtungen wird beschrieben.

Es werden zunächst die internationalen Aktivitäten beschrieben. Hierzu wurden die aktuellen Forschungsaktivitäten der folgenden Länder erfasst:

- Deutschland
- Frankreich
- USA
- Südkorea
- China
- Russland
- Tschechien
- Schweden
- Japan
- Finnland

Zudem wurden Aktivitäten im Rahmen aktueller Projekte internationaler Forschungsverbünde erfasst. Hierzu zählen u. a. EU Projekte (z.B. EUROCORE, EURSAFE Project, SARNET Network, ECOSTAR) und OECD Projekte (z.B. RASPLAV, MASCA, MASCA-2).

Darauf folgenden wurden der aktuelle Stand der Forschung hinsichtlich der Klassifizierung der Phänomene bei der Kernschmelze beschrieben. Im Allgemeinen lässt sich der Prozess der Kernschmelze in die drei Phasen unterteilen: Frühe Phase der Kernzerstörung, Bildung und Verhältnisse im Schmelzpool und Versagen des RDB. Die drei Phasen zeichnen sich durch das Auftreten verschiedener Phänomene aus, die im Bericht beschrieben werden. Die wichtigsten Forschungsfragen werden aufgezeigt.

Am Ende des neuen Kapitels werden die einzelnen Phänomene in einer Tabelle aufgelistet und eine Einschätzung zum Einfluss auf die Wirksamkeit der Kernrückhaltevorrichtung anhand der zur Verfügung stehenden Unterlagen vorgenommen.

Beschreibung der Kernschmelzvorgänge und deren Unsicherheiten beim EPR und AP1000

In Kapitel 6 werden die Vorgänge beim Kernschmelzvorgang und deren Unsicherheiten unter Verwendung eines Core Catchers oder eine In-Vessel Strategie am Beispiel des EPR und des AP1000 detailliert beschrieben.

Abb. 9.1 zeigt einen Überblick des Kernschmelzvorgangs beim EPR. Der EPR ist mit einem Core Catcher ausgestattet, der die Kernschmelze aufnehmen soll. Der Unfallablauf wurde hierbei in neun Phasen unterteilt. Im Bericht wurden jede Phasen einzeln beschrieben und Unsicherheiten beim Unfallablauf innerhalb dieser Phasen diskutiert.

In Phase 2 zum Beispiel bezieht sich auf den Schmelzvorgang der Strukturen und des schweren Reflektors. Parallel zum Schmelzen der Brennstäbe, wird erwartet dass auch die Steuerstäbe sowie alle anderen Strukturen schmelzen. Hierbei wird angenommen, dass die Steuerstäbe zuerst schmelzen. Ein noch ungeklärter Punkt z.B. ist die Oxidation des in den Steuerstäben enthaltenen B₄C. Durch die exotherme Reaktion könnte hier eine Beschleunigung der Zerstörung der Steuerstäbe eintreten. Auch die Phänomene welche sich aus dem Zusammenspiel des Schmelzens von Brennstäben und dem Rest ergeben sind schwer vorhersagbar. Es wurde bislang allgemein angenommen, dass die Schmelze sich durch den schweren Reflektor schmilzt. Der Vorgang kann mit Modellen nicht vollständig abgebildet werden. Rechnungen mit MELCOR zeigen, dass die Schmelze sich unter Umständen lediglich durch die Bypassbohrungen des schweren Reflektors zur RDB Wand durchschmilzt. Ein Nichtschmelzen des schweren Reflektors hätte die Folge, dass der Stahlanteil in der Schmelze bedeutend geringer wäre.

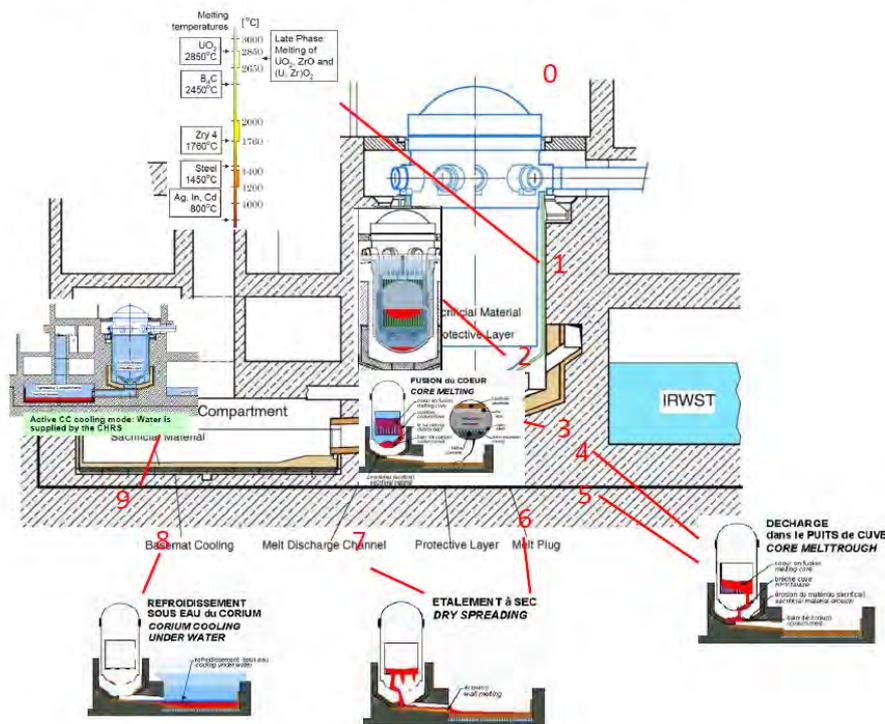
Abb. 9.2 zeigt einen Überblick des Kernschmelzvorgangs beim AP1000. Der AP1000 setzt auf eine In-Vessel Retention Strategie. Auch hier wurde in der Abbildung der Kernschmelzvorgang in neun Phasen unterteilt. Jede Phase wurde einzeln beschrieben und Unsicherheiten beim Unfallablauf innerhalb dieser Phasen diskutiert.

In Phase 7 zum Beispiel soll die Wärmeabfuhr aus dem Containment sichergestellt werden. Die Wärmesenke zum Kondensieren des Kühlwassers ist bei IVR meist die Containmentwand. Beim AP1000 entweicht der Dampf über Entlüftungskanäle und kondensiert an der Containmentwand. Von dort aus soll die Wärme wiederum über das PCCS-System an die Atmosphäre abgegeben werden (wie Maßnahmen Ebene 3). Die

Thematik des Zurückgreifens auf ein System einer tieferen Sicherheitsebene ist bisher kein Thema der Forschungsaktivitäten. Ein Ausfall des PCCS kann beispielsweise durch eine Blockade im Spaltraum oder das Nichtöffnen der Einzugsluken verursacht werden.

In Phase 8 wiederum bezieht sich auf die Sicherstellung Langzeitintegrität des RDB. Für das Langzeitunfallmanagement muss die Integrität des RDBs über einen sehr langen Zeitraum gewährleistet sein. Die RDB-Wand wird durch Wärmeentwicklung in der Schmelze abgetragen und dadurch dünner. Die erforderliche Mindestdicke ist nicht eindeutig bestimmbar. Darüber hinaus sind die zu berücksichtigenden Drücke und Temperaturen über einen längeren Zeitraum nicht bekannt. Weitere Unsicherheiten ergeben sich aus eventuellen Transienten wie dem Schließen der Sicherheitsventile oder dem Aktivieren der Dampferzeuger. An dieser Stelle ist noch hoher Forschungsbedarf. Weiterhin spielen chemische Reaktionen eine Rolle.

Unsicherheiten des EPR Core Catchers



- 0 Ausgangsszenario
- 1 Schmelzvorgang des Kerns (Versagen Hüllrohr, Reaktion Zr – UO₂, ...)
- 2 Schmelzvorgang der Strukturen und des schweren Reflektors
- 3 Durchschmelzen des RDB (Schmelzezusammensetzung, Zeitpunkt, Lokalisierung)
- 4 Verhalten der Schmelze in der Grube (Abtragung der Opferschicht und Schutzschicht, Solidus-/Liquidustemperaturen, Einfluss der Puffer)
- 5 Durchschmelzen des Melt Plugs (Widerstandsfähigkeit der tragenden umliegenden Strukturen, Zeitpunkt)
- 6 Schmelze im Kanal (Änderung der Viskosität durch vorherige Unsicherheiten in der Bildung der Schmelze)
- 7 Ausbreitung der Schmelze (Reaktion mit Opferschicht, Krustenbildung)
- 8 Kühlung der Schmelze (Verfügbarkeit, Wärmeübertragung)
- 9 Langzeitkühlung (Verfügbarkeit, Konditionierung der Schmelze)

Abb. 9.1 Unsicherheiten des EPR Core Catchers

Unsicherheiten der IVR-Strategie

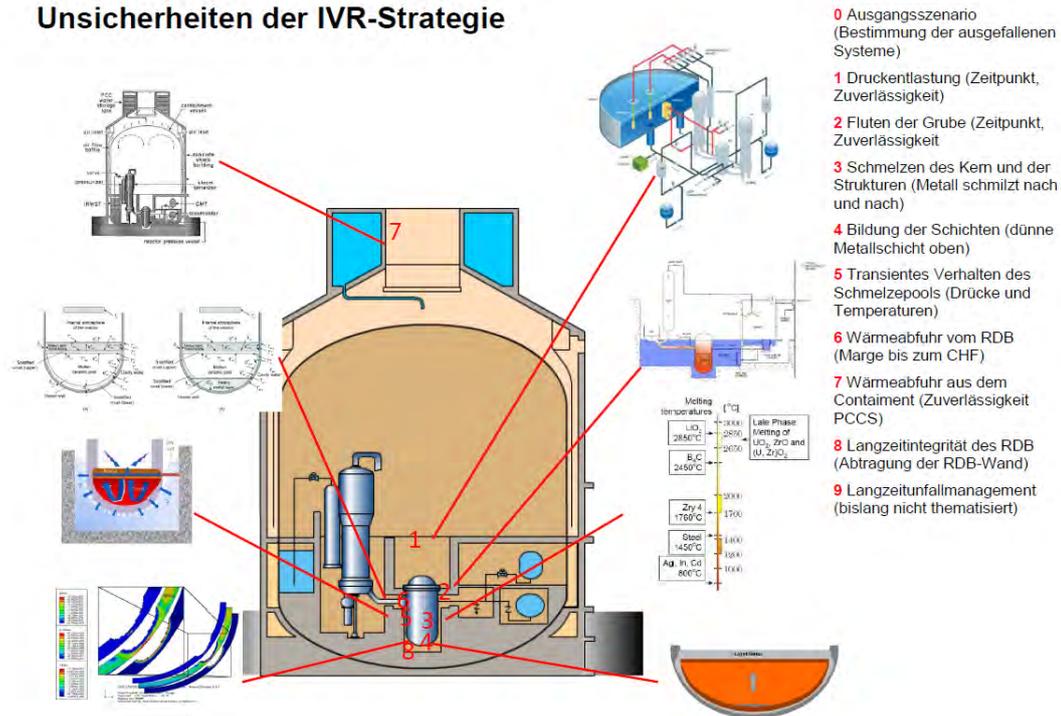


Abb. 9.2 Unsicherheiten der IVR-Strategie (AP1000)

9.4 Ausgewählte länderspezifische Unterschiede der EPR-Versionen

Der European Pressurized Water Reactor (EPR) wurde in der zweiten Hälfte der 90er Jahre von den Unternehmen Framatome (Frankreich) und Siemens (Deutschland) entwickelt. Nach Zusammenschluss der Nuklearaktivitäten dieser Unternehmen zum 1. Januar 2001 wurden die Arbeiten von AREVA NP fortgeführt. Das Konzept und die Technologie des EPRs baut auf den Druckwasserreaktoren der Generation II auf, die von Framatome (N4-Reaktor) und Siemens (KONVOI) verwirklicht wurden.

Derzeit ist weltweit der Bau von vier Anlagen des EPR weit fortgeschritten. Im Jahr 2005 wurde der Bau der finnischen Anlage Olkiluoto-3, im Jahr 2007 der Bau der französischen Anlage Flamanville-3 und im Jahr 2009 der Bau einer Doppelblock-Anlage in Taishan (China) begonnen. Zudem wurde mit dem Bau einer Doppelblock-Anlage am Standort Hinkley Point C (HPC) in Großbritannien begonnen.

Darüber hinaus wurde der Bau des EPR international an mehreren Standorten in Betracht gezogen. In den USA wurden verschiedene Standorte (Nine Mile Point, Calvert Cliffs, Callaway, Bell Bend/Susquehanna) für den US EPR in Betracht gezogen. Die

Bau- und Betriebsgenehmigungsantrag (Combined License Application) wurde jedoch zurückgezogen. Im Jahr 2009 haben AREVA und NPCIL (Nuclear Power Corporation of India Limited) ein Memorandum of Understanding bezüglich des Baus von sechs EPR Reaktoren am Standort Jaitapur im indischen Bundesstaat Maharashtra abgeschlossen. Ziel ist es, mit dem Projekt Jaitapur bis zum Jahr 2017 zu beginnen.

Im Rahmen der Berichtserstellung wurden ausgewählte Auslegungsunterschiede der EPR Versionen erfasst und analysiert. Für die Unterschiede lassen sich grundsätzlich folgende Ursachen anführen:

- Nationale Regelwerke: Der Hauptgrund für die länderspezifischen Auslegungen des EPR liegt vermutlich in den Sicherheitsanforderungen der nationalen Regelwerke. Diese sind sowohl inhaltlich als auch in ihrem Detailgrad nicht deckungsgleich. Ein Beispiel dafür sind unterschiedliche Akzeptanzkriterien, wie beispielsweise die Temperatur im BE-Becken.
- Standortgegebenheiten: Die unterschiedlichen Standortgegebenheiten können (nachträgliche) Anpassungen der Grundausslegung erfordern. Obwohl bei neuen Reaktoren in der Regel abdeckende Standortparameter angestrebt werden, können Auslegungsänderungen insb. hinsichtlich Erdbeben und klimatischen Bedingungen vorliegen. Beispielsweise ist der US-EPR für wärmere Regionen ausgelegt.
- Kundenwünsche: Aufgrund der Bau- und Betriebserfahrung mit den in Betrieb befindlichen Anlagen sind Betreiber oftmals bestrebt, bewährte Prozeduren oder systemtechnische Lösungen beizubehalten. Ein Beispiel hierfür ist die Auslegung des Kontrollraums im französischen EPR, der dem der gegenwärtigen Anlagen nachgebildet ist.
- Industriestandards: Unterschiedliche verwendete Standards in den Ländern können zu Änderungen in den Auslegungen von Komponenten führen. Oftmals werden z. B. regionale Zulieferer aufgrund nationaler Wirtschaftsinteressen eingebunden, deren Produkte zu Abweichungen führen können.
- Auftragszeitpunkt: Der Baubeginn des ersten EPR-Blocks im Jahr 2005 in Finnland erfolgte zwei Jahre vor der Anlage in Flamanville. Die Auslegung des UK-EPR wurde nochmals einige Jahre später fertiggestellt. Zukünftige Anlagen z. B. in Indien werden vermutlich aufgrund neuer Erkenntnisse aus vorangegangenen Projekten ebenfalls weitere Auslegungsänderungen aufweisen. Dies betrifft insbesondere

technische Bereiche, die laufend und zügig Änderungen erfahren, wie z. B. die digitale Leittechnik.

Im Bericht wurden 13 wesentliche Unterschiede detailliert behandelt. Beispielhaft werden hier die Kapitel 3: Design, Codes und Standards und Kapitel 14: Notspeisewassersystem zusammengefasst dargestellt.

Design, Codes und Standards

Der EPR kann sowohl nach dem französischen Standard RCC, als auch nach dem amerikanischen Standard ASME gebaut werden. Die in Bau befindlichen EPR Anlagen basieren auf Teilen des RCC und den speziell für den EPR entwickelten gemeinsamen Deutsch-Französischen EPR Technical Codes (ETC).

Die Abb. 9.3 gibt eine Übersicht zur Verwendung der Codes.

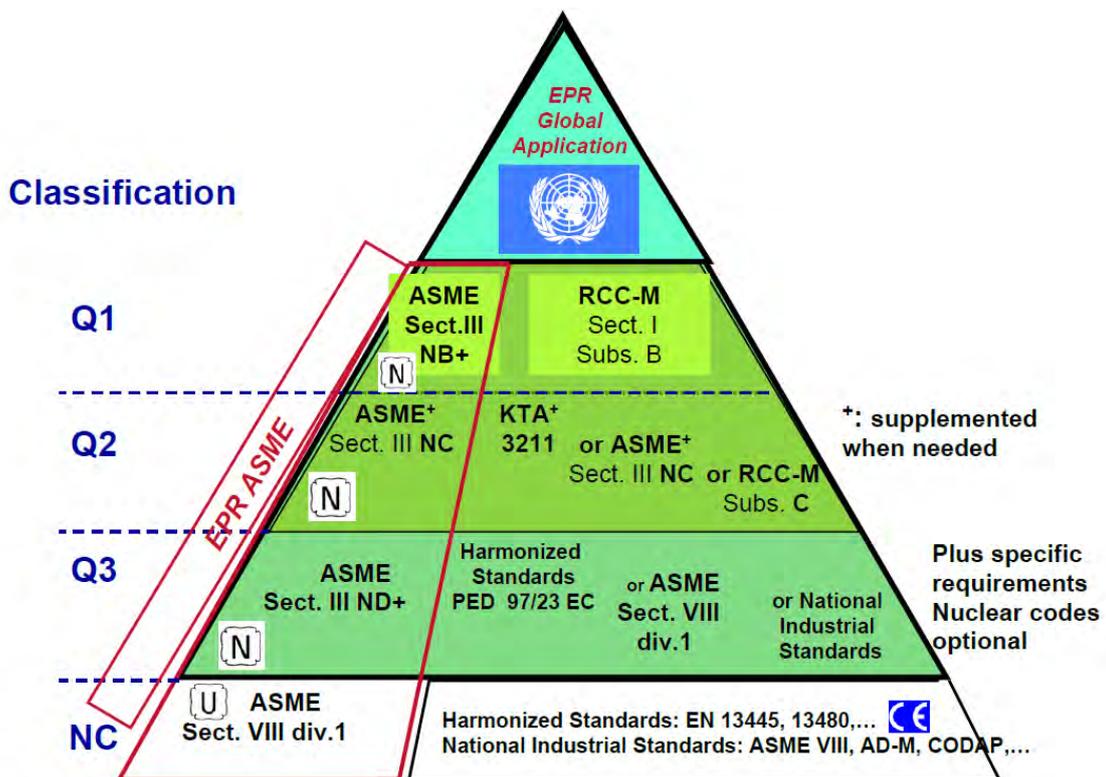


Abb. 9.3 Übersicht der beim EPR verwendeten Codes und Standards

Der EPR Technical Code for Civil Works (ETC-C) dient als Basis für Auslegung und Bau sicherheitsrelevanter baulicher Strukturen beim EPR. Dieser basiert wiederum auf den französischen RCC Codes und verschiedenen Eurocodes.

Für den Brandschutz wurde der EPR Technical Code for Fire Protection (ETC-F) entwickelt. Der Code basiert auf dem französischen RCC-I Code, sowie deutscher KTA-Regeln. Es wurden außerdem EU-Direktiven zum Explosionsschutz berücksichtigt.

In den anderen Bereichen wurde primär auf die französischen RCC-Codes zurückgegriffen. Für einige spezifische Bereiche wurden auch ASME, KTA, Euro code und IEEE angewandt. Tab. 9.2 gibt eine Übersicht der verwendeten Codes in den verschiedenen Ländern.

Tab. 9.2 Verwendete Codes und Standards nach Ländern

	OL3	FA3	US-EPR	UK-EPR	CH-EPR
Sicherheitsklasse 1: mechanische Auslegung & Herstellung des nuklearen Anlagenteils	RCC-M 2005 ASME-XI (ISI)	RCC-M 2007 RSEM (ISI)	ASME III	RCC-M	RCC-M 2007
Alle übrigen Klassen, mechanische Auslegung & Herstellung, nuklearer Anlagenteil,	RCC-M 2005, ASME III/IV, KTA, EN 13445, EN 13480..	RCC-M 2007 ASME III/IV, KTA, EN 13445, EN 13480..	ASME III/IV	RCC-M	RCC-M 2007 Level 2 & 3 ASME III/IV, EN 13445, EN 13480... chinesische Standards
Bautechnische Strukturen, Tiefbau	B4, BY50	ETC-C	ACI	ETC-C	
Elektrisches Design	IEC	RCC-E	IEEE	RCC-E	
Brandschutz	YVL 4.3 RakMK	ETC-F	10CFR50.48NFPA	ETC-F	

Notspeisewassersystem

Während das Notspeisewassersystem in den betrachteten länderspezifischen EPR-Auslegungen identisch konzipiert wurde, gibt es Unterschiede bei den jeweils im Sys-

tem verwendeten Pumpen sowie in der Materialwahl der in den Wassertanks verwendeten Auskleidungen.

Während die Pumpenmotoren der UK und FA3-Ausführung vom Notspeisewasser rückgekühlt werden, werden die Motoren der amerikanischen und finnischen Ausführung durch das HVAC luftgekühlt. Die sicherheitstechnische Klassifizierung des HVAC ist bei allen EPR-Ausführungen identisch. Lediglich in der Kühlkapazität unterscheiden sie sich. Die Unterschiede sind dabei historisch bedingt entstanden. Während der Auslegung der OL3- und US-Version, war es überwiegender Standard Motoren luftgekühlt zu konzipieren. Mit den Konzeptarbeiten an der französischen und britischen Auslegung wurde dann auf eine Lösung mit Rückkühlung gesetzt.

Ein weiterer Unterschied besteht in der Auskleidung des Wasserbehälters des Notspeisewassersystems. Die jeweilige Ausführung ist dabei geprägt von den Erfahrungen im Land. Während man in Frankreich bereits gute Erfahrungen mit Edelstahlverkleidungen gemacht hat, entschied man sich in Deutschland für eine gummierte Plattierung. In **Tab. 9.3** sind die jeweils unterschiedlich ausgeführten Pumpenkühlungen sowie Wassertank-Plattierungen aufgeführt.

Tab. 9.3 Länderspezifische Ausführung der Pumpenkühlung und Wassertankauskleidung des Notspeisesystems

	UK	FA3	OL3	US
Motor	Eigenkühlung mit Notspeisewasser	Eigenkühlung mit Notspeisewasser	Luftgekühlt	Luftgekühlt
Wassertank	Edelstahl Plattierung	Edelstahl Plattierung	Gummierte Plattierung	Edelstahl Plattierung

10 Untersuchungen zur Grenztragfähigkeit von Containmentstrukturen bei äußeren Einwirkungen (AP 9)

10.1 Einleitung

Im AP 9 des Vorhabens 3614R01520 (LV-2) wurden Berechnungen zur Integrität der äußeren Containmentstruktur eines Kraftwerks vom Typ WWER-1000/466B zum Lastfall Flugzeugabsturz (FLAB) durchgeführt. Der vorliegende Beitrag fasst in gekürzter Form die Beschreibung der verwendeten Methoden sowie eine qualitative Diskussion der Ergebnisse zusammen. Er stellt eine Zusammenfassung des als VS-NfD⁴ eingestuften Technischen Berichtes /GRS 17/ dar, in dem insbesondere auch quantitative Angaben zu den Lastannahmen und den Integritätsbewertungen realer Gebäudestrukturen enthalten sind.

Kapitel 10.2 beschreibt Geometrie und Modell des Reaktorgebäudes. Im Rahmen des Vorhabens sollte der Absturz eines größeren Passagierflugzeugs vom Typ Airbus A340 untersucht werden. Kapitel 10.3 beschreibt die Entwicklung eines entsprechenden Stoßkörpermodells. Stoßartige Belastungen lassen sich sowohl über explizite Stoßkörpersimulation als auch das vereinfachte Verfahren untersuchen, bei dem eine Last-Zeit-Funktion (LZF) als Randbedingung auf die Struktur aufgebracht wird. Ein Vergleich dieser Methoden erfolgt anhand einer generischen Stahlbetonplatte (vgl. Abschnitt 10.4.1). Die Review-Arbeiten der GRS zum Sicherheitsbericht für das ursprünglich geplante KKW Belene ergaben, dass die Bügelbewehrung gemäß der Konstruktionsunterlagen Schwächen aufweisen könnte /GRS 11/. In den bisher durchgeführten Berechnungen wurde diese Konstruktion durch die zwei Grenzbetrachtungen „keine Bügelbewehrung“ und Bügelbewehrung mit direkter Verbindung von Bügeln und Biegebewehrung approximiert. Die Unterschiede in den Ergebnissen sind erheblich und zeigen die Notwendigkeit einer Abbildung der Bügel gemäß den vorgefundenen haarnadelförmigen Bügeln sowie die Quantifizierung der Unterschiede zu den in Deutschland üblichen Bügelformen. Die dafür notwendigen Arbeiten umfassen insbesondere die Erstellung von Modellen generischer Stahlbetonplatten sowie die Durchführung von Berechnungen zu FLAB-Szenarien (vgl. Abschnitt 10.4.2). In anlagenspezifischen Berechnungen wird teilweise der Treibstoff durch Anbindung steifigkeitsfreier Massen an

⁴ Verschlussache-Nur für den Dienstgebrauch

die umgebende Schalenstruktur berücksichtigt. Demgegenüber steht alternativ die numerisch aufwendige Modellierungsmethode „Smoothed Particle Hydrodynamics (SPH)“ zur Verfügung. Ein Vergleich dieser Methoden erfolgt in Kapitel 10.6 anhand des postulierten Aufpralls eines Flugzeugs vom Typ Airbus A320.

10.2 Aufbau und Modellbildung der äußeren Containmentstruktur eines WWER-1000/466B Kernkraftwerks

Bei einem WWER-1000/466B Kernkraftwerk, so wie es für den Standort Belene in Bulgarien geplant war, wird für das Containment-Gebäude eine doppelschalige Konstruktion eingesetzt. Die Funktion der äußeren Containmentstruktur besteht darin, den Reaktor gegen Einwirkungen von außen (EVA), beispielsweise FLAB, zu schützen. Sie besteht aus Stahlbeton und hat die folgenden charakteristischen Abmessungen:

- Innendurchmesser: 50,8 m
- Innenhöhe: 63,9 m (gemessen von Oberkante Bodenplatte bei +5,4 m)
- Ansatz Gebäudekuppel (Kämpferlinie): +43,9 m
- Wandstärke: 1,5 m

In den numerischen Simulationen wird das Rechenprogramm LS-DYNA /LST 15/ eingesetzt. Abb. 6.3 zeigt eine äußere Ansicht sowie einen horizontalen Schnitt des Gesamtmodells. Beton wird durch hexaedrische Volumenelemente abgebildet, welche über gemeinsame Knoten mit dem Bewehrungsstahl gekoppelt sind. Im Bereich der Anprallposition der Stoßkörpermodelle ist die Vernetzungsfineinheit erhöht, so dass die durchschnittliche Elementkantenlänge dort 150 mm beträgt. Über die Wanddicke werden insgesamt 10 Elementschichten verwendet. Es wurde hierbei von einer Anprallposition senkrecht auf den Kuppelansatz ausgegangen. Als Randbedingung wurden die Knoten in der unteren Ebene (Bereich Fundament) fixiert, d.h. eine Boden-Bauwerkskopplung wurde bisher nicht berücksichtigt. Innerhalb des verfeinerten Bereiches wird die Bewehrung einschließlich der Schubbewehrung explizit über Balkenelemente (LS-DYNA Balkenelementform 1) dargestellt (vgl. Abb. 10.2). Details zum Bewehrungsgrad sind in Tab. 10.1 aufgeführt. Für das Rechenmodell mussten die Querschnitte von drei Bewehrungsstäben der realen Struktur zu zwei Stäben zusammengefasst werden, so dass der Stababstand im Modell 300 mm beträgt. Außerhalb des Aufprallbereichs wird die Biegebewehrung über Schalenelemente (LS-DYNA Schalenelementform 2) dargestellt, was für die vorgegebenen Bewehrungsgrade Schalendicken von 4,1 mm auf der Innenseite und 3,0 mm auf der Außenseite entspricht.

Schubbewehrung wird außerhalb des Aufprallbereiches nicht berücksichtigt. Die Anbindung der Schalenelemente an die Bewehrung im Aufprallbereich erfolgt über gemeinsame Knoten. Die resultierenden Elementzahlen des Modells sind in Tab. 10.2 aufgeführt.

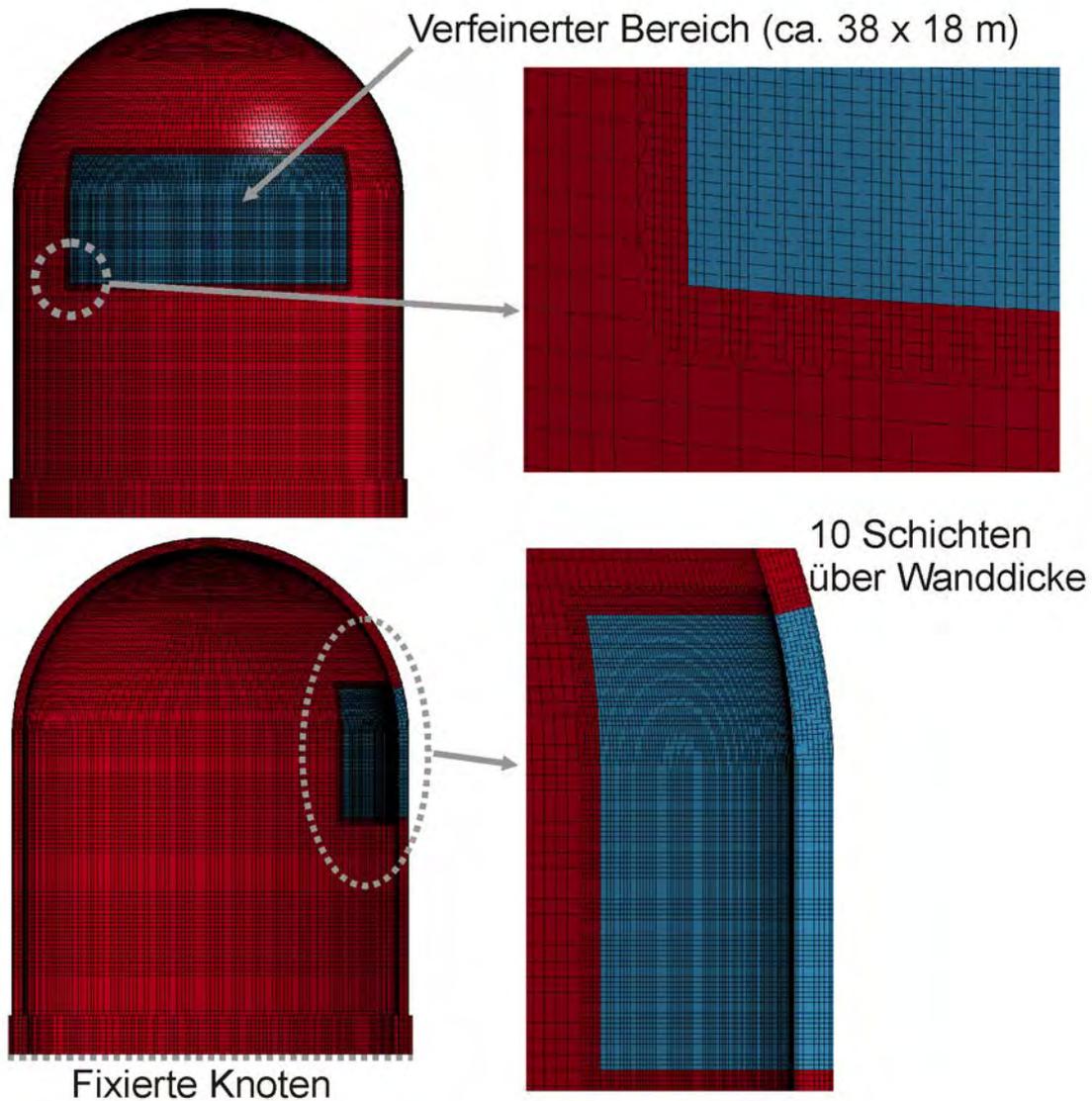


Abb. 10.1 Betonvernetzung des FE-Modells der äußeren Containmentstruktur

Tab. 10.1 Bewehrungsgrad der äußeren Containmentstruktur

	Innen, vertikal	Innen, horizontal	Außen, vertikal	Außen, horizontal	Bügel
Stabdurchmesser	D36, D32	D36, D32	D28	D28	D16
Abstand	0,2 m				
Bewehrungsdichte	52 cm ² /m	51 cm ² /m	31 cm ² /m	31 cm ² /m	50,3 cm ² /m ²

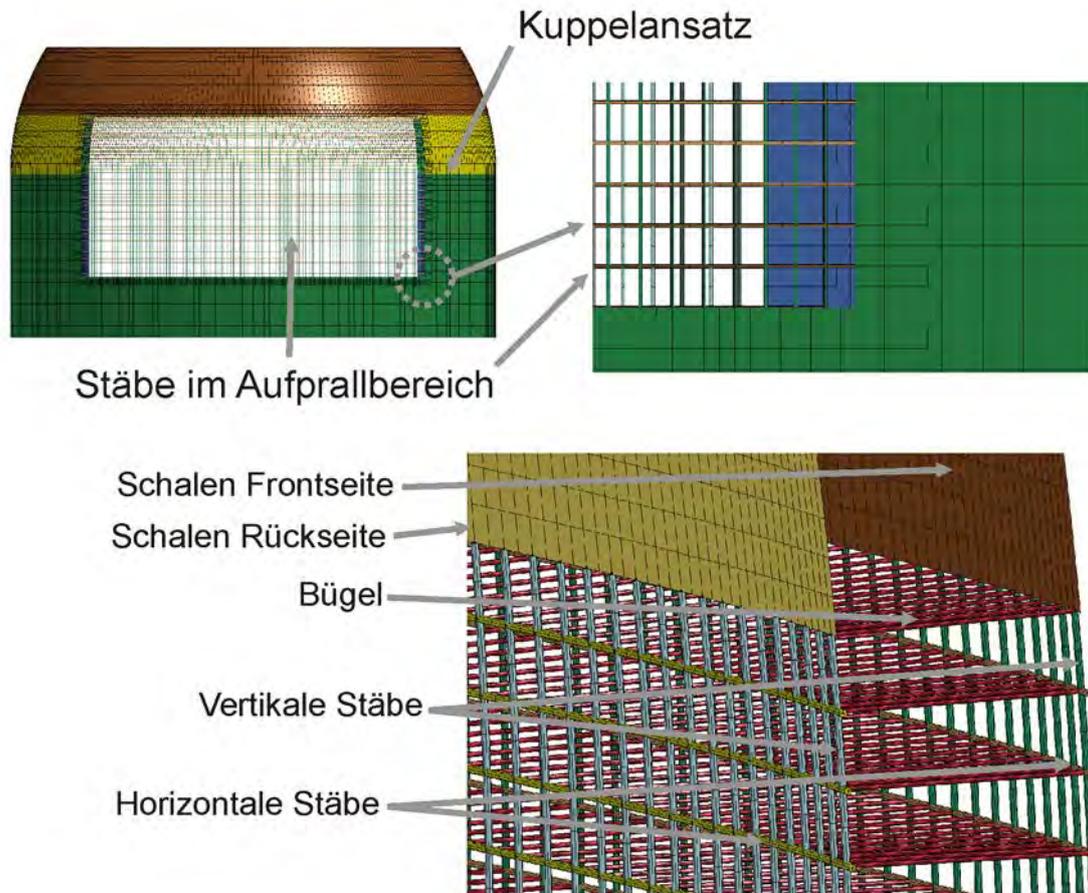


Abb. 10.2 Bewehrungsnetzung des FE-Modells der äußeren Containmentstruktur

Tab. 10.2 Elementzahlen des FE-Modells der äußeren Containmentstruktur

Komponente	Anzahl	Elementtyp
Beton, gesamt	659.160	Volumen (ELFORM=1)
Beton im Aufprallbereich	189.000	Volumen (ELFORM=1)
Beton im äußeren Bereich	470.160	Volumen (ELFORM=1)
Bewehrung im Aufprallbereich, gesamt	93.006	Balken (ELFORM=1)
Biegebewehrung im Aufprallbereich	37.200	Balken (ELFORM=1)
Bügel im Aufprallbereich	55.806	Balken (ELFORM=1)
Biegebewehrung im äußeren Bereich	92.016	Schalen (ELFORM=2)

Bei der Materialmodellierung von Beton und Bewehrungsstahl wurden die im Vorhaben 3611R01504 (AP 7) /GRS 13/ beschriebenen Materialmodelle und Parametersätze verwendet. Hier wurde das Rechenprogramm ANSYS AUTODYN /ANS 10/ eingesetzt, welches teilweise sehr lange Rechenzeiten benötigt und gewisse Beschränkungen bezüglich der Modellgröße aufweist. Darüber hinaus ist eine Abbildung komplexerer Anordnungen von Bewehrung (vgl. die in Kapitel 10.4 beschriebenen Bügelstrukturen) mit AUTODYN schwer realisierbar. Daher wurde für die Untersuchungen im Rahmen des Vorhabens 3614R01520 (LV-2) das alternative Rechenprogramm LS-DYNA /LST 15/

eingesetzt. Das für den Bewehrungsstahl bisher eingesetzte Festigkeitsmodell nach Johnson und Cook /JOH 83/ steht auch in LS-DYNA zur Verfügung. Weiterhin steht das von Riedel, Hiermaier und Thoma ursprünglich für AUTODYN entwickelte RHT-Modell /RIE 10/ für Beton mittlerweile auch in LS-DYNA zur Verfügung /BOR 11/.

Die in FE-Rechnungen ermittelten Dehnungen in den Balkenelementen, die die Bewehrungsstäbe approximieren, beziehen sich auf mittlere Dehnungen entlang der Länge eines Elementes. Dies hat zur Folge, dass stark lokalisierte Bewehrungsdehnungen, die z. B. innerhalb der wesentlich schmaleren Betonrisse mit Rissweiten von weniger als 0,5 mm auftreten können, mit den derzeit rechenbaren Netzfeinheiten nicht erfasst werden können. Aus diesem Grund werden für die Versagensdehnungen von Bewehrungsstählen häufig geringere als typische experimentell bestimmte Bruchdehnungen (ca. 14 %) angesetzt. Auf diesen Sachverhalt wird unter anderem in /ARR 07/ hingewiesen. In den Referenzrechnungen der vorliegenden Analysen wird als Versagenskriterium für Bewehrungsstahl eine plastische Dehnung von 5 % angenommen. Diese Empfehlung entspricht den Angaben des Leitfadens /NEI 11/. Im Rahmen einer Parameterstudie wurden auch höhere Werte (20 %) für die Bruchdehnung erprobt. Erhöhungen der Festigkeit und Verformbarkeit des Stahls infolge von Dehnrateneffekten wurden bislang nicht berücksichtigt, da entsprechende Materialdaten für die hier verwendeten Werkstoffe der GRS nicht vorliegen. Prinzipiell ist die Vernachlässigung der dehnratenabhängigen Festigkeitssteigerung konservativ.

10.3 Entwicklung und Validierung eines Stoßkörpermodells eines Passagierflugzeugs vom Typ Airbus A340-600

Im Rahmen des Vorhabens wurde für das Rechenprogramm LS-DYNA ein vereinfachtes Stoßkörpermodell für ein Passagierflugzeug des Typs Airbus A340-600 entwickelt. Wesentliche Komponenten des Modells sind in Abb. 10.3 dargestellt. Es besteht im Wesentlichen aus Schalenstrukturen, zu deren Abbildung insgesamt etwa 330 Tsd. Schalenelemente benutzt werden. Dies entspricht einer durchschnittlichen Elementkantenlänge von 100 mm. Zur genaueren Abbildung der Massenbelegung sind Flügel, Rumpf und Zwischenböden entlang der Flugzeuglängsachse in 0,94 m breite Segmente unterteilt. Bugrad, Haupt- und Zentralfahrwerk sind mit Balkenelementen mit dem entsprechenden Zwischenboden verbunden. Bei der Triebwerksmodellierung wurde ein Triebwerk des Typs Trent556 zugrunde gelegt. Es ist darauf hinzuweisen, dass das verwendete Triebwerksmodell (siehe Abb. 10.3) nicht zur Beurteilung von lokalen

Schädigungsmechanismen infolge des Aufpralls von nicht verformbaren Triebwerkskomponenten wie etwa der verschiedenen Triebwerkswellen geeignet ist. Dazu wären separate Untersuchungen mit einer wesentlich detaillierten Modellierung der realen Triebwerksstruktur sowie einer wesentlich feineren Vernetzung der Stahlbetonstruktur erforderlich.

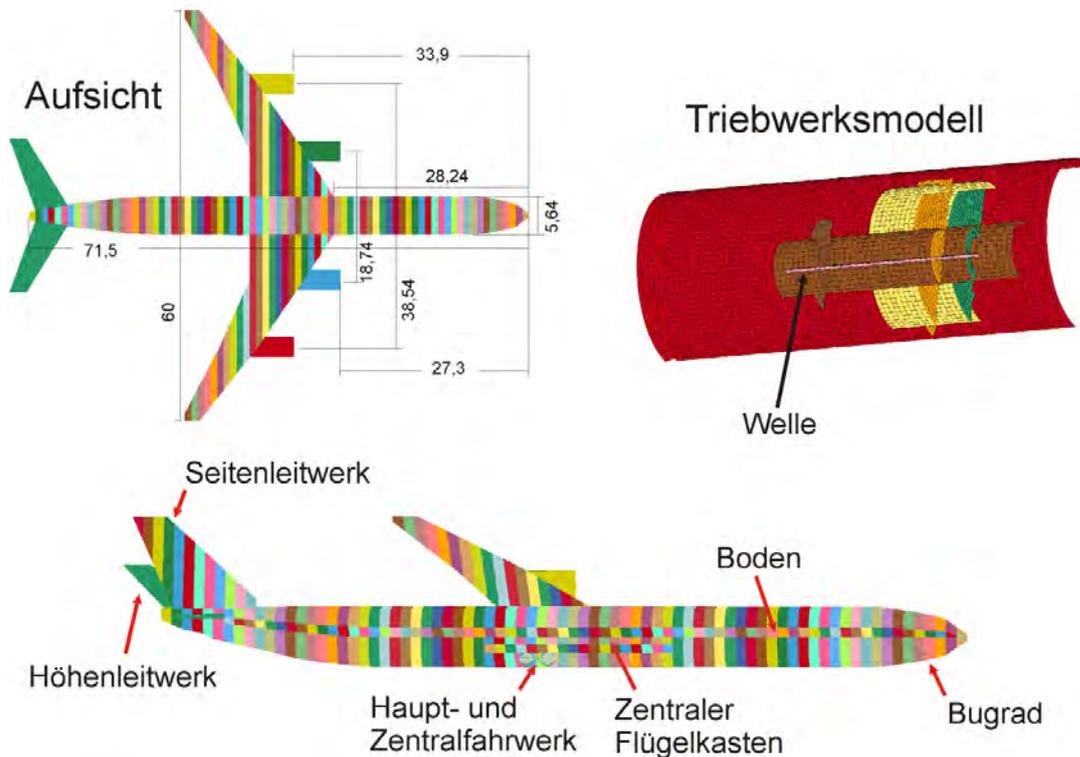


Abb. 10.3 Details des vereinfachten Stoßkörpermodells eines Flugzeugs vom Typ Airbus A340-600 für LS-DYNA

Die geometrischen Parameter der Flugzeugstruktur lassen sich frei zugänglichen Dokumenten /AIR 15/ entnehmen. Bezüglich der Gesamtmassen einzelner Komponenten und insbesondere der Massenverteilung entlang der Flugzeuglängsachse sind Annahmen erforderlich, da hierzu üblicherweise keine Informationen von Herstellern oder Fluggesellschaften mit dem benötigten Detaillierungsgrad zur Verfügung stehen.

In Abb. 10.4 werden normierte Ergebnisse der Stoßkörpersimulationen mit denen der Riera-Methode bezüglich Stoßkraft, Impulsübertrag, Restgeschwindigkeit und Berstlänge verglichen. Dabei werden die numerisch berechneten Kontaktkräfte einer 20 Hz bzw. 180 Hz Tiefpassfilterung unterzogen, um die teilweise stark ausgeprägten numerisch bedingten Oszillationen zu glätten. Gewisse Abweichungen treten während des Aufpralls der teiharten Turbinenstrukturen (Zeitbereich: 0,3 – 0,4) auf, für die Annahmen des Riera-Modells (ideal-plastischer Stoß) nicht zutreffen. Es zeigt sich, dass be-

zogen auf die Spitzenlast der Anteil der Berstlast weniger als 10 % beträgt /GRS 17/. Der Impulsübertrag ist erwartungsgemäß in der FE-Simulation etwas höher als der Anfangsimpuls des Stoßkörpermodells, was sich durch einen gewissen Anteil elastischer Verformung begründet (vgl. z.B. /HEC 15/). Da die Riera-Methode einen idealplastischen Stoß annimmt, entspricht hier der Impulsübertrag dem Anfangsimpuls.

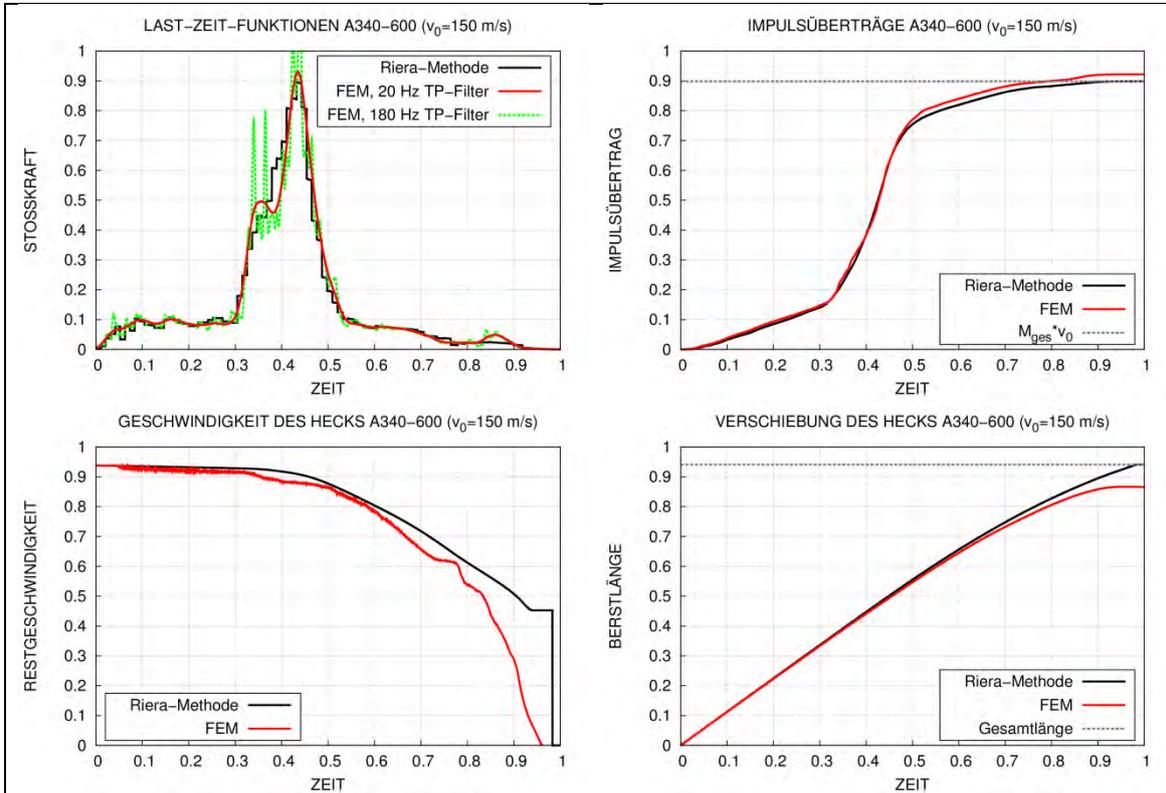


Abb. 10.4 Vergleich des Stoßkörpermodells mit der Riera-Methode ($v_0=150$ m/s)

10.4 Numerische Studien anhand einer generischen Stahlbetonplatte

Für die Untersuchungen bezüglich des Vergleiches der gekoppelten Simulation mit dem vereinfachten Verfahren sowie der Wirksamkeit unterschiedlicher Bügelkonstruktionen wurde ein flexibles Modell einer generischen Stahlbetonplatte erstellt. Dies stellt eine Vereinfachung gegenüber der realen Containmentstruktur dar, mittels der sich prinzipiell Effekte der genannten Fragestellungen aufzeigen lassen. Für den Vergleich von gekoppelter Simulation dient eine ebene Targetstruktur, da Untersuchungen mit gekrümmten Targetstrukturen zusätzliche Unsicherheiten bezüglich der Winkelabhängigkeit der LZF enthalten würden. Weiterhin erfordert die Auflösung von Unterschieden von Bügelbewehrungstypen eine höhere Netzfeinheit als die im Modell der äußeren Containmentstruktur (vgl. Kapitel 10.2) realisiert werden konnte. Die äußeren Abmessungen der 1,5 m dicken generischen Platte betragen 50 m in horizontaler und 15 m in

vertikaler Richtung. Als Randbedingung wird eine feste Einspannung der Platte an den seitlichen Flächen vorgegeben. Bezüglich der Bewehrungsdichte und Anordnung orientiert sich das Modell an der Konstruktion der äußeren Containmentstruktur eines Kraftwerks von Typ WWER-1000/466B. Hierzu wurden anlagenspezifische Informationen /ISA 08/, /BEL 10/ berücksichtigt. Die Abstände der Bewehrungsstäbe betragen wie in der realen Struktur jeweils 200 mm, d. h. jeder Stab wird explizit berücksichtigt und es erfolgt keine modellmäßige Zusammenfassung verschiedener Stäbe. Auf der Rückseite, d.h. der lastabgewandten Seite, betragen die Stabdurchmesser 36 mm und auf der Frontseite 32 mm. Es wird auf jeder Seite eine Betonüberdeckung der Biegebewehrung von 140 mm angenommen. Bezüglich Bügelbewehrung werden die in Abb. 10.5. dargestellten Varianten analysiert. Die haarnadelförmigen Bügel weisen gemäß der vorliegenden Konstruktionsunterlagen einen Durchmesser von 16 mm auf. Sie werden gegenläufig eingesetzt und umschließen jeweils zwei horizontale Bewehrungsstäbe. Für die Variante der C-förmigen Bügel sowie die numerische Variante mit direkter Verbindung von Bügeln und Biegebewehrung entfällt lediglich ein Bügel auf einen Kreuzungspunkt der Biegebewehrung. Entsprechend erhöht sich der Durchmesser um den Faktor $\sqrt{2}$, was einen vergleichbaren Bügelbewehrungsgrad sicherstellt. Die Stäbe der Biegebewehrung sowie die direkten Bügelverbindungen sind über gemeinsame Knoten mit dem Beton verbunden. Für haarnadelförmige und C-förmige Bügel erfolgt die Anbindung über die in LS-DYNA verfügbare Option *Constrained_Lagrange_in_Solid.

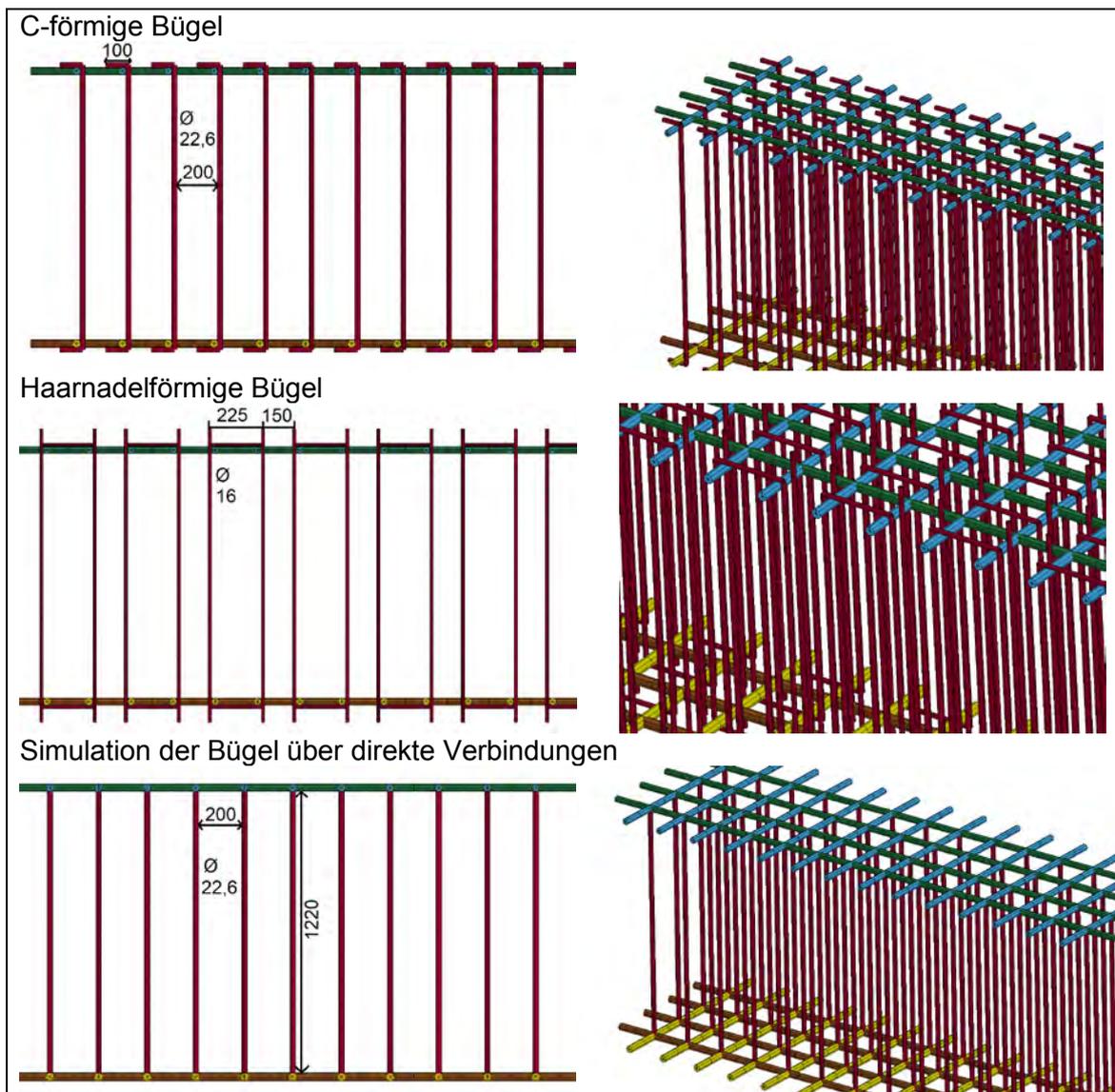


Abb. 10.5 Modellierung verschiedener Typen von Biegelbewehrung der generischen Stahlbetonplatte

Die Elementkantenlänge von Beton und Biegebewehrung beträgt in horizontaler und vertikaler Richtung jeweils 100 mm. Über die Plattendicke von 1,5 m werden insgesamt 16 Betonelemente verwendet, wobei jeweils zwei Elementschichten für die 140 mm starke Betonüberdeckung der Bewehrung verwendet werden. Es werden die gleichen Materialdaten wie für das Modell der äußeren Containmentstruktur verwendet (vgl. Kapitel 10.2).

10.4.1 Vergleich von gekoppelter Simulation und vereinfachtem Verfahren

Das vereinfachte Verfahren erfordert neben der Spezifikation einer LZF auch die Angabe von Aufprallflächen. Abb. 10.6 zeigt den Rumpfquerschnitt sowie Annahmen zu

drei Teilflächen für ein Flugzeug des Typs Airbus A340-600. Die Bereiche zwischen Flügelspitzen und den rumpffernen Triebwerken werden vernachlässigt. Ebenso werden im vereinfachten Verfahren lokale Effekte infolge des Aufpralls von harten und teilharten Triebwerkstrukturen nicht berücksichtigt. Der Aufprall erfolgt mittig, d. h. die Mittelachse des Rumpfes ist senkrecht auf das Zentrum der generischen Stahlbetonplatte gerichtet. Der Vergleich mit der gekoppelten Simulation erfolgt exemplarisch anhand der generischen Stahlbetonplatte mit haarnadelförmigen Bügeln. Es wurden Untersuchungen zu zwei Aufprallgeschwindigkeiten $v_1 < v_2$ durchgeführt. Den Ausgangspunkt für die LZF bilden zeitlich gemittelte Ergebnisse der Riera-Methode.

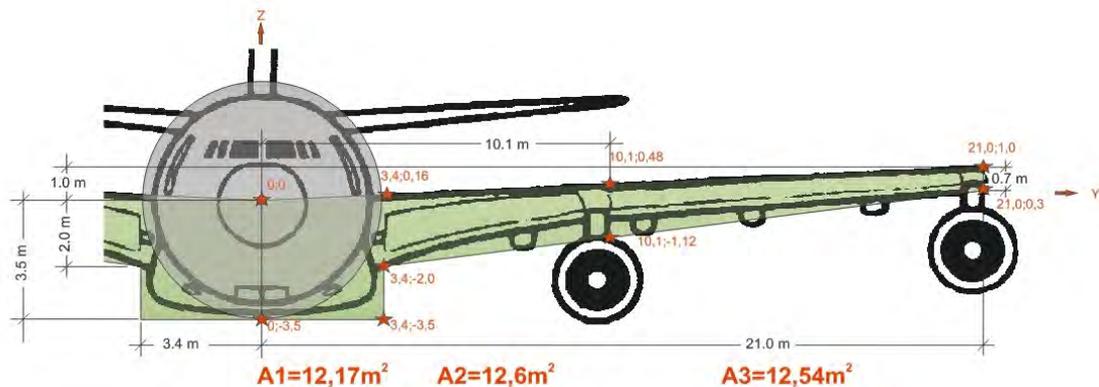


Abb. 10.6 Geometrie der Aufprallflächen im vereinfachten Verfahren für ein Flugzeug von Typ Airbus A340-600

In Abb. 10.7 werden zur Aufprallgeschwindigkeit v_1 nach vereinfachtem Verfahren und gekoppelter Simulation berechnete Konturen des Schädigungsparameters von Beton auf der Frontseite miteinander verglichen. Es zeigt sich, dass im vereinfachten Verfahren im Aufprallbereich keinerlei Schädigung auftritt. Die als Druckrandbedingung aufgebrachte LZF weist zu jedem Zeitpunkt Werte unterhalb der Betondruckfestigkeit auf, weswegen Schädigung auf der Frontseite nicht zu erwarten ist. Im Gegensatz hierzu zeigt das Schädigungsbild bei der gekoppelten Simulation infolge der zwischenzeitlich sehr hohen Lastspitzen in den Kontaktkräften deutlich die Form einer geometrischen Projektion der Flugzeugstrukturen.

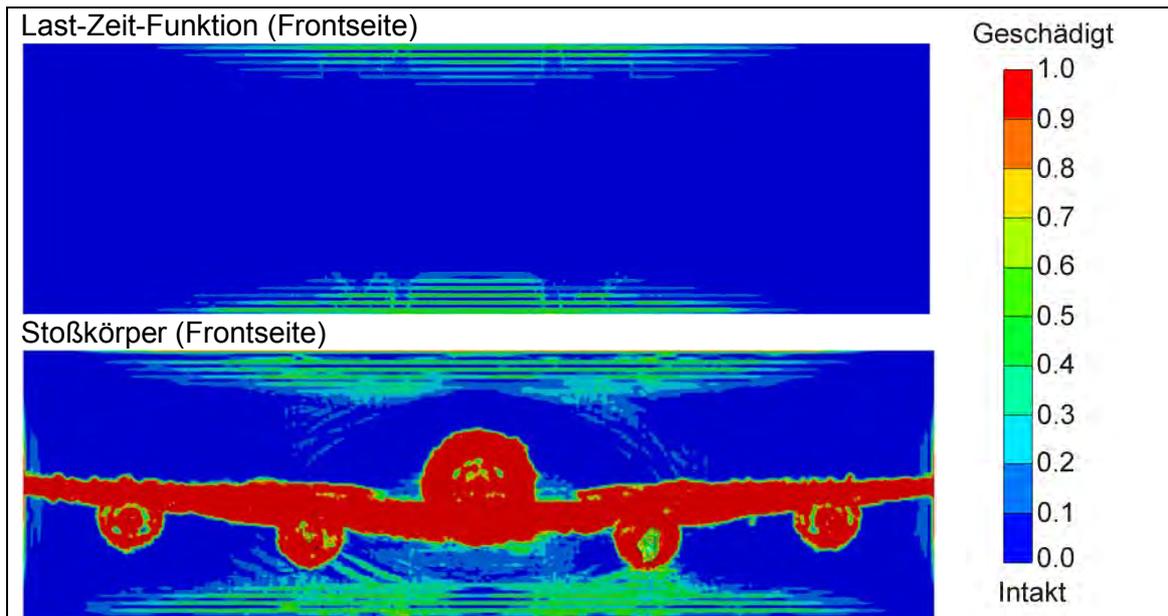


Abb. 10.7 Vergleich von Betonschädigungen auf der Frontseite der generischen Platte 500 ms nach dem Aufprall (Haarnadelbügel, v_1)

In Abb. 10.8 werden zur Aufprallgeschwindigkeit v_1 die Betonschädigungen auf der Plattenrückseite miteinander verglichen. In beiden Fällen sind im Schädigungsbild einzelne horizontal verlaufende Bewehrungsstäbe erkennbar. Tendenziell werden in der Stoßkörpersimulation stärker ausgeprägte Betonschädigungen berechnet als im vereinfachten Verfahren. Dies betrifft sowohl das Ausmaß der Schädigung im Bereich von Rumpf und zentralem Flügelkasten als auch die Größe des geschädigten Bereiches. In beiden Fällen kommt es allerdings zu geringen globalen Verformungen und geringen Dehnungen der Bewehrungsstäbe, d. h. in beiden Simulationen wird gemäß /CEB 88/ qualitativ die gleiche Schadensklasse („Risse: Der Beton ist gerissen und die Bügelbewehrung wurde aktiviert“) prognostiziert. Details zur Einteilung in Schadensklassen sind in Abschnitt 10.4.2 enthalten.

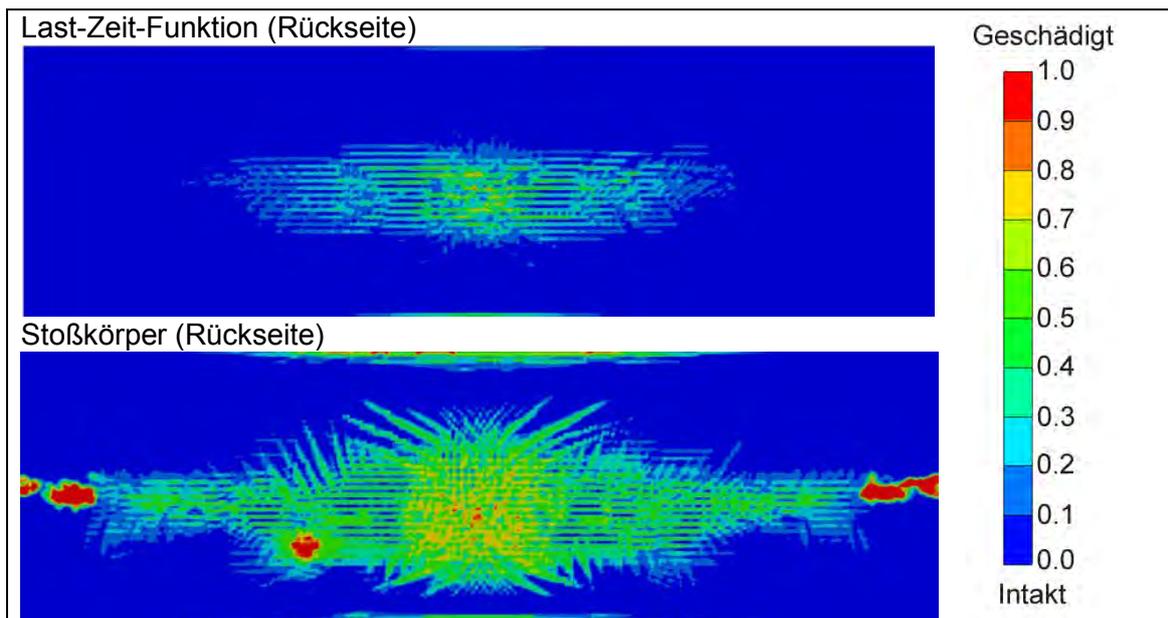


Abb. 10.8 Vergleich von Betonschädigungen auf der Rückseite der generischen Platte 500 ms nach dem Aufprall (Haarnadelbügel, v_1)

In Abb. 10.9 werden Zeitverläufe der zentralen Plattenverschiebung miteinander verglichen. Es zeigt sich, dass insbesondere während des Aufpralls der Flügelstruktur mit der gekoppelten Simulation höhere Verschiebungen berechnet werden.

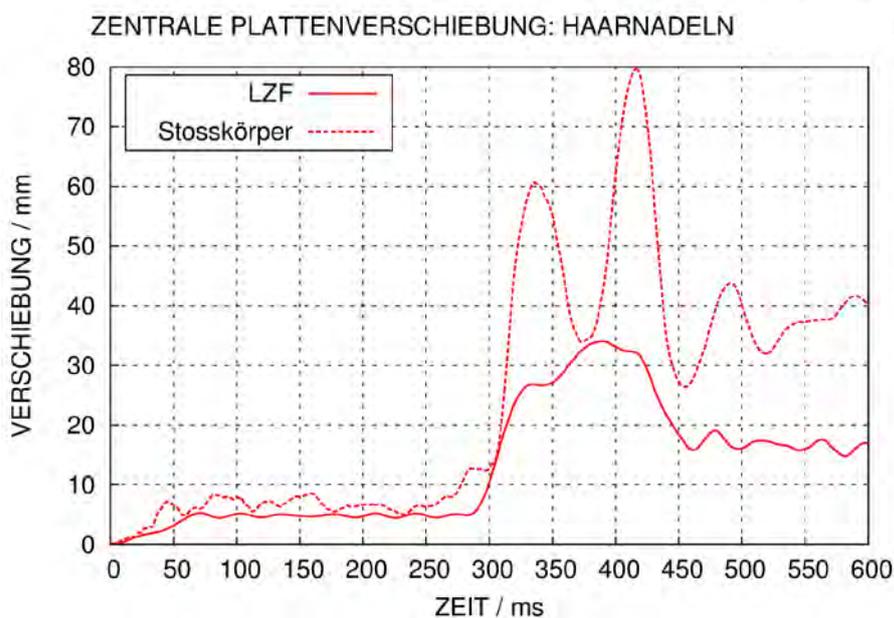


Abb. 10.9 Vergleich von zentralen rückseitigen Verschiebungen der generischen Stahlbetonplatte bei verschiedenen Methoden des Belastungseintrags (Haarnadelbügel, v_1)

Bei einer Erhöhung der Aufprallgeschwindigkeit auf v_2 kommt es mit beiden Simulationsmethoden zum großflächigen Auftrennen der Biegebewehrung und zur Perforation der Stahlbetonplatte. In Abb. 10.10 werden die zugehörigen Betonschädigungen auf der Frontseite der Platte verglichen.

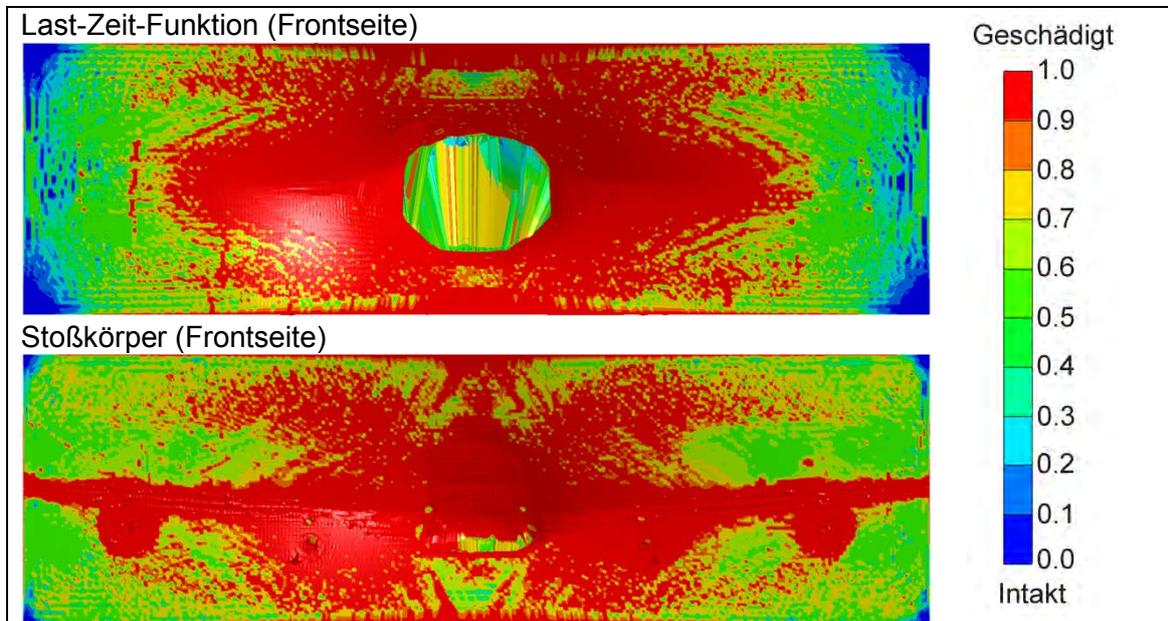


Abb. 10.10 Vergleich von Betonschädigungen auf der Frontseite der generischen Platte 380 ms nach dem Aufprall (Haarnadelbügel, v_2)

Der Vergleich der rückseitigen Schädigungen in Abb. 10.11 zeigt, dass in beiden Fällen die Stahlbetonplatte im Bereich der Rumpfstruktur durchschlagen wird. Qualitativ prognostizieren beide Berechnungsmethoden gemäß /CEB 88/ die gleiche Schadensklasse („Perforation: Die rückseitige Biegebewehrung wurde durchtrennt.“). Der Durchmesser des Loches ist in beiden Simulationen vergleichbar, wobei tendenziell die Schädigung in der gekoppelten Simulation außerhalb des Rumpfbereiches weniger stark ausgeprägt ist. Auffällig ist ebenfalls, dass in diesem Fall die zentralen Plattenverschiebungen im vereinfachten Verfahren schneller anwachsen als in der gekoppelten Simulation (vgl. Abb. 10.12). Eine Erklärung hierfür besteht darin, dass die Nachgiebigkeit der Targetstruktur bei den Lastannahmen nicht berücksichtigt wird. Demzufolge wird in /NEI 11/ darauf hingewiesen, dass die Anwendung des vereinfachten Verfahrens bei stark verformbaren Zielstrukturen eine konservative Annahme darstellen kann.

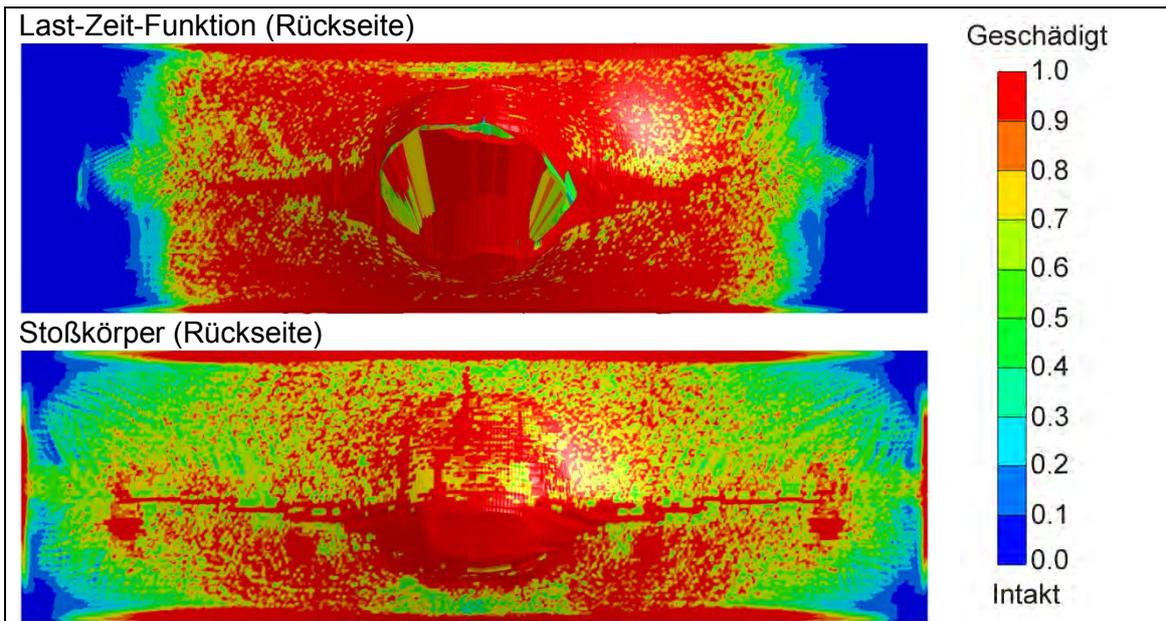


Abb. 10.11 Vergleich von Betonschädigungen auf der Rückseite der generischen Platte 380 ms nach dem Aufprall (Haarnadelbügel, v_2)

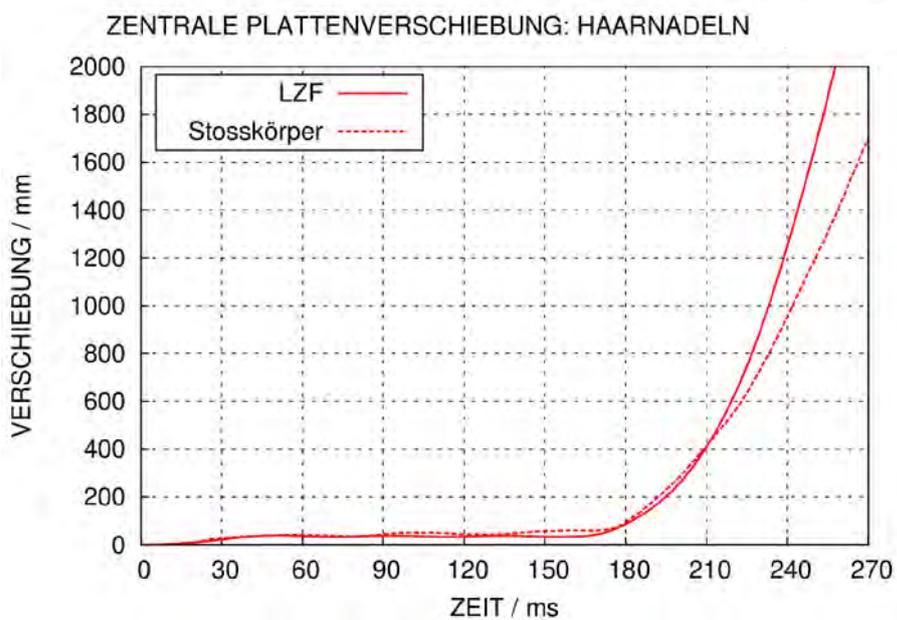


Abb. 10.12 Vergleich von zentralen rückseitigen Verschiebungen der generischen Stahlbetonplatte bei verschiedenen Methoden des Belastungseintrags (Haarnadelbügel, v_2)

10.4.2 Analysen zur Wirksamkeit verschiedener Ausführungen der Bügelbewehrung

Die Untersuchungen zur Wirksamkeit verschiedener Ausführungen der Bügelstrukturen wurden durch gekoppelte Simulationen durchgeführt. Es zeigt sich, dass es mit einer Erhöhung der Aufprallgeschwindigkeit zu einem lokalen Durchstanzversagen der Stahlbetonplatte kommt. Wie bereits in Abschnitt 10.4.1 gezeigt, ist die Tragfähigkeit für eine mit haarnadelförmigen Bügeln bewehrte Stahlbetonplatte bei einer Aufprallgeschwindigkeit von v_2 deutlich überschritten. Dahingegen werden bei einer Aufprallgeschwindigkeit von v_1 lediglich geringe Schäden prognostiziert (vgl. Abb. 10.13). Aus diesem Grund wurde die Aufprallgeschwindigkeit ausgehend von v_1 schrittweise erhöht, bis es zu einer Perforation der Platte in sämtlichen Modellvarianten kommt. Für den Vergleich der Bügelvarianten erfolgt eine Einteilung in folgende Schadensklassen (vgl. /CEB 88/):

- Risse: Der Beton ist gerissen und die Bügelbewehrung wurde aktiviert.
- Beinahe-Perforation: Einzelne Bügel wurden durchtrennt und die Membranwirkung der rückseitigen Biegebewehrung wurde aktiviert.
- Perforation: Die rückseitige Biegebewehrung wurde durchtrennt.

Die Einteilung in Schadensklassen erfolgt anhand einer Bewertung von Bewehrung im horizontalen Querschnitt im Zentrum der Stahlbetonplatte sowie anhand der Zeitverläufe der zentralen Plattenverschiebungen auf der Rückseite. Der Zeitpunkt des Aufpralls der Flügelstrukturen ist in den Plattenverschiebungen jeweils deutlich erkennbar. Rückschlüsse auf den Schädigungszustand der Stahlbetonplatte erlaubt die Frequenz der Plattenverschiebung, welche bei geringer Schädigung höher ist als bei stärker ausgeprägter Schädigung. Ausgewählte Ergebnisse der Schadensklasseneinteilung sind in Tab. 10.3 aufgeführt. Ab einer Aufprallgeschwindigkeit von v_3 kommt es für die Modellvariante mit haarnadelförmigen Bügeln zu einem großflächigen Aufreißen der rückseitigen Biegebewehrung und einer Perforation der Stahlbetonplatte (vgl. Abb. 10.14 und Abb. 10.15). Dahingegen befindet sich die Stahlbetonplatte in der Modellvariante mit C-förmigen Bügeln noch in der Schadensklasse der Beinahe-Perforation. Mit zunehmender Betonschädigung verliert der Beton seine Funktion bei der Übertragung von Scherkräften zwischen parallel verlaufenden Haarnadelbügeln. Dies kann zur Folge haben, dass zur Frontseite geöffnete Haarnadeln aus der Stahlbetonplatte ausgeworfen werden. Es ist jedoch darauf hinzuweisen, dass im Rahmen dieses Vorhabens lediglich eine vereinfachte Geometrie möglicher Targetstrukturen betrachtet werden

konnte. Diese Geometrie wurde derart festgelegt, dass es zu einem vordringlichen Durchstanzversagen der Stahlbetonplatte kommt. Tendenziell ist die Schädigung in den Simulationen mit der numerisch vereinfachten direkten Bügelverbindung jeweils am stärksten ausgeprägt. Ab einer Aufprallgeschwindigkeit von ($v_3 - 15$ m/s) kommt es für diese Darstellung der Bügelbewehrung zur Perforation. Daher werden mit einer direkten Bügelverbindung der Biegebewehrungsstäbe konservative Ergebnisse bezüglich des Durchstanzversagens erzielt.

Schlussfolgernd lässt sich aus den Untersuchungen an der generischen Stahlbetonplatte feststellen, dass Details der Bewehrungsanordnung mit den verfügbaren Analysemethoden abgebildet werden können und teilweise eine wesentliche Rolle spielen. Es ist geplant, zusätzliche Untersuchungen zum Einfluss von Details der Bewehrungsanordnung an dem Reaktorgebäudemodell vom Typ WWER-1000/466B durchzuführen.

Tab. 10.3 Zuordnung von Simulationsergebnissen zu Schadensklassen einer generischen Stahlbetonplatte bei Variation von Bügelbewehrungsausführung und Aufprallgeschwindigkeit (R=Risse, BP=Beinahe Perforation, P=Perforation)

Differenz der Aufprallgeschwindigkeit zu v_3 [m/s]	Schadensklasse		
	Haarnadel	C-Form	Direkt
- 20	R	R	BP
- 15	BP	BP	P
- 10	BP	BP	P
- 5	BP	BP	P
0	P	BP	P
+ 5	P	P	P

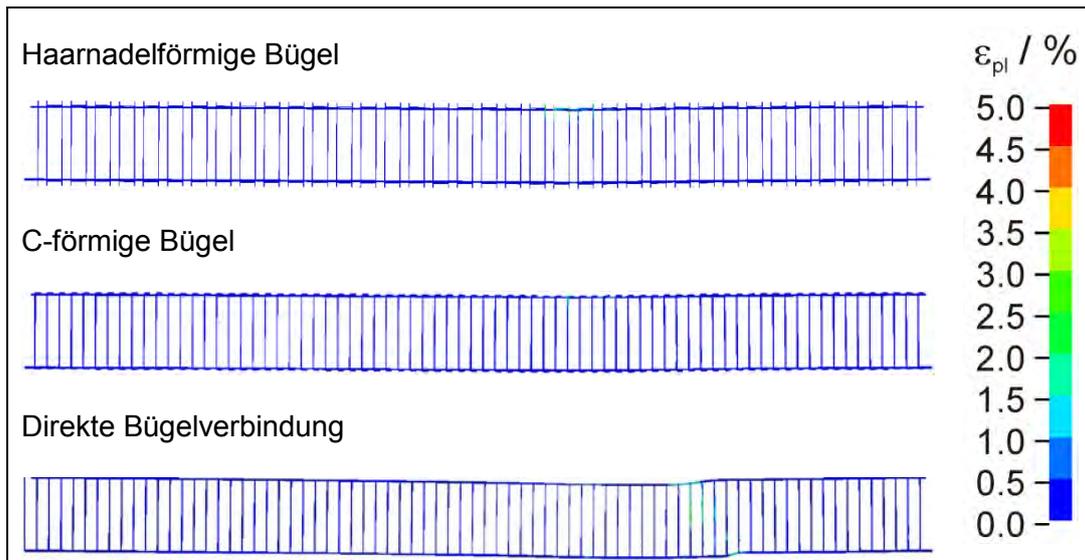


Abb. 10.13 Plastische Dehnungen bei Aufprallgeschwindigkeit v_1 nach 500 ms

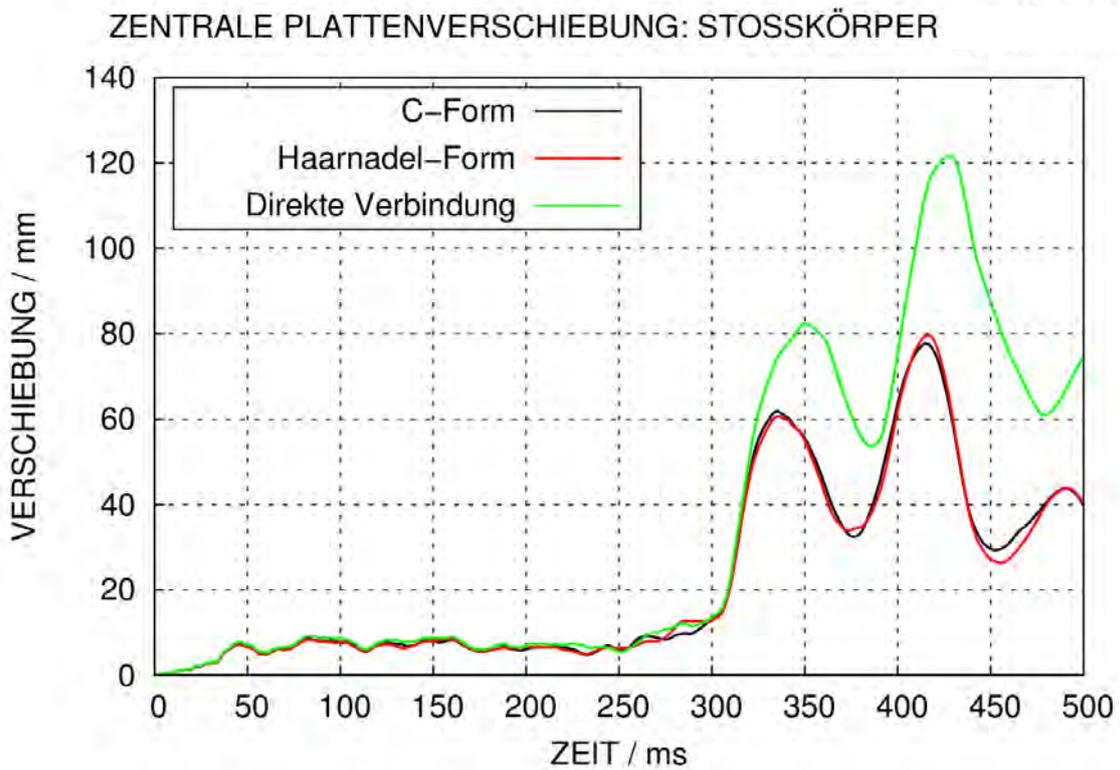


Abb. 10.14 Zentrale rückseitige Plattenverschiebungen zu verschiedenen Bügelbewehrungsarten bei einer Aufprallgeschwindigkeit von v_1

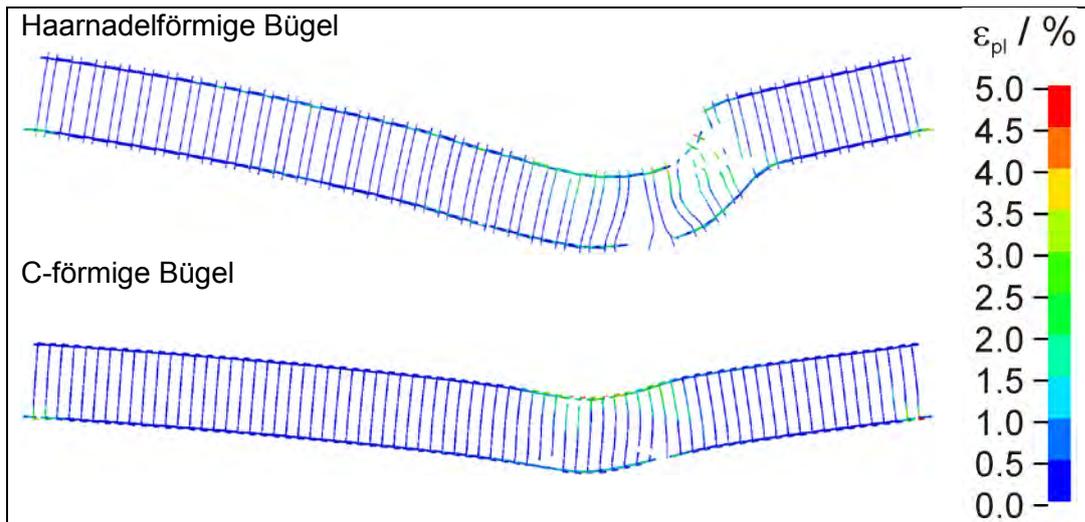


Abb. 10.15 Plastische Dehnungen bei Aufprallgeschwindigkeit v_3 nach 620 ms

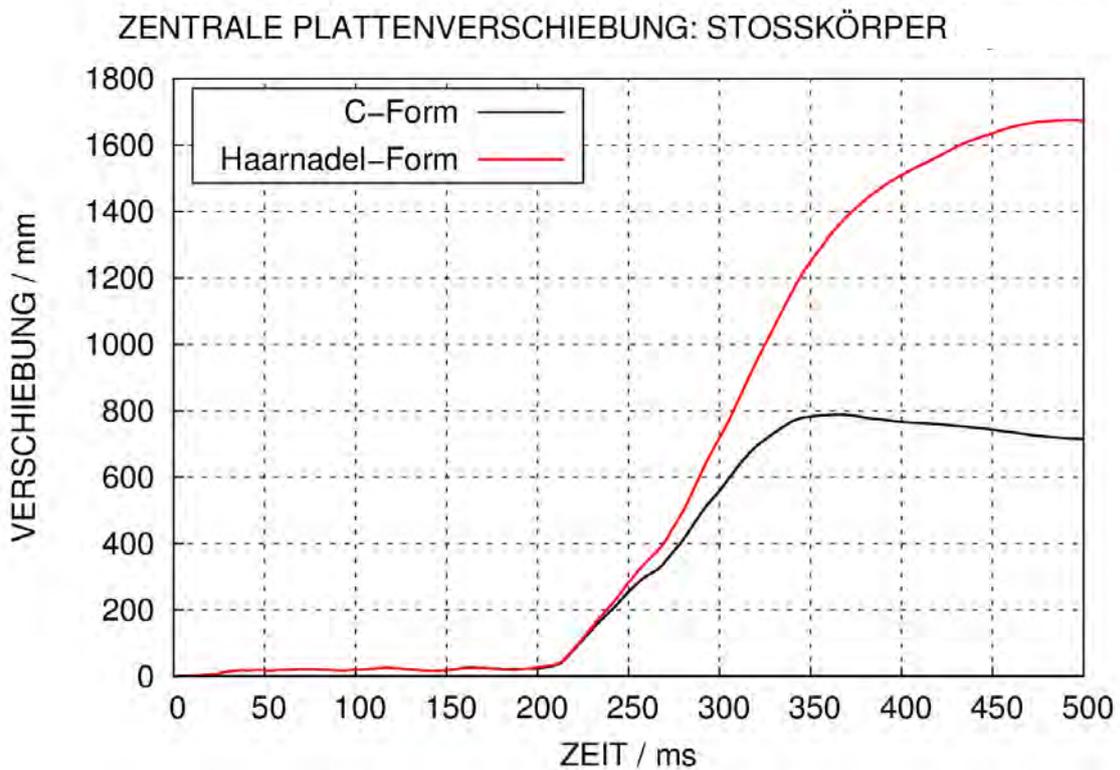


Abb. 10.16 Zentrale Plattenverschiebungen zu verschiedenen Biegelbewehrungsarten bei einer Aufprallgeschwindigkeit von v_3

10.5 Simulation des Aufpralls eines Flugzeugs vom Typ Airbus A340-600 auf ein Reaktorgebäude des Typs WWER-1000/466B

In diesem Kapitel wird der Aufprall des Stoßkörpermodells eines Flugzeugs vom Typ A340-600 (vgl. Kapitel 10.3) auf das Modell der äußeren Containmentstruktur eines Kernkraftwerks vom Typ WWER-1000/466B (vgl. Kapitel 10.2) untersucht. Hierzu werden Aufprallgeschwindigkeiten in einem gewissen Bereich variiert. Die Ergebnisse zeigen, dass bei geringen Aufprallgeschwindigkeiten keine Schäden der Biegebewehrung auftreten. Mit zunehmender Aufprallgeschwindigkeit kommt es zu plastischer Verformung von Bewehrungsstäben im Aufprallbereich des zentralen Flügelkastens und der Flügelstrukturen. Wenn einzelne Balkenelemente das Versagenkriterium von $\varepsilon_f = 5\%$ effektiver plastischer Dehnung (siehe /NEI 11/) erreichen, werden sie aus der Simulation entfernt. Bei weiterer Erhöhung der Aufprallgeschwindigkeit erreicht eine größere Anzahl von Balkenelementen das Versagenkriterium, so dass ein großflächiges Versagen der Containmentstruktur bis hin zur Perforation nicht ausgeschlossen werden kann (siehe Abb. 10.17). Weitere Details der Studie sind in /GRS 17/ enthalten.

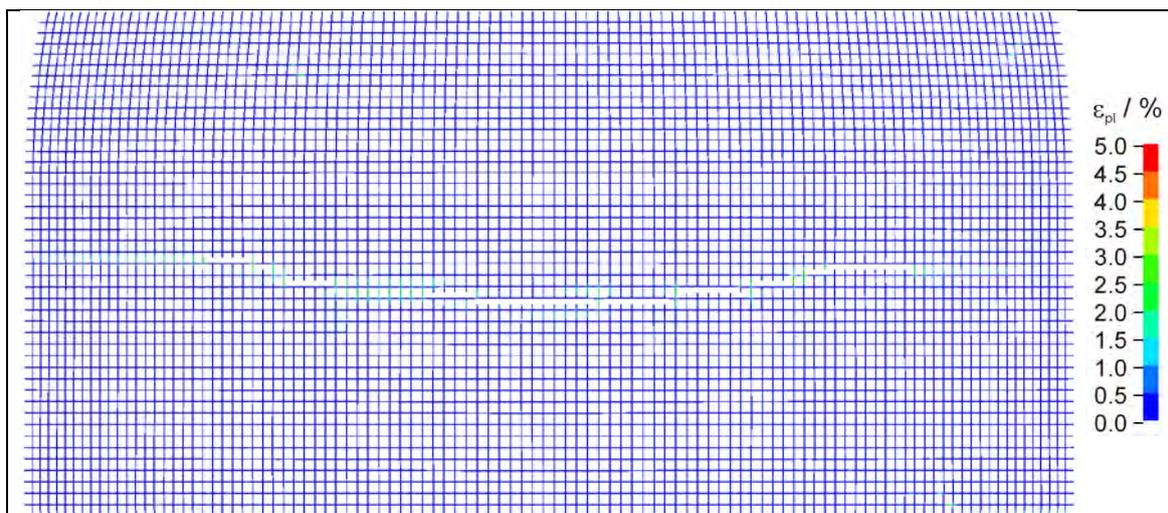


Abb. 10.17 Plastische Dehnungen der innenliegenden Biegebewehrung bei einer Aufprallgeschwindigkeit von v_4 nach 820 ms

10.6 Einfluss der Treibstoffmodellierung bei der Simulation des Aufpralls eines Flugzeugs vom Typ Airbus A320 auf ein Reaktorgebäude des Typs WWER-1000/466B

Neben den strukturellen Bestandteilen weisen Passagierflugzeuge einen erheblichen Anteil an nichtstruktureller Masse wie z.B. Nutzlast und insbesondere Treibstoff auf. Vielfach wird in gekoppelten Simulationen die Masse des Treibstoffs als steifigkeitsfreie

Masse der Schalenstruktur des Stoßkörpermodells zugewiesen, was im Folgenden als Schalenmodell bezeichnet wird. Auf diese Weise bleibt die Treibstoffmasse mit dem Stoßkörpermodell verbunden und es kommt nicht zu einer räumlichen Ausbreitung, wie es beim Aufprall von Treibstoffmassen erwartet wird. Im Gegensatz hierzu gestattet eine Modellierung des Treibstoffs mit Partikelmethoden wie z.B. SPH (Smoothed Particle Hydrodynamics) prinzipiell eine Simulation der Flüssigkeitsausbreitung. Im Rahmen des Vorhabens RS1509 /GRS 16/ erfolgte der Vergleich eines SPH-Modells mit einem Schalenmodell für ein Passagierflugzeug des Typs Airbus A320 mit einer Treibstoffmasse von insgesamt 9 t basierend auf der Simulation des Aufpralls auf ein starres Target. Im Rahmen des Vorhabens 3614R01520 wurde der Vergleich bei der Simulation des Aufpralls auf das Modell des WWER-1000/466B Reaktorgebäudes durchgeführt. Exemplarisch zeigt Abb. 10.18 einen Vergleich des Schädigungszustandes der Flugzeugstrukturen 126 ms nach Beginn des Aufpralls mit einer Geschwindigkeit v_5 . Es wird deutlich, dass die simulierte Treibstoffausbreitung mit dem SPH-Modell als realistischer anzusehen ist und die Art der Treibstoffmodellierung Einfluss auf das Bersten der Flügelstrukturen zeigt. Weiterhin fällt auf, dass in Schalenmodellen zwar die Aufprallflächen geringer sind, aber dort höhere Druckbelastungen vorliegen. Es ist davon auszugehen, dass Unterschiede zwischen den Analysemethoden für deutlich größere Treibstoffmassen ausgeprägter in Erscheinung treten. Eine entsprechende Untersuchung für ein Flugzeug des Typs A340-600 mit über 100 t Treibstoff ist im nächsten Schritt geplant.

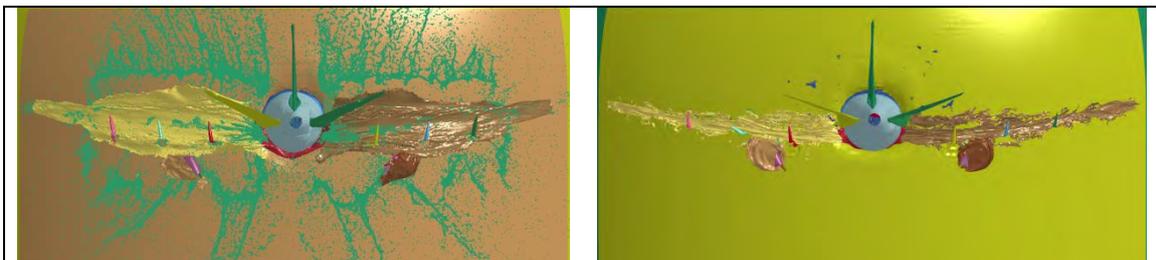


Abb. 10.18 Schädigungszustände der A320-Stoßkörpermodelle während des Aufpralls der Flügelstrukturen (SPH-Modell links, Schalenmodell rechts)

Bezüglich der Auswirkungen unterschiedlicher Methoden zur Treibstoffmodellierung beim Aufprall auf Stahlbetonstrukturen ergibt sich aufgrund eigener Untersuchungen und einer Literaturrecherche bisher kein einheitliches Bild im Sinne einer Empfehlung zu einer konservativen Vorgehensweise. So stellen Lee et al. /LEE 14/ Simulationen zum Aufprall eines Flugzeugs vom Typ F4-Phantom auf eine generische Stahlbetonplatte vor und kommen zu dem Ergebnis, dass das SPH-Modell eine höhere Targetschädigung als das Schalenmodell ausweist. In diesen Untersuchungen wurden die

Stoßkörpermodelle anhand des bekannten SNL-Großversuchs /SUG 93/ validiert. Ebenfalls anhand des SNL-Großversuchs stellen Siefert und Henkel /SIE 13/ einen Vergleich zwischen SPH- und Schalenmodellierung an und kommen zu dem Ergebnis, dass mit beiden Methoden gleichwertige Last-Zeit-Funktionen ermittelt werden, die jeweils gut mit den SNL-Versuchsdaten übereinstimmen. Allerdings finden sich während des Aufpralls der Tankstrukturen deutlich geringere Spitzenlasten für die Schalenmodellierung. In diesem Bereich reproduziert die SPH-Methode die Versuchsdaten besser. Eine ähnliche Untersuchung der GRS /HEC 15/ kommt ebenfalls zu dem Ergebnis, dass die SPH-Methode eine realistischere Simulation des SNL-Großversuches ermöglicht, wobei beim Aufprall der Tankstrukturen mit der SPH-Methode höhere Stosskräfte bestimmt werden als mit dem Schalenmodell. Kostov et al. /KOS 15/ vergleichen anhand des Aufpralls eines Flugzeugs des Typs Boeing B777-300ER auf ein generisches Reaktorgebäude die Schalenmodellierung mit der SPH-Methode. Diese Referenz weist ebenfalls darauf hin, dass eine SPH-Modellierung im Prinzip den Zerstörungsvorgang des Flugzeugs sowie die tatsächlich belasteten Flächen realistischer erfasst. Allerdings ergibt sich in diesen Untersuchungen anders als in /LEE 14/ mit der Schalenmodellierung eine stärker ausgeprägte Schädigung des Gebäudes. Dies wird mit der höheren Druckbelastung im Bereich der aufprallenden Schalenstruktur begründet.

Eine abschließende Bewertung bezüglich der Bedeutung der Methode zur Treibstoffmodellierung lässt sich auf Grundlage der vorliegenden Ergebnisse nicht vornehmen. Prinzipiell erscheint eine Partikelmodellierung realistischer zu sein als eine Zuweisung von steifigkeitsfreier Masse an die Schalenstruktur. Weitere Untersuchungen, insbesondere mit größeren Treibstoffmassen sind geplant.

10.7 Zusammenfassung und Ausblick

Im Rahmen des Vorhabens 3614R01520 (LV-2) wurden mit dem Rechenprogramm LS-DYNA Simulationen zur Integrität der äußeren Containmentstruktur eines Kraftwerks vom Typ WWER-1000/466B zum Lastfall FLAB durchgeführt.

Es wurde ein Stoßkörpermodell eines Flugzeugs vom Typ Airbus A340-600 erstellt und für den Aufprall auf ein starres Target mit entsprechenden Ergebnissen der vereinfachten Riera-Methode verglichen.

Der Vergleich von vereinfachtem Verfahren basierend auf Last-Zeitfunktion und expliziter Stoßkörpersimulation zeigte, dass mit beiden Verfahren die Perforation einer generischen Stahlbetonplatte infolge Aufprall eines Flugzeugs vom Typ Airbus 340-600 simuliert werden kann. Bei geringeren Aufprallgeschwindigkeiten prognostiziert die Stoßkörpermodellierung tendenziell einen höheren Schädigungsgrad. Andererseits kann das vereinfachte Verfahren zur Überschätzung der Schädigungszustände, insbesondere im Bereich der Grenztragfähigkeit, führen, d. h. wenn die Zielstruktur bereits geschädigt ist und die Nachgiebigkeit der Zielstruktur relevant wird.

Die Untersuchungen zu unterschiedlichen Ausführungen von Bügelbewehrung in einer generischen Stahlbetonplatte haben gezeigt, dass die in den Konstruktionsunterlagen des ursprünglich geplanten KKW Belene vorgefundenen haarnadelförmigen Bügel eine geringere Wirksamkeit zur Verhinderung von Durchstanzversagen als C-förmige Bügel aufweisen. Mit einer direkten Bügelverbindung der Biegebewehrungsstäbe wurden konservative Ergebnisse bezüglich des Durchstanzversagens erzielt. Es ist geplant, zusätzliche Untersuchungen zum Einfluss von Details der Bewehrungsanordnung an dem Reaktorgebäudemodell vom Typ WWER-1000/466B durchzuführen.

Für den unterstellten Aufprall eines Flugzeugs vom Typ Airbus A340-600 auf die äußere Containmentstruktur eines Kraftwerks vom Typ WWER-1000/466B wurde die Grenzgeschwindigkeit bestimmt, ab der eine Perforation der Gebäudestruktur nicht mit Sicherheit ausgeschlossen werden kann.

Ein Vergleich der Methoden zur Treibstoffmodellierung anhand des Aufpralls eines Stoßkörpermodells für Flugzeug des Typs Airbus A320 zeigte, dass die Unterschiede in diesem Lastfall vergleichsweise gering ausgeprägt sind. Aus einer Literaturstudie zu dieser Fragestellung lässt sich keine eindeutige Empfehlung einer Methode ableiten. Zur abschließenden Klärung des Einflusses der Methode zur Treibstoffmodellierung sind weitere Untersuchungen, insbesondere zu Flugzeugtypen mit größeren Treibstoffmengen geplant.

11 Sicherheitsanalysen für das KKW Armenien (AP 10)

11.1 Zielsetzung

Die Zielsetzung der Arbeiten in diesem Arbeitspaket war die Erweiterung und Vertiefung der des Kenntnisstands der GRS zur Sicherheit des armenischen KKW Medzamor-2 und zum aktuellen Stand der Modernisierungsmaßnahmen in Zusammenarbeit mit der armenischen Behörde ANRA und deren TSO NRSC.

Der Schwerpunkt der fachlichen Arbeiten lag dabei auf dem unabhängigen Review einer PSA, Stufe 2 (PSA-2) für das Kernkraftwerk Medzamor-2 die im Rahmen des vom Department of Energy (DoE) der USA finanzierten Unterstützungsprogramms zur Erhöhung der Sicherheit des armenischen KKW erstellt werden sollte.

Darüber hinaus sollten weitere sicherheitstechnische Analysen in Zusammenarbeit mit der Behörde ANRA bzw. ihrer TSO durchgeführt werden. Dazu wurden zu Beginn des Vorhabens vereinbart, dass die GRS für folgende drei Modernisierungsmaßnahmen einen begleitenden Review durchführen soll:

- Analyse der Wasservorräte der BE-Becken der Blöcke 2 und 1 sowie Möglichkeiten der zusätzlichen Bespeisung bei Totspannungsausfall durch Modifikation vorhandener (betrieblicher) Systeme sowie mit zusätzlichen, mobilen Einrichtungen,
- Realisierung von Möglichkeiten der Bespeisung der Dampferzeuger sowie des Primärkreises von Block 2 aus alternativen Wasservorräten,
- Nachweis der ausreichenden Kapazität der Lüftungsanlage im Raum der Notkühl- und Sprinklerpumpen („Havariebor-Raum“) angesichts des erweiterten Leckstörfall-spektrums.

Allerdings hat sich während der Laufzeit des Vorhabens gezeigt, dass die Behörde bzw. ihr TSO trotz mehrfacher Nachfragen keine technischen Unterlagen zur Bewertung der genannten Maßnahmen durch die GRS zur Verfügung stellen konnte. Die für diese Arbeiten ursprünglich geplanten Kapazitäten wurden deshalb zur Bewertung anderer technischer Fragestellungen in Zusammenarbeit mit ANRA und NRSC eingesetzt. Schwerpunkte dabei waren Arbeiten zu den in Entwicklung befindlichen Emergency Operation Procedures (EOP) und zu Fragen des Stresstests.

11.2 Durchgeführte Arbeiten

Entsprechend der Zielsetzung dieses Arbeitspakets zur Verfolgung und Bewertung der laufenden Arbeiten zu Sicherheitsverbesserungen und Modernisierungen für das KKW Armenien wurden in Zusammenarbeit mit der armenischen nuklearen Aufsichtsbehörde ANRA und ihrer TSO NRSC eine Reihe von Aktivitäten zur Verfolgung der industrieseitigen Arbeiten zu den Sicherheitsanalysen für das KKW umgesetzt. Wichtige industrieseitige Arbeiten zu Sicherheitsanalysen für das KKW werden im Rahmen eines Unterstützungsprogramms des US Department of Energy finanziert realisiert und von armenischen und ukrainischen Institutionen ausgeführt.

Im April 2015 wurde von der GRS mit der armenischen Aufsichtsbehörde ANRA ein mehrtägiger Workshop mit den Entwicklern von PSA-2 und Störfallprozeduren für das KKW in Berlin organisiert. Die Teilnehmer kamen von GRS, US-ANL, ET&D Ukraine, KKW-A, ARMATOM-Institut, ANRA und NRSC Armenien. Während des Arbeitstreffens wurde vor allem von ukrainischen und armenischen Organisationen eine Reihe neuer Analysen vorgestellt und mit GRS-Experten diskutiert. Das betraf vor allem Analysen zur Entwicklung und Verifizierung von Störfallprozeduren (EOP) für Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb, Störfalleitlinien für schwere Störfälle (SAMG), PSA, Stufe 2 (PSA-2) und in diesem Zusammenhang entstandene Fragen, wie z. B. Möglichkeiten zum Abbau von Wasserstoff im Confinement der Anlage.

Bezüglich geplanten Reviews der PSA-2 durch die GRS wurde bereits auf diesem Treffen deutlich, dass die ursprünglich geplanten Termine zur Begutachtung der Unterlagen durch die GRS nicht eingehalten werden können. Deshalb wurde entschieden, für die Bewertung der PSA-2 nicht die fertige Analyse abzuwarten, sondern die Bewertung in Form eines begleitenden Reviews durchzuführen. Dabei wurde die Durchführung eines ersten Seminars zum Review der PSA-2 wurde nach Übergabe der bis dahin fertiggestellten Unterlagen für Oktober 2015 in der GRS Köln vereinbart.

Ausgehend von dieser Vereinbarung wurde im November 2015 in der GRS Köln ein Workshop mit zwei Vertretern von ET&D durchgeführt. In diesem Workshop hat ET&D den aktuellen Stand der PSA Stufe 2 für die Anlage Medzamor vorgestellt und die zu diesem Zeitpunkt verfügbaren Unterlagen – teilweise in russischer Sprache – übergeben. ET&D hat Fragen der GRS beantwortet bzw. für die weitere Bearbeitung in der PSA vorgesehen. Die zu diesem Zeitpunkt verfügbaren Arbeiten betrafen vor allem die

allgemeine Diskussion von unfallspezifischen Phänomenen, sowie einen Satz von integralen MELCOR-Unfallsimulationen.

Im Anschluss an diesen Workshop wurden die übergebenen Unterlagen von der GRS überprüft. Die Ergebnisse dieser teilweisen und vorläufigen Überprüfung der PSA wurden in einer Technischen Notiz unter dem Titel „Sachstandsbericht zum NPP Medzamor, Armenien Review of PSA level 2 - Preliminary Evaluation“ in englischer Sprache zusammengefasst und im 1.Quartal 2016 an die Autoren der PSA-2 übergeben.

Der ursprünglich für März 2016 avisierte Workshop zur abschließenden Begutachtung der PSA-2 musste wegen erneuter Verzögerungen bei der Fertigstellung der Entwicklungsarbeiten verschoben werden und konnte schließlich erst im März 2017 in Köln stattfinden. Ausführlichere Informationen zum durchgeführten Review der PSA-2 für das KKW Armenien und zu den Ergebnissen werden im Kapitel 11.3 gegeben.

Darüber hinaus wurde im 2. und 3. Quartal 2016 eine Prüfung von Berichten aus INSC-Projekten für Armenien zu Brand-PSA, EOP und SAMG bezüglich einer Nutzung von Informationen im vorliegenden AP vorgenommen. Im Rahmen der Zusammenarbeit mit ANRA hat die GRS vorab einige Stillstands-EOP durchgesehen. Das betrifft u. a. Störfallprozeduren bei Totalspannungsausfall, bei großen primärseitigen Leckstörfällen, erhöhtem Strahlenpegel im Confinement, Verlust der Hauptwärmesenke. Dabei wurden vorrangig Anmerkungen genereller Art gemacht. Diese betreffen zuallererst z. B. die klare Definition der KKW-Zustände für das Inkrafttreten von Notstandssituationen, bzw. den Zeitpunkt des Eingreifens des Notstandsteams, aber auch die Definition der Kriterien für den Übergang von EOP zu SAMG.

Weiterhin wird aus Sicht der GRS in den EOP nicht ausreichend berücksichtigt, dass das Confinement der Anlage während einer Revision nicht nur über Schleusensysteme, wie in modernen KKW üblich, sondern vor allem auch durch die Demontage der Schutzhaube über dem Reaktor geöffnet wird. Diese Betriebszustände mit offenem Confinement sind nicht ausreichend genau definiert. Unfälle mit fallenden Lasten sind in den EOP nur in Bezug auf das Brennelement-Becken berücksichtigt, Abstürze in den offenen Reaktor jedoch nicht. Ebenso wurden mögliche Brände innerhalb des Überwachungsbereichs bei Stillständen nicht berücksichtigt. Das gleiche betrifft die Festlegung klarer Bedingungen für den Betrieb von Lüftungsanlagen (Zu- und Abluft) bei offenem Confinement. Dies wäre ein wichtiger Schritt zur Vermeidung unnötiger Freisetzungen in die Umgebung. Für Störfälle mit Verlust der Kühlung der ins BE-Becken ausgeladen

BE sind derzeit keine EOP vorgelegt bzw. entwickelt worden, diese müssen von ANRA nachgefordert werden. Darüber hinaus war nicht klar ersichtlich, inwieweit neben einem Erdbeben weitere innere und äußere Einwirkungen bei der Ausarbeitung dieser EOP berücksichtigt wurden. ANRA wurde gebeten, diese Anmerkungen bei dem vorgesehenen Seminar mit dem KKW zu berücksichtigen.

Im Oktober 2016 nahm ein GRS-Mitarbeiter an diesem Seminar der armenischen Aufsichtsbehörde ANRA unter dem Titel „Technical discussions on Westinghouse style EOP methodology“ in Jerewan teil. Auf diesem Seminar wurden die neu entwickelten und am KKW-internen Simulator validierten symptomorientierten EOPs für das armenische Kernkraftwerk vom Entwicklerteam vorgestellt. Während der Veranstaltung wurden zahlreiche Vorträge zur Vorstellung der Westinghouse-Methodik und zu aktuellen Problemen der Entwicklung der EOPs für das KKW Armenien gehalten. Abschließend fand eine ausführliche Diskussion zu Fragen und Kommentaren bzgl. der EOPs für das KKW Armenien statt. Die Teilnehmer diskutierten dabei vor allem über aktuelle Probleme der Entwicklung der EOPs sowie über wesentliche Aspekte bei der Genehmigung. Dabei wurden von GRS und ANRA vorrangig Anmerkungen genereller Art gemacht. Diese betrafen zunächst einmal die klare Definition der Anlagenzustände für die Eintrittspunkte in die EOPs, den Zeitpunkt des Eingreifens des Notstandsteams und die Definition der Kriterien für den Übergang von den EOP zu SAMG. Von ANRA wurden Fragen zu den verschiedenen Methoden der Validierung von EOPs gestellt sowie, welche Methode bei welchen EOPs zur Anwendung kommen sollte. Die Teilnehmer vereinbarten, dass die offenen Fragen und Kommentare aus der Diskussion vom Entwicklerteam bei ARMATOM bis zum nächsten Treffen eingearbeitet oder entsprechende Feststellungen an ANRA übermittelt werden.

Ein weiterer internationaler Workshop zu den Sicherheitsanalysen für das KKW Armenien (ANPP) im Rahmen des DoE-Programms mit Vertretern der GRS, der armenischen Behörde ANRA und ihrer TSO NRSC sowie Vertretern vom Argonne National Laboratory (ANL/USA), ET&D (Ukraine), ARMATOM (Armenien) und ANPP wurde im Dezember 2016 in Berlin durchgeführt. Während der Veranstaltung wurden der Stand der Arbeiten und vorliegende Ergebnisse zu den Themenkomplexen Entwicklung, Validierung und Genehmigung der neuen EOPs, Vorstellung der Accident Management Guidelines (SAMG) und Status und Ergebnisse der PSA-2 ausführlich besprochen.

Die EOPs für Stillstand/Teillast wurden in 2015 und die EOPs für den Leistungsbetrieb im November 2016 an die Behörde übergeben. ANRA plant die Rückgabe von offiziel-

len Kommentaren und Forderungen im Januar (Stillstand/Teillast EOPs) und im Juni/Juli 2017 (Volllast EOPs) an das KKW. In der Veranstaltung wurden von ANRA vorab die Fragen über die Stillstand/Teillast EOPs an die Entwickler gestellt. Hierzu erfolgten vorrangig Anmerkungen zu den fehlenden analytischen Begründungen bei bestimmten EOPs sowie zu den fehlenden Verifizierungsberichten für die EOPs.

Die Arbeiten zur Entwicklung der SAMG unter Anwendung der Westinghouse-Methodik wurden mit dem weiter oben beschriebenen Seminar bei ANRA abgeschlossen. ARMATOM und ET&D stellten während des Workshops ausgewählte Teile des SAMG-Pakets und Strategien und Ansätze für die analytischen Begründung der SAMG vor.

Die GRS präsentierte dazu Ergebnisse, die im TACIS Project AR/TS/09 zusammen mit IRSN bei der Bewertung einer ersten Version der sich in Erstellung befindlichen SAMG erarbeitet wurden. Aus dem noch unvollständigen Satz von SAMG wurden ausgewählte Richtlinien und ihre analytischen Begründungen näher analysiert. Die Bewertung erfolgte im Wesentlichen auf Basis des ETSON Technical Safety Assessment Guides, entsprechend dem Relevanz und Erfüllungsstand der SAMG für das KKW Armenien-2 geprüft wurde. Die Ergebnisse des Reviews sind in Form von Major Findings, Findings und Remarks in einem RISKAUDIT Bericht zusammengestellt. Neben dem Fehlen einer generellen Beschreibung der angewendeten Methode zur Erstellung der SAMG ist die Anwendbarkeit der Westinghouse-Methode ein offener Punkt. Nach Vorliegen der vollständigen Version der SAMG für alle Kraftwerkszustände wird die Anwendung des ETSON Guides zur Überprüfung der SAMG durch ANRA/NRSC empfohlen. Die ausführliche und teils konträre Diskussion konzentrierte sich vor allem auf prinzipielle Fragen zur Anwendbarkeit und Priorität von Einzelzielen aus der Westinghouse-Methodik. Die Vertreter von ANRA und NRSC kritisierten die nicht ausreichende Berücksichtigung der Anlagenspezifika des armenischen WWER.

Da die Arbeiten zur Erstellung der PSA-2 noch nicht abgeschlossen waren, informierten die Autoren der PSA-2 von ET&D auf dem Treffen über den aktuellen Stand der Fertigstellung und über ausgewählte Ergebnisse, wie zum Beispiel Level 1-Level-2-Interface, Schadenszustände, Ereignisbäume und Freisetzungskategorien. Darüber hinaus wurde vereinbart, das abschließende Arbeitstreffen im Rahmen des Reviews PSA, Stufe 2, für das KKW Armenien durch die GRS nunmehr auf der Grundlage der bis dahin fertiggestellten Unterlagen Ende Februar 2017 in der GRS Köln durchzuführen. Weitere Details zu diesem Treffen und zu den Ergebnissen des Reviews werden im folgenden Kapitel gegeben.

11.3 Review der PSA, Stufe 2, für das Kernkraftwerk Armenien (Medzamor-2)

11.3.1 Ablauf des Review

Im Rahmen von AP 10 verfolgt die GRS die Verbesserungen der Sicherheit der Anlage WWER-440/W-270 in Medzamor in Armenien. Es soll eine begleitende Bewertung der Erstellung einer PSA der Stufe 2 vorgenommen werden. Dieses Vorgehen wurde als effizient angesehen, denn es erspart Zeit und Aufwand durch direkten Kontakt mit den Erstellern, wodurch die Übersetzung von etlichen Dokumenten in russischer Sprache entfallen kann. Ferner können Kommentare und Empfehlungen bereits frühzeitig in den Produktionsprozess eingespeist werden.

Die PSA der Stufe 2 wird von dem ukrainischen Unternehmen ET&D erstellt, unter Mit-hilfe von der armenischen TSO und vom Kraftwerk Medzamor, und finanziell unter-stützt vom US-DoE. Die Fertigstellung der PSA Stufe 2 war bereits vor Jahren vorge-sehen, hatte sich aber im Zusammenhang mit den EU-Stress-tests nach dem Fukushima-Daiichi- Unfall verzögert.

In einem technischen Meeting im November 2015 hat ET&D eine Reihe von Dokumen-ten vorgelegt, die folgende Themen umfassten:

- PSA Stufe 2 Projektplan
- Positionspapier betreffend die Relevanz von Unfallphänomenen
- Vertiefte Analyse zweier relevanter Unfallphänomene
- Überblick über die ca. 20 durchgeführten MELCOR-Analysen
- Mehrere Berichte über die einzelnen MELCOR-Analysen.

Im November 2015 waren einige Teile der PSA noch nicht verfügbar:

- Die Anfangs-und Randbedingungen aus der PSA der Stufe 1, die zu diesem Zeitpunkt noch nicht aktualisiert war.
- Ereignisbäume der Stufe 2
- Hauptbericht mit Ergebniszusammenfassung.

Im Januar 2016 hat die GRS ein Review-Dokument erstellt und an alle Beteiligten ver-sendet. ET&D hat dies in der weiteren Bearbeitung berücksichtigt.

Ab Ende 2016 hat die GRS folgende weitere Informationen erhalten:

- Zusammenfassender Bericht über die Kernschadenzustände (Schnittstelle zur Stufe 1) vom Januar 2017.
- Zusammenfassender Bericht über die Ereignisbäume vom Februar 2017.

Anhand der bis dahin verfügbaren Dokumentation fand Anfang März in der GRS Köln ein Meeting mit Et&D und den armenischen Beteiligten statt, in dem technische Aspekte erläutert und diskutiert wurden. Aufgrund dessen wurden alsbald zwei aktualisierte Berichte von ET&D bereitgestellt:

- Zusammenfassender Bericht über die Kernschadenzustände (Schnittstelle zur Stufe 1) vom April 2017.
- Zusammenfassender Bericht über die Ereignisbäume vom April 2017.

Zum Zeitpunkt dieser Berichtserstellung sind von ET&D noch Berichte zu Freisetzungskategorien und zu Sensitivitätsanalysen angekündigt. Somit kann der vorliegende Bericht für Teile der PSA nicht auf endgültige Bewertungen zurückgreifen. Die GRS wird am Vorhabensende im technischen Reviewbericht /LOF 17/ alle bis dahin verfügbaren Unterlagen adäquat berücksichtigen.

11.3.2 Vorbemerkung zu Anlageneigenschaften aus Sicht der PSA Stufe 2

Die Sicherheitsumschließung der Reaktoranlage ist nicht vergleichbar mit dem Standard westlicher und neuerer russischer Anlagen. Es wird deshalb im Englischen folglich von einem „confinement“ und nicht von einem „containment“ gesprochen. Die Leckrate beträgt etwa 600%/Tag. Selbst ohne Beschädigungen ist daher nur eine sehr begrenzte Radionuklidrückhaltung möglich, die durch eine Sprühanlage innerhalb des confinement unterstützt wird. Um eine Beschädigung durch Überdruck zu vermeiden, enthält das confinement Druckentlastungsventile („explosive valves“), die in zwei Stufen bei 1.65 bzw. bei 1.8 bar (abs) öffnen.

Die Betonwandung der Reaktorgrube ist allseitig von Gestein umgeben, so dass das Durchschmelzen des Bodenbetons keine wesentliche Änderung im Ereignisablauf bedeutet.

Weder in der Reaktorgrube noch im confinement kann sich Wasser in nennenswerter Menge ansammeln.

Strömungspfade von der Reaktorgrube in das confinement sind eng, ein RDB-Versagen hat daher relativ geringfügige Auswirkungen im confinement.

Primärseitig ist keine aktive Druckentlastung möglich, und der Förderdruck der Hochdruckpumpen liegt unter dem Ansprechdruck der Sicherheitsventile. Diese Pumpen können daher u.U. nicht einspeisen, selbst wenn sie funktionsfähig sind.

Bis auf Spraysysteme im confinement gibt es keine weiteren Notfallmaßnahmen (z.B. keine Rekombinatoren, keine Druckentlastung, keine externe Kühlung des RDB).

11.3.3 Bewertung des Positionspapiers zur Relevanz von Unfallphänomenen

Das sogenannte Positionspapier erörtert die Relevanz verschiedener Phänomene für das hier vorliegende Reaktordesign. Sofern relevante Phänomene von MELCOR modelliert werden, wird für sie keine weitere Analyse für erforderlich gehalten. Lediglich für die Phänomene „Confinement bypass“ und „Wasserstoffverbrennung“ wurden spezielle separate Dokumente verfasst.

Grundsätzlich sind die vorgenommenen Analysen und Erörterungen zutreffend. Für folgende Aspekte ist eine Ergänzung wünschenswert:

- Begründung, warum ein Abheben des RDB bei Hochdruckversagen ausgeschlossen ist.
- Ausführlichere Begründung, dass ein „direct containment heating“ aufgrund der bestehenden Gebäudegeometrie nicht relevant sein kann.
- Analyse der Möglichkeit eines induzierten Dampferzeuger-Heizrohrlecks.

11.3.4 Bewertung des zusammenfassenden Berichtes zu Confinement-Versagensmechanismen

Es werden mögliche Drücke infolge von Wasserstoffverbrennungen abgeschätzt. Es wird geschlossen, dass Wasserstoffverbrennungen – welcher Art auch immer – nahezu mit Sicherheit den Confinement-Versagensdruck erreichen werden.

Diese Abschätzung beruht auf der pessimistischen Annahme, dass die Atmosphäre immer erst dann zündet, wenn die maximale Wasserstoffkonzentration erreicht ist, aber nicht schon früher.

Unter den getroffenen Annahmen ist die Analyse zutreffend. Es wurden jedoch später im Vorhaben auch MELCOR-Analysen mit Wasserstoffbrand durchgeführt, so dass der hier erwähnte Bericht an Relevanz verloren hat.

11.3.5 Schnittstelle von Stufe 1 zu Stufe 2

Es wurden 11 relevante Kernschadenszustandsgruppen identifiziert. Besonders dominant ist das auslösende Ereignis „großer Kühlmittelverlust“, wobei aber ein wesentlicher Anteil dieser Gruppe auf Transienten als auslösendes Ereignis zurückgeht, in deren Folge dann später der RDB durch eine Unterkühlungstransiente versagt. Es wurde zunächst angenommen, dass diese Art des Kühlmittelverlustes ebenso wie der „klassische“ große Kühlmittelverlust zu Confinementversagen führt. Infolge genauerer Analysen konnte diese Annahme letztlich als zu pessimistisch korrigiert werden.

Die übrigen Merkmale der Schnittstelle (confinement Isolierung, Sicherheitsventile des confinement, Hochdruckeinspeisepumpen, Primärkreisdruck) sind angemessen ausgewählt. Die vergleichsweise geringe Zahl von Merkmalen erklärt sich u.a. daraus, dass bei der Anlage keine Notfallmaßnahmen für primärseitige Druckentlastung und keine Niederdruck-Notkühlsysteme vorhanden sind. Dadurch ergeben sich wesentlich weniger mögliche Merkmalskombinationen.

Unter der Voraussetzung, dass die zugrunde liegende PSA der Stufe 1 zutreffend ist (dies ist nicht Gegenstand des vorliegenden Reviews), ist daher die Schnittstelle von Stufe 1 zu Stufe 2 angemessen abgebildet.

11.3.6 Strukturmechanische Aspekte

Im Rahmen der PSA wurden u.a. strukturmechanische Analysen für das Confinement durchgeführt. Diese Analysen von 2011 waren bereits zuvor in anderem Zusammenhang bewertet worden. Eine erneute Befassung im Rahmen der vorliegenden Aktivitäten war nicht erforderlich. Die wahrscheinlichste Versagensart des Confinements ist der Bruch einer Wand in Richtung anderer Gebäuderäume außerhalb des Confinements.

11.3.7 Auswahl der MELCOR-Analysen

Im Rahmen der PSA wurde eine erhebliche Anzahl von MELCOR-Analysen zur Simulation des gesamten Ereignisablaufes durchgeführt. Das Spektrum der Analysen umfasst station blackout (SBO), loss of offsite power (LOOP), loss of feed water (LOFW), kleinen, mittleren und großen Kühlmittelverlust und Dampferzeuger-Heizrohrbruch. Anzahl und Auswahl der Analysen sind für die Zwecke einer PSA angemessen.

11.3.8 Diskussion von MELCOR-Analysen

Die Reviewer hatten Einblick in den MELCOR-Input-Datensatz. Sie haben keine grundsätzliche Kritik an den verwendeten Modellierungen. Einige spezifische Aspekte sind nachfolgend aufgeführt. Die Prüfung umfasste wesentlich mehr Aspekte, aber sofern eine adäquate oder allgemein übliche Modellierung verwendet wurde, wird dies hier nicht gesondert aufgeführt. Eine vollständige Prüfung der Eingaben und Modelle war werde vorgesehen noch möglich.

Unter bestimmten Umständen zeigt sich eine Temperaturumkehr im heißen bzw. kalten Strang, d.h. zeitweise ist der heiße Strang kälter als der kalte. Dieses Verhalten konnte auf bestimmte, physikalisch erklärbare Phänomene mit Strömungsumkehr zurückgeführt werden.

Die Eingabedaten für die Schmelze-Beton-Wechselwirkung bestimmen u.a. die Form der entstehenden Erosionsfront. Die Reviewer haben Empfehlungen für diese Modellierung und die Darstellung und Verfolgung des Erosionsverlaufes gegeben.

Volumina, die die Umgebung außerhalb der Anlage repräsentieren, werden üblicherweise als extrem groß modelliert. Dies kann rechentechnische Ungenauigkeiten verursachen. Hier wurde zwischen Reviewern und PSA-Erstellern eine mögliche Abhilfe diskutiert.

Die Angabe von (Rest)-Anteilen von Radionuklidmengen in verschiedenen Räumen und in der Umgebung sollte immer auf das ursprüngliche Kerninventar bezogen sein, ansonsten können die Ergebnisse missverstanden werden. Dies war in der PSA-Dokumentation nicht immer gegeben.

Die Rückhaltung von Radionukliden im Primärkreis ist deutlich höher als bei vergleichbaren Analysen für westliche DWR. Dies kann real begründet sein (z. B. infolge der längeren Aufenthaltszeiten der Radionuklide im Primärkreis), aber auch ein artifizielles Ergebnis sein. Ohne genauere Klärung sollte dieses Ergebnis nicht unkritisch herausgestellt werden.

11.3.9 Ereignisbäume

Für jeden der elf Kernschadenszustände wurde ein eigener einfacher Ereignisbaum erstellt. Die Ereignisbäume sind einfach, weil nur vier Phänomene als relevant angesehen werden:

- Wasserstoffverbrennungen
- Primärkreisversagen unter hohem Druck und Temperatur (induzierter Dampferzeuger-Heizrohrbruch wird nicht betrachtet)
- Confinement-Überdruck nach RDB-Bodenversagen
- Erosion der Reaktorgrube bis zum Untergrund.

Ferner wird jedes der Phänomene nicht in Einzelaspekte zerlegt (z.B. im Falle des Wasserstoffs in Zündbarkeit der Atmosphäre und Vorhandensein von Zündquellen). Insgesamt ergeben sich so kleine Ereignisbäume, dass sie manuell bearbeitet werden könnten. In Erörterungen zwischen PSA-Erstellern und Reviewern wurden verschiedene Aspekte angesprochen, die möglicherweise eine höhere Komplexität der Ereignisbäume erfordern. Hierzu gehören z.B. das Einspeisen mit HD-Pumpen nach einem Druckabfall und induziertes Dampferzeuger-Heizrohrleck. Die Folgen oder die Wahrscheinlichkeiten solcher Phänomene waren jedoch so begrenzt, dass eine Einbeziehung als nicht erforderlich angesehen wird.

Eine Differenzierung gegenüber dem ursprünglichen Ansatz wurde vorgenommen, um „large LOCA-Fälle“ im Primärkreis von denjenigen bei induzierten RDB-Lecks zu trennen.

Die Quantifizierung der Verzweigungswahrscheinlichkeiten erfolgt, indem zunächst qualitative „ingenieurmäßige“ Bewertungen vorgenommen werden (z.B. wird ein Phänomen als „certain“ oder „likely“ eingestuft. Danach folgt eine Zuordnung von quantitativen Werten (z.B. 0.999 oder 0.9) zu dem qualitativen Wert. Ein derartiges Vorgehen ist prinzipiell angemessen, es wird z.B. im einschlägigen Leitfaden der IAEA (SSG-4)

vorgeschlagen. Die Reviewer haben jedoch den Eindruck gewonnen, dass die Bewertungen oft sehr pessimistisch sind. Ferner besteht Konsens, dass Sensitivitätsanalysen vorgenommen werden, um besonders relevante Quantifizierungen zu identifizieren. Diese liegen zum Berichtszeitpunkt (10.05.2017) jedoch noch nicht vor. Ebenso noch nicht verfügbar ist die endgültige Definition der Endpunkte der Ereignisbäume, d.h. der Freisetzungskategorien. Solange diese nicht vorhanden sind, kann auch nicht bewertet werden, ob die Zweigwahrscheinlichkeiten in den Ereignisbäumen angemessen sind.

11.3.10 Freisetzungskategorien

Bis zum Berichtszeitpunkt (10.05.2017) liegt zwar Information über die Häufigkeiten, aber nicht über die Definition der Freisetzungskategorien vor. In den Gesprächen zwischen Reviewern und dem PSA-Team wurden folgende Aspekte behandelt:

- Für nahezu jede Freisetzungskategorie wird es eine zugehörige MELCOR-Analyse geben.
- Die Freisetzungen werden in Anteilen des ursprünglichen Kerninventars angegeben.
- Unbestimmte Begriffe wie „frühe“ oder „große“ Freisetzung sollten vermieden werden. Stattdessen sollten exakte Angaben der Zeitpunkte und Mengen gewählt werden.
- Eine Freisetzung „beginnt“, sobald 1% des Edelgasinventars die Umgebung erreicht hat. Eine Freisetzung endet, wenn die Zunahme von Cs und I innerhalb einer Stunde geringer als 1% der bis dahin erreichten Freisetzung ist und wenn keine relevanten Phänomene mehr zu erwarten sind.

Mit diesen Festlegungen werden die Freisetzungen angemessen beschrieben.

11.3.11 Sensitivitätsanalysen

Laut ET&D sind Sensitivitätsanalysen mit begrenztem Umfang vorgesehen. Bis zum Berichtszeitpunkt (10.05.2017) liegt keine entsprechende Dokumentation vor.

11.3.12 Zusammenfassung

Im Rahmen von AP 10 verfolgt die GRS die Verbesserungen der Sicherheit der Anlage WWER-440/V-270 in Medzamor in Armenien. Es ist eine begleitende Bewertung der Erstellung einer PSA der Stufe 2 vorgenommen worden.

Die PSA der Stufe 2 wird von dem Ukrainischen Unternehmen ET&D erstellt, unter Mithilfe von der Armenischen TSO und vom Kraftwerk Medzamor, und finanziell unterstützt vom US-DoE. Die Fertigstellung der PSA Stufe 2 war bereits vor Jahren vorgesehen, hatte sich aber im Zusammenhang mit den EU-Stress-tests nach dem Fukushima-Dai-ichi- Unfall verzögert.

Im Laufe der Bewertung fanden mehrere Besprechungen statt, bei denen ET&D eingehende Erläuterungen gab. Dies war besonders hilfreich, weil nur ein Teil der PSA-Dokumente in englischer Sprache vorlag. In Diskussionen mit dem Review-Team wurden auch relevante Verbesserungen am jeweiligen Entwicklungsstand der PSA erarbeitet.

Die zum Berichtszeitpunkt (11.05.2017) vorliegende PSA der Stufe 2 ist weitgehend – bis auf die unten genannten Aspekte – vollständig. Einzelne Aspekte sind wie folgt zu bewerten. Dabei ist zu erwähnen, dass die Bewertung teilweise auf mündlichen Erläuterungen russischsprachiger Dokumente beruht, und nicht den Tiefgang einer Begutachtung hat.

Die Schnittstelle zur PSA der Stufe 1 entspricht dem Stand der Technik. Die deterministischen Analysen der Unfallabläufe wurden mit dem Rechenprogramm MELCOR durchgeführt und entsprechen nach Anzahl und Qualität den zu stellenden Anforderungen. Die Ereignisbäume zur probabilistischen Analyse der Abläufe sind ungewöhnlich klein und die probabilistische Quantifizierung ist teilweise nur eine überschlägige Schätzung. Diese Beschränkungen sind dennoch als akzeptabel anzusehen, weil das Confinement der Anlage eine sehr hohe Leckrate hat und in der überwiegenden Anzahl der Kernschmelzabläufe versagt oder eine ungefilterte Freisetzung über Druckentlastungsventile geschieht. Deshalb ist die Variabilität der Abläufe in dieser Anlage stark beschränkt, was eine einfache Ereignisbaumanalyse rechtfertigt.

Zum Berichtszeitpunkt fehlen noch quantitative Angaben zu den Freisetzungskategorien, d.h. eine Bewertung der Freisetzungsmengen und der damit verbundenen Aus-

wirkungen auf die Umgebung ist noch nicht möglich. Deshalb kann derzeit auch noch nicht bewertet werden, ob die Werte für die Verzweigungswahrscheinlichkeiten in den Ereignisbäumen angemessen sind. Es ist jedoch auch ohne präzise Quantifizierung zu erwarten, dass in der Mehrzahl der Kernschmelzfälle erhebliche Anteile des Kerninventars in die Umgebung gelangen. Ferner sind derzeit noch keine Sensitivitätsanalysen verfügbar, mit denen der Einfluss unsicherer Annahmen und Parameter auf die Ergebnisse abgeschätzt werden könnte.

Bis auf die derzeit noch fehlenden Elemente kann die PSA der Stufe 2 zusammenfassend als angemessen für untersuchte Anlage bewertet werden.

12 Sicherheitstechnische Untersuchungen für KKW mit RBMK-Reaktoren (AP 11)

12.1 Weiterentwicklung der Modelle für Analysen des Störfalllokalisierungssystems von RBMK-Reaktoren

12.1.1 Zielsetzung

Aktivitäten zur Störfallsimulation und -analyse von RBMK-1000 Anlagen werden von der GRS seit dem Beginn der 90er Jahre durchgeführt. Dabei hat sich insbesondere die Zusammenarbeit mit Wissenschaftlern des RBMK-Projektierungsinstitutes NIKIET Moskau mit dem GRS-Code COCOSYS bewährt. Diese Kooperation und die dabei gewonnen Ergebnisse sind der effektivste Weg, um das GRS Know-how zu RBMK-Anlagen sowohl für DBA- als auch für BDBA-Untersuchungen zu vervollständigen und aktuelle technische Informationen zu den elf gegenwärtig noch in Russland an drei Standorten betriebenen RBMK-Kraftwerksblöcken und ihrem Sicherheitszustand zu erhalten. In Vorbereitung des Angebots zu diesem Arbeitspunkt waren gemeinsam mit den COCOSYS-Nutzern des NIKIET drei Schwerpunkte für die Fortsetzung der Zusammenarbeit identifiziert worden:

- Diskussion der Ergebnisse der SUSA-Analyse aus dem Vorhaben 3611R01504 und Abstimmung der weiteren Vorgehensweise
- Erstellung eines 3D-Modells für den Wasserbereich des Druckabbausystems eines RBMK-1000 mit CoPool und Durchführung einer Pilotanalyse in der gekoppelten Version mit COCOSYS
- Vertiefte COCOSYS-Analysen der Parameter im Störfalllokalisierungssystem bei kleinen Lecks bezüglich Atmosphärentemperatur und Luftfeuchtigkeit.

12.1.2 Analyse der thermohydraulischen Prozesse im Störfalllokalisierungssystem von RBMK-Reaktoren bei kleinen Lecks

Im Vorläufervorhaben wurde gemeinsam mit NIKIET eine COCOSYS-Pilotanalyse zu einem auslegungsüberschreitenden Szenario im Störfalllokalisierungssystem (SLS) des KKW Smolensk-2 (Anlage mit 2-etagigem Druckabbausystem) durchgeführt und deren Ergebnisse mit dem GRS Tool SUSA exemplarisch in Bezug auf ihre Unsicherheiten und Sensitivitäten untersucht.

Im Dezember 2015 fand ein Arbeitstreffen mit Fachkollegen vom NIKIET Moskau statt. Auf dem Treffen wurde von NIKIET mitgeteilt, dass derzeit ihr größtes Interesse an der Durchführung von COCOSYS Analysen für das Leck-vor-Bruch (LBB) Konzept im SLS von RBMK-1000 besteht. Im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung dieser Anlagen werden vom NIKIET Störfallszenarien zum LBB analysiert. Deshalb wurde vereinbart, anstatt der Weiterführung der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse mit SUSA aus dem Vorläuferprojekt jetzt gemeinsam von NIKIET und GRS eine COCOSYS Analyse für das Leck-vor-Bruch Konzept zu diesen kleinen Kühlmittelverluststörfällen und eine nachfolgende SUSA-Analyse durchzuführen.

Vom NIKIET wurde ein detaillierter COCOSYS-Datensatz zu einem ausgewählten Bereich des SLS des KKW Smolensk, Block 3, erstellt. Dessen Nodalisierung umfasst die Räume der rechten Seite des SLS (in Abb. 12.1 hellgrün eingefärbt) und besteht aus 331 Zonen.

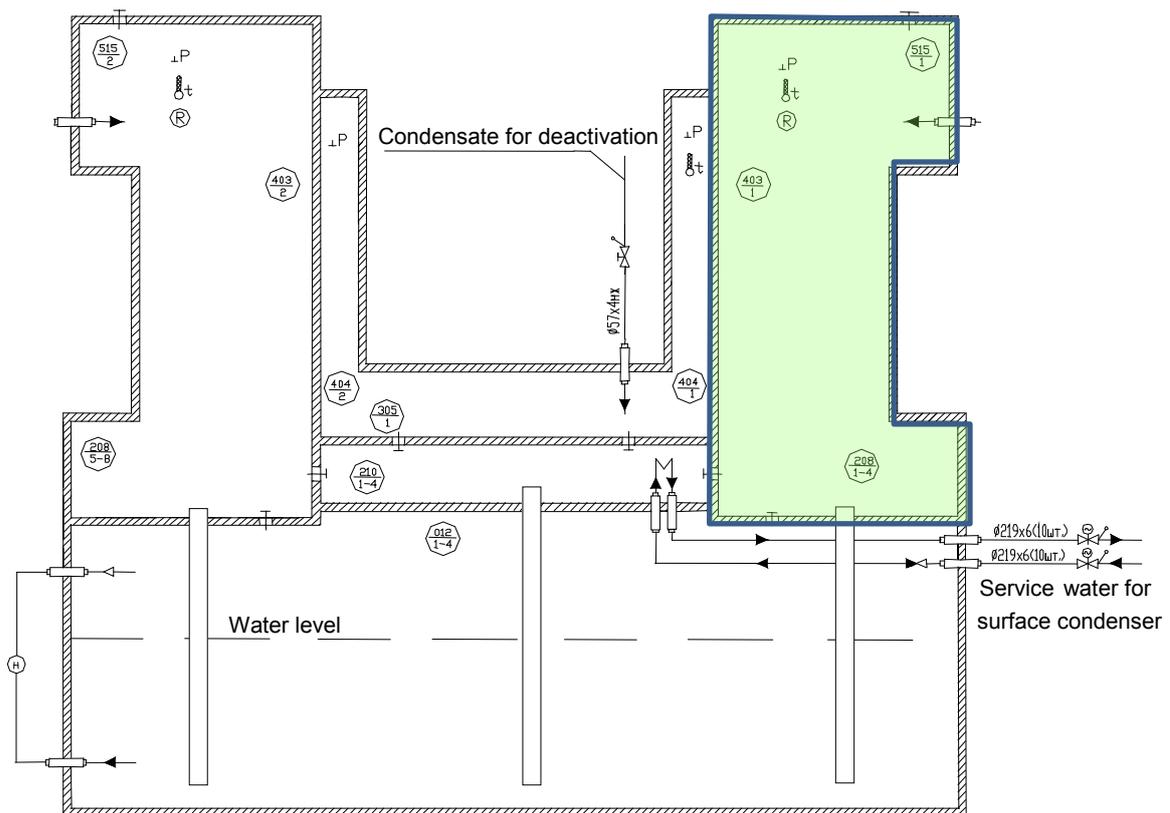


Abb. 12.1 SLS des KKW Smolensk-3, grün gefärbt: fein nodalisierter Raumbereich für LBB-Analysen

Mit diesem COCOSYS-Datensatz erfolgten seitens GRS Variantenberechnungen zum thermohydraulischen Verhalten des SLS des KKW Smolensk, Block 3, bei kleinen Lecks im Raum 403 (siehe Abb. 12.1) in Bezug auf das Leck-vor-Bruch Konzept von 10 - 500 kg/h für eine Prozesszeit über 86 400 s. Das LBB Konzept dient der Früherkennung von Lecks aus dem Reaktorkühlkreislauf in das Raumsystem unter Verwendung verschiedener Betriebsparameter und Messmethoden. Aus diesem Grund konzentrierte sich die Auswertung der COCOSYS-Ergebnisse auf Luftfeuchtigkeit, Atmosphärentemperatur und Druck im Raumsystem, die für ein Detektionssystem als Basisparameter dienen können.

Die COCOSYS Rechnungen zeigen, dass bei Annahme solch kleiner Lecks nur geringe Änderungen in den Raumparametern auftreten werden. Diese geringen Änderungen stellen hohe Ansprüche an automatische Systeme zur Leckdetektion (Druck-, Temperatur- und Feuchte-Messung), so dass weitere Parameter herangezogen werden sollten. Die berechneten Parameteränderungen liegen außerhalb des Bereichs, wie sie üblicherweise in typischen zur Codevalidierung verwendeten Containment-Experimenten auftreten. Die GRS interessierte deshalb vor allem die Frage, ob die von COCOSYS für solch kleine Lecks berechneten Ergebnisse numerisch stabil und in Bezug auf geänderte Anfangs- und Randbedingungen plausibel sind.

Basierend auf der analytischen Untersuchung wurde festgestellt, dass bei sehr kleinen Lecks von 10 - 100 kg/h die relative Feuchtigkeit in den Zonen, die den Raum 403 abbilden, im Bereich von 3% bis 40% liegt. Bei einem Leck von 500 kg/h ändert sich die relative Feuchtigkeit in diesen Zonen im Bereich zwischen 20% bis 100%. Die Temperatur ändert sich im Bereich von 5 K bis 20 K für Leckagen von 10 - 100 kg/h. Solche Temperaturänderungen sind nicht wesentlich höher als die typischen Temperaturschwankungen von ca. 2 K pro Tag beim normalen Leistungsbetrieb der Anlage. Bei einem Leck von 500 kg/h ändert sich die Temperatur in der Leckzone bereits bis zu 45 K. Bei kleinen Lecks von 10 bis 100 kg/h liegen die Änderungen des Drucks innerhalb eines sehr kleinen Bereich von 2 Pa bis zu 48 Pa. Es ist anzumerken, dass sich diese kleinen Druckänderungen innerhalb des Bereichs der normalen Schwankungsbreite während des Leistungsbetriebes bewegen. Bei einem Leck von 500 kg/h beträgt der berechnete Druckanstieg ca. 600 Pa, was bereits deutlich höher ist als die berechnete Staffelung des Druckes (Gassäule) im SLS von etwa 100 Pa.

Abb. 12.2 zeigt exemplarisch für die COCOSYS-Ergebnisse einen Vergleich der Druckänderung in der Leckzone für die drei Szenarien.

In Variantenrechnungen wurde die COCOSYS-Modellierung des Leckes (Einspeiseoption) sowie des Leckraumes (Zonenmodell) modifiziert, was einen merklichen Einfluss auf die COCOSYS Ergebnisse hat. Die Ergebnisse zeigten, dass die damit berechneten Parameteränderungen noch kleiner werden, was die Früherkennung von Lecks weiter erschwert. Die Auswertung der Ergebnisse soll fortgesetzt und die Erkenntnisse der modifizierten Modellierung weiter diskutiert werden und in neuen Analysen zur Leck-vor-Bruch Thematik einfließen.

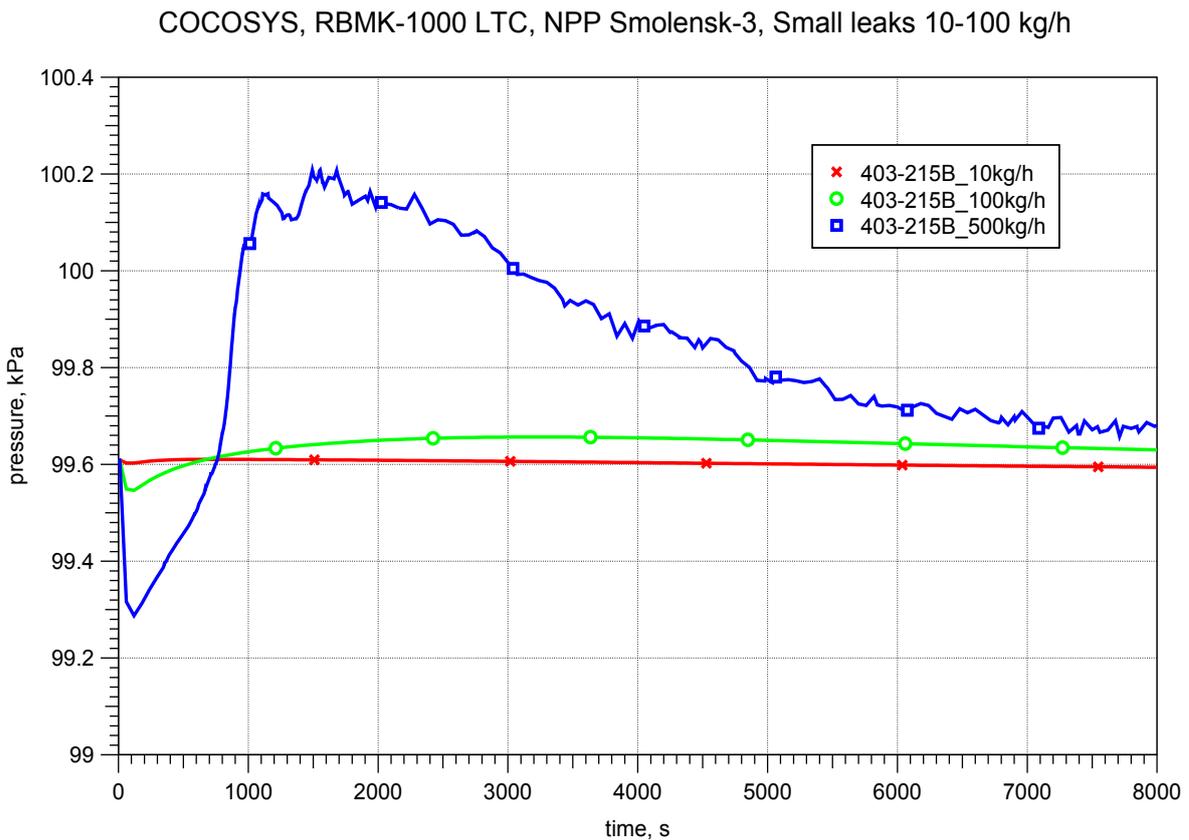


Abb. 12.2 COCOSYS, KKW Smolensk-3, Vergleich des berechneten Druckverlaufs im Leckraum bei angenommenen Leckagen von 10 bis 500 kg/h

Die COCOSYS-Ergebnisse sind in einer gemeinsamen Technischen Notiz von GRS und NIKIET dokumentiert /BAK 17/.

Es war vorgesehen, die COCOSYS Ergebnisse nach Möglichkeit mit gemessenen Anlagendaten/Testergebnissen abzusichern. Solche Daten konnten vom NIKIET bisher leider nicht zur Verfügung gestellt werden, würden aber eine Bewertung der COCOSYS-Ergebnisse und speziell die Auswahl der Leck-Modellierung absichern.

Zur Bewertung der COCOSYS-Ergebnisse soll in Zukunft eine Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse mit dem GRS Tool SUSA erfolgen. Eine derartige SUSA-Analyse soll es ermöglichen, quantitative Aussagen über die Unsicherheitsbereiche abzuleiten und die unsicheren Eingabeparameter zu identifizieren, die den größten Beitrag der einzelnen Eingangsunsicherheiten in Bezug auf die ausgewählten Parameter liefern. Ein weiteres Ziel der SUSA-Analyse besteht darin zu zeigen, dass COCOSYS für solche Grenzfälle plausible Ergebnisse liefert und eine Vielzahl von Rechenläufen mit breit angelegter Parametervariation ohne Abbruch berechnet.

Zur Vorbereitung dieser SUSA-Analyse wurde gemeinsam mit NIKIET eine erste Liste mit unsicheren Eingabeparametern inklusive ihrer Unsicherheitsbereichs- und Wahrscheinlichkeitsverteilungen erarbeitet. Diese Liste /BAK 17/ stellt den gegenwärtigen Kenntnisstand der unsicheren Eingabeparameter mit Unsicherheitsbereichen und Wahrscheinlichkeitsverteilungen dar. Die unsicheren Eingabeparameter basieren vor allem auf Expertenschätzungen sowie Erfahrungen aus bisherigen COCOSYS Anwendungen zu SLS von RBMK-Anlagen. Die Liste der unsicheren Eingabeparameter ist als vorläufige Version zu betrachten und soll im Rahmen des nächsten Projektes vor ihrer Anwendung in SUSA vervollständigt werden.

Folgende COCOSYS-Rechenergebnisse wurden als Kriterien (Sicherheitskriterien oder so genannte "quantities of interest") für die Bewertung durch SUSA ausgewählt:

- Atmosphärentemperatur,
- Relative Feuchtigkeit,
- Radioaktivität im Raumsystem.

Hierbei ist anzumerken, dass in den bisherigen COCOSYS-Analysen die Radioaktivität nicht berechnet wurde, d.h. das entsprechende AFP Hauptmodul von COCOSYS noch nicht zum Einsatz kam.

Ein Faktor, der für die vorgeschlagene SUSA-Analyse eine wesentliche Rolle spielt, ist die COCOSYS-Rechenzeit. Die Rechenzeit soll möglichst klein sein, da für die SUSA-Analyse Hunderte von Rechenläufen durchgeführt werden müssen. Dies ist bei der Auswahl des Szenarios zu berücksichtigen.

12.1.3 Anwendung des 3D-Modells CoPool für RBMK

Im Vorläufervorhaben wurde gemeinsam mit dem NIKIET Moskau eine COCOSYS-Pilotanalyse zu einem auslegungsüberschreitenden Szenario im Störfalllokalisierungssystem des KKW Smolensk-2 inklusive der exemplarischen Auswertung der Ergebnisse mit dem GRS-Tool SUSA in Bezug auf ihre Unsicherheiten und Sensitivitäten durchgeführt. Ein Ergebnis dieser SUSA Analyse war die Identifikation eines COCOSYS Modellparameters - dem Vorfaktor für die thermische Wasserkonvektion - der entscheidenden Einfluss auf das Verhalten des Druckabbausystems von RBMK-Anlagen unter Störfallbedingungen hat. Die thermisch bedingte Wasserkonvektion über Sumpfausgleichsverbindungen zwischen den verschiedenen horizontalen Sektionen der Druckabbausystems beeinflusst das Verhalten in der Langzeitphase bzw. bei Ausfall aktiver Kühlsysteme. Ohne effektive Vermischung des Wasserinventars in den Sektionen des Druckabbausystems wärmt sich das Wasser in der Sektion direkt unterhalb des Leckortes stark auf und erreicht Siedebedingungen. Dadurch wird eingetragener Dampf nicht mehr kondensiert, sodass der Druck stark ansteigt - unter Umständen auch über den Auslegungsdruck hinaus /TUT 14/. Neuere COCOSYS-Analysen zum Fukushima-Störfall lassen vermuten, dass der bisher verwendete Vorfaktor (zurzeit ist 2,5 als Standardwert für deutsche Konvoi-Anlagen empfohlen) wesentlich zu groß ist. Ohne anlagenspezifische experimentelle Daten ist dieser Faktor nicht näher zu bestimmen. Als Ausweg bot sich das gegenwärtig in COCOSYS implementierte 3D Modell CoPool an /ITW 12/, mit dem Sumpfbereiche im Containment genauer simuliert werden können. Dieses Modell hat in COCOSYS einen solchen Entwicklungsstand erreicht, dass seine exemplarische Anwendung in Anlagenrechnungen möglich ist und damit in COCOSYS das Sumpfausgleichsmodell inklusive des ungenauen Vorfaktors zur thermischen Konvektion ersetzen kann.

Auf einem Arbeitstreffen mit den Fachkollegen vom NIKIET wurden die gemeinsamen Arbeiten abgesprochen. Für das 1-etagige Druckabbausystem der Anlage KKW Smolensk-3 soll die Wasserkonvektion durch den Einsatz von CoPool berechnet werden. Auf Basis von Daten zur exakten Geometrie des Druckabbausystems war ein 3D Modell des Wasserbereiches für CoPool zu erstellen und in der gekoppelten Version mit COCOSYS für die exemplarische Analyse eines Störfallszenarios anzuwenden. Die Ergebnisse sollen dann mit einer vorhandenen COCOSYS-Rechnung verglichen und bewertet werden.

Bis zum 2. Quartal 2016 wollte NIKIET exakte Daten und Zeichnungen zum Wasserbereich des Druckabbausystems des KKW Smolensk-3 an die GRS übergeben. Leider verzögerte sich auf russischer Seite die Freigabe für die Übersendung dieser Daten an die GRS. Entsprechende Unterlagen - allerdings in geringerem Detaillierungsgrad als erwartet und benötigt - wurden erst Ende 2016 bereitgestellt /TUT 16/. Deshalb begann die GRS mit der Erstellung eines ersten CoPool-Eingabedatensatz und dessen Koppelung mit COCOSYS auf Basis von Prinzipskizzen und tabellarischen Aufstellungen zum Druckabbausystem, die im Rahmen der Zusammenarbeit aus dem Jahr 1993 verfügbar waren /SAF 93/.

Im Dezember 2016 fand in Moskau ein weiteres Arbeitstreffen mit NIKIET statt, auf dem die GRS den Stand der gekoppelten COCOSYS-CoPool Simulation präsentierte. Die verfügbaren Daten waren für den CoPool Datensatz nicht ausreichend und widersprechen zudem partiell der Modellierung in COCOSYS wie z.B. signifikante Unterschiede für das Wasservolumen und für Wandoberflächen. Eine Auflistung bisher identifizierter weiterer erforderlicher Daten wurde an NIKIET übergeben (Flächen, Höhenkoten, exakte x-y-z Koordinaten von Verbindungen usw.). Bis Mitte Januar 2017 beantwortete NIKIET einen Teil der aufgelisteten Fragen, sodass auch weiterhin Annahmen zu treffen sind. Die neuen Informationen flossen bisher nur zum Teil in den CoPool Datensatz ein, da eine grundlegende Überarbeitung des numerischen Gitters erforderlich ist (abweichende Maße des Wasserbereiches des Druckabbausystems). Diese Überarbeitung soll im Folgevorhaben erfolgen. Ein geplantes Arbeitstreffen zur Diskussion der aktuellen Ergebnisse und der Abstimmung der folgenden Schritte konnte bis Ende Mai 2017 nicht mehr durchgeführt werden.

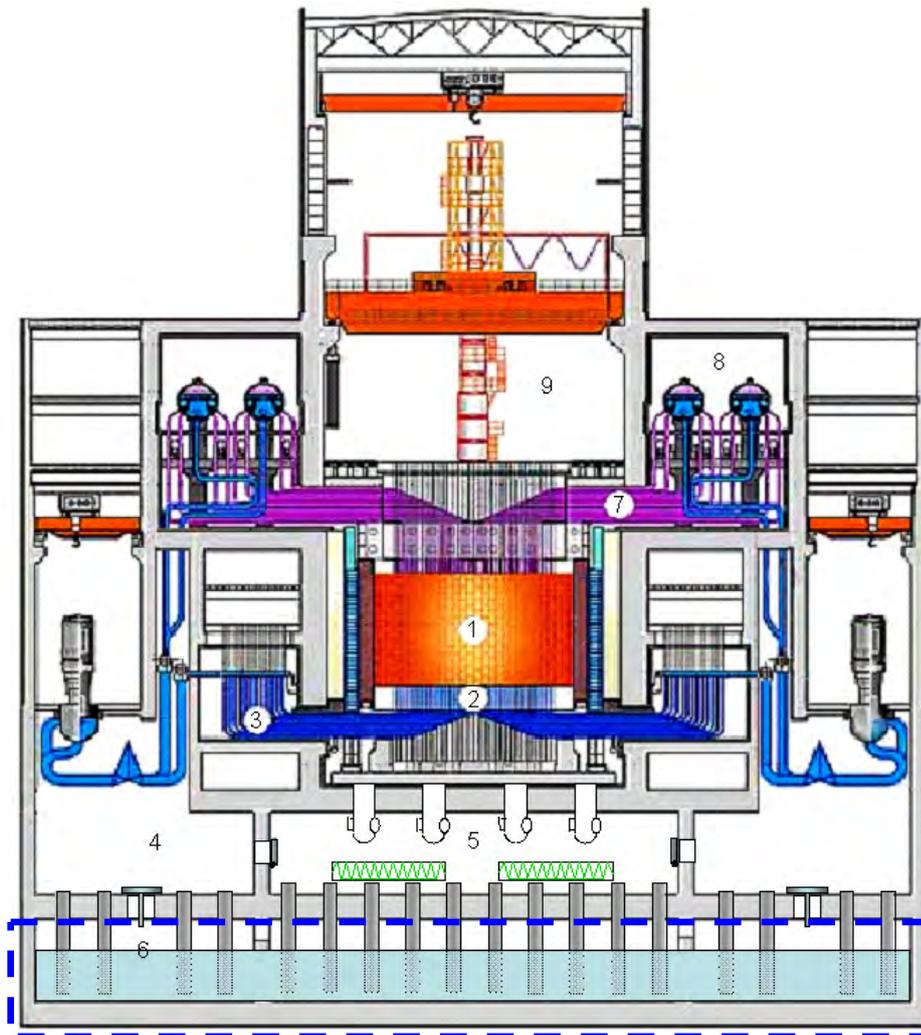
Mit COCOSYS-CoPool wurden bereits Validierungs-Rechnungen sowie erste Anwendungsrechnungen zu einer deutschen Konvoi-Anlage durchgeführt. Allerdings stellt die erstmalige Anwendung auf RBMK-1000 eine anspruchsvolle Aufgabe dar. Zwar ist die Erstellung des Gitters für die rechteckige Poolgeometrie bestehend aus 12 Raumbereichen verhältnismäßig einfach, dafür ist allerdings eine sehr große Anzahl von Koppelungsstellen zwischen COCOSYS und CoPool zu definieren: 232 Kondensationsrohre, Drainageverbindungen und Ejektoren, Sprühsysteme und absaugende bzw. einspeisende Pumpensysteme. Dies erforderte Anpassungen in der COCOSYS-CoPool Schnittstelle, die parallel zur Anwendung für Smolensk-3 im COCOSYS BMWi Entwicklungsprojekt RS 1532 umgesetzt werden (z.B. Simulation von Linienquellen, Austausch zusätzlicher thermohydraulischer Randbedingungen). Das heißt, diese Anwendung

brachte als Rückwirkung bereits wertvolle Hinweise für die Verbesserung des Systems COCOSYS-CoPool.

Der aktuelle Arbeitsstand der COCOSYS-CoPool Anwendung auf das Druckabbausystem des KKW Smolensk-3 ist in einer Technischen Notiz (in Englisch) dokumentiert /ARN 17B/. Im Folgenden sind ausgewählte Ergebnisse dargestellt.

Die Technische Notiz umfasst eine Beschreibung der Installation der gekoppelten Version COCOSYS-CoPool und erforderlicher Tools auf einem Standard PC mit Windows 7, 64-bit Betriebssystem. Diese Beschreibung wurde erstellt mit Hinblick auf die angestrebte spätere Anwendung von COCOSYS-CoPool im NIKIET. Die z.Z. angewendete Version ist noch eine Entwicklerversion mit Status Mai 2017 bestehend aus COCOSYS V3.0beta und CoPool V2, rev. 791. Die generelle Installation von CoPool ist im CoPool User's Manual /ITW 12/ dargelegt. Hier wird speziell auf Besonderheiten der gekoppelten Version eingegangen, z.B. die manuelle Definition von Umgebungsvariablen oder das Ersetzen von exe-Dateien durch aktuellere Entwicklerversionen.

Daran schließt sich die Beschreibung der Erstellung des numerischen Gitters von CoPool sowie die Kopplung mit COCOSYS an. Als Ausgangspunkt für die gekoppelte Analyse und gleichzeitig als Basis für den Ergebnisvergleich dient der in einem Vorläufervorhaben in 2012 erstellte COCOSYS Datensatz /ARN 12/. Der Datensatz umfasst 38 Zonen, 126 Verbindungen und 71 wärmeleitenden Strukturen und kann für angenommene Kühlmittelverluststörfälle mit Bruchlage in der linken Seite des Störfalllokalisierungssystems (SLS) verwendet werden (Abb. 12.3). Alle technischen Systeme im SLS, die für während des Störfalles betrieben werden, sind berücksichtigt. Als Störfallszenario ist ein Drucksammlerbruch angenommen. Der Massen- und Energieeintrag in das SLS inklusive Wasserstoff wurde vom NIKIET bereitgestellt (RELAP5 Ergebnisse).



- | | |
|---------------------------------|------------------------|
| 1 - Reaktor | 6 - Druckabbausystem |
| 2 - untere wasserführende Rohre | 7 - Dampf-Wasser Rohre |
| 3 - Wasserkommunikation | 8 - Dampferzeugerraum |
| 4 - Raum der Hauptumwälzpumpen | 9 - Reaktorsaal |
| 5 - Dampfverteilungskorridor | |

Abb. 12.3 Schema des Störfalllokalisierungssystems des KKW Smolensk-3, blau eingerahmt: mit CoPool berechneter Bereich

Als Eingabe für CoPool wird das numerische Gitter in Form des xml-Files "Geometry.xml" erstellt. Im Abschnitt "FileInput" (Abb. 12.4) sind alle Angaben zu den Fluidzonen (Wasserbereich) sowie den Strukturen ("VoxelCompounds") und der Kopplung mit COCOSYS Zonen kodiert. Die gegenwärtig verfügbaren Unterlagen zur Geometrie des Druckabbausystems sind in Abb. 12.5 dargestellt.

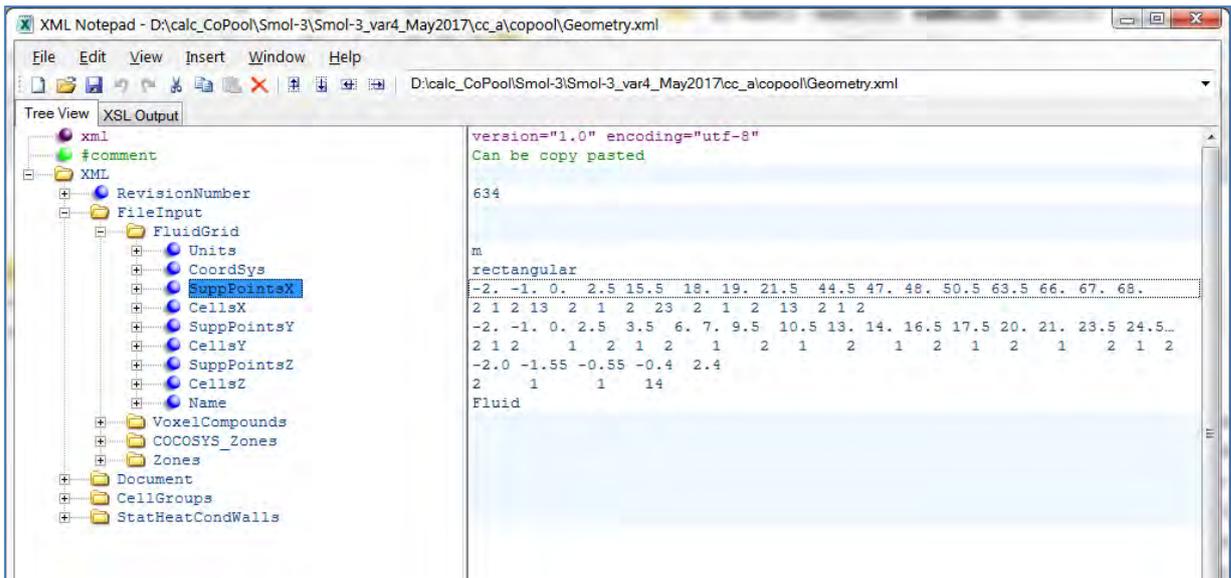


Abb. 12.4 CoPool Eingabe, Aufbau der Datei "Geometry.xml" für das KKW Smolensk-3

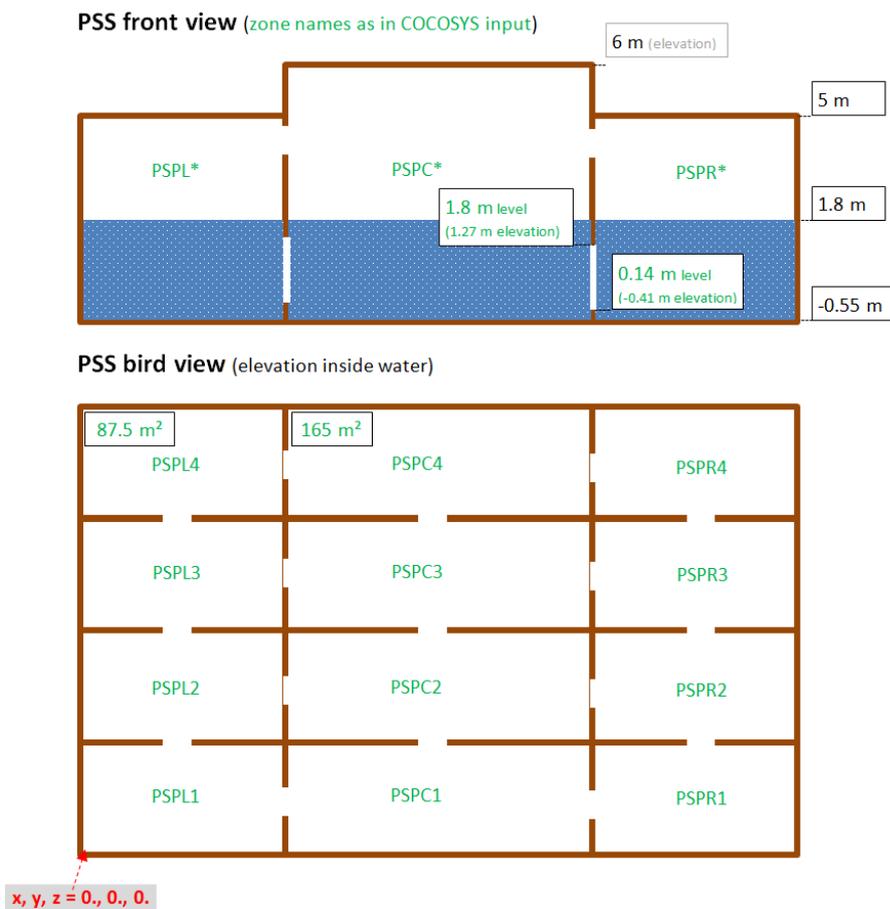


Abb. 12.5 Geometrie des Druckabbausystems des KKW Smolensk-3

Auf dieser Basis wurden das numerische Fluid- und das Wand-Gitter für CoPool erstellt. Das kartesische Fluidgitter hat die Maße in x-y-z Richtung in Metern: (-2 bis 68) x (-2 bis 27) x (-2 bis 2,4). Die generelle Gitterweite beträgt dabei 1 x 1 x 0,2. Das wesentlich feinere Wandgitter wurde aus 10 einzelnen quaderförmigen Komponenten (Compounds) zusammengesetzt und dabei die inneren Verbindungen berücksichtigt (ausgespart). Gegenwärtig sind die Wandstrukturen als reine Betonwände modelliert, d.h. die Stahlauskleidung ist noch nicht berücksichtigt.

Der Wasserbereich des Druckabbausystems (Fluid-Gitter in 12 Raumbereichen) und die umgebenden Wände sind Abb. 12.6 dargestellt.

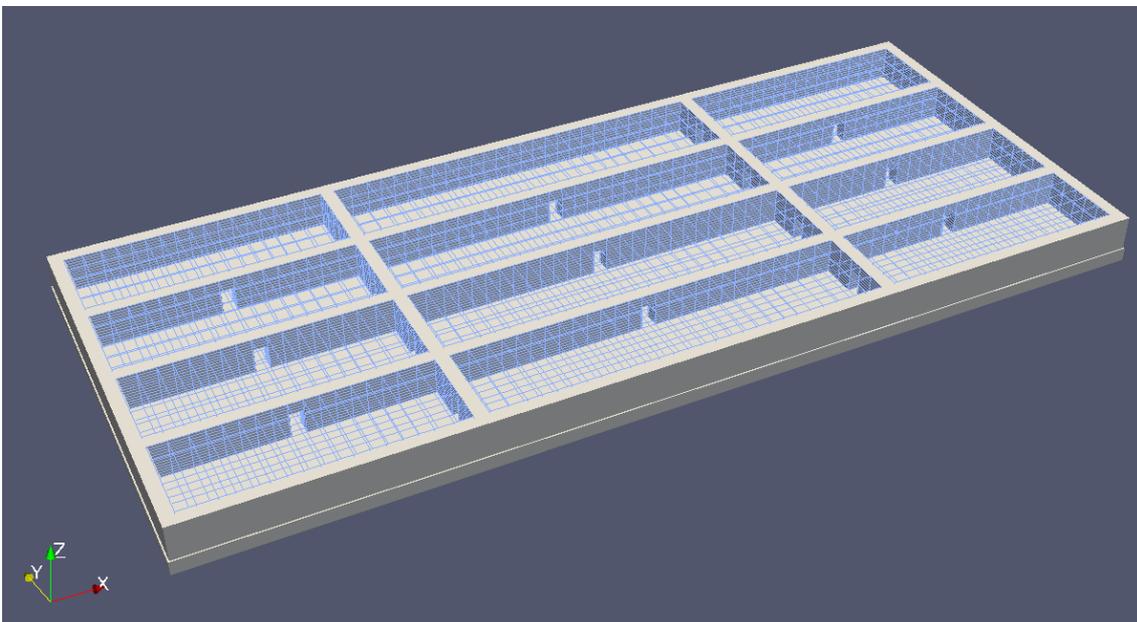


Abb. 12.6 CoPool Datensatz, Wandelemente und daraus resultierendes Fluid-Gitter für den Wasserbereich des Druckabbausystems im KKW Smolenks-3

Zur Definition der Randbedingungen für die COCOSYS-CoPool Kopplung wird ein großes Gitter für Zonen in CoPool erstellt, dem dann die entsprechenden zwölf COCOSYS-Zonen (in grün geschriebene Namen in Abb. 12.5) bzw. die Umgebung zugeordnet werden. Für Drainageverbindungen mit den Sümpfen dieser zwölf COCOSYS-Zonen werden im CoPool Datensatz zusätzliche geometrische Randbedingungen definiert ("Document" laut Abb. 12.4, -> ConfigFlow; Heat und Momentum). Einen Überblick über die im Wasserbereich (CoPool Fluid-Zonen) gekoppelten Verbindungen ist in Abb. 12.7 dargestellt. Anhand dieser Ausgabe in COCOSYS kann die Vollständigkeit geprüft werden. Daten bezüglich Sumpfoberflächen und auftretendes Wandkondensat (Linienquellen) werden automatisch zugeordnet.

Sump type boundaries for: CPL			
Mod-No.	Name	Model	Type
1	DWN-L1	ATM_VALVE	Atmos. Jun
1	DWN-L2	ATM_VALVE	Atmos. Jun
1	DWN-L3	ATM_VALVE	Atmos. Jun
1	DWN-L4	ATM_VALVE	Atmos. Jun
1	DWN-C1	ATM_VALVE	Atmos. Jun
1	DWN-C2	ATM_VALVE	Atmos. Jun
1	DWN-C3	ATM_VALVE	Atmos. Jun
1	DWN-C4	ATM_VALVE	Atmos. Jun
1	DWN-R1	ATM_VALVE	Atmos. Jun
1	DWN-R2	ATM_VALVE	Atmos. Jun
1	DWN-R3	ATM_VALVE	Atmos. Jun
1	DWN-R4	ATM_VALVE	Atmos. Jun
1	BB-L1	DRAIN_BOT	Drainage
1	BB-L2	DRAIN_BOT	Drainage
1	BB-L3	DRAIN_BOT	Drainage
1	BB-L4	DRAIN_BOT	Drainage
1	BB-R1	DRAIN_BOT	Drainage
1	BB-R2	DRAIN_BOT	Drainage
1	BB-R3	DRAIN_BOT	Drainage
1	BB-R4	DRAIN_BOT	Drainage
1	DCP-L1	DRAIN_BOT	Drainage
1	DCP-L2	DRAIN_BOT	Drainage
1	DCP-L3	DRAIN_BOT	Drainage
1	DCP-L4	DRAIN_BOT	Drainage
1	DCP-R1	DRAIN_BOT	Drainage
1	DCP-R2	DRAIN_BOT	Drainage
1	DCP-R3	DRAIN_BOT	Drainage
1	DCP-R4	DRAIN_BOT	Drainage
1	J-SP1_I1	PUMP_SYS	Drainage
1	J-SP1_O1	PUMP_SYS	Drainage
1	J-SP1_O2	PUMP_SYS	Drainage
1	J-SP1_O3	PUMP_SYS	Drainage
1	J-EJ1	PUMP_SYS	Drainage
1	J-EJ1_O1	PUMP_SYS	Drainage
1	J-SP2_I1	PUMP_SYS	Drainage
1	J-SP2_O1	PUMP_SYS	Drainage
1	J-SP2_O2	PUMP_SYS	Drainage
1	J-SP2_O3	PUMP_SYS	Drainage
1	J-EJ2	PUMP_SYS	Drainage
1	J-EJ2_O1	PUMP_SYS	Drainage
1	J-SP3_I1	PUMP_SYS	Drainage
1	J-SP3_O1	PUMP_SYS	Drainage
1	J-SP3_O2	PUMP_SYS	Drainage
1	J-SP3_O3	PUMP_SYS	Drainage
1	J-EJ3	PUMP_SYS	Drainage
1	J-EJ3_O1	PUMP_SYS	Drainage
1	J-SP4_I1	PUMP_SYS	Drainage
1	J-SP4_O1	PUMP_SYS	Drainage
1	J-SP4_O2	PUMP_SYS	Drainage
1	J-SP4_O3	PUMP_SYS	Drainage
1	J-EJ4	PUMP_SYS	Drainage
1	J-EJ4_O1	PUMP_SYS	Drainage
1	JECCS	PUMP_SYS	Drainage
1	JTUB1	PUMP_SYS	Drainage
1	JTUB2	PUMP_SYS	Drainage
1	JTUB3	PUMP_SYS	Drainage
1	JTUB4	PUMP_SYS	Drainage
1	SC1_1		Spray
1	SL1_1		Spray
1	SR1_1		Spray
1	EJL1_1		Spray
1	EJR1_1		Spray
1	SC2_1		Spray
1	SL2_1		Spray
1	SR2_1		Spray
1	EJL2_1		Spray
1	EJR2_1		Spray
1	SC3_1		Spray
1	SL3_1		Spray
1	SR3_1		Spray
1	EJL3_1		Spray
1	EJR3_1		Spray
1	SC4_1		Spray
1	SL4_1		Spray
1	SR4_1		Spray
1	EJL4_1		Spray
1	EJR4_1		Spray

Abb. 12.7 COCOSYS-CoPool, Überblick der gekoppelten Verbindungen zum Wasserbereich des Druckabbausystems (COCOSYS Ausgabe)

Zur Durchführung einer gekoppelten Rechnung waren Modifikationen im COCOSYS-Eingabedatensatz erforderlich. Zum Start der gekoppelten Rechnung ist CoPool zu aktivieren (Kontrollworte C---- STR_MODULE, SYNCHRON und CFD_INTERF) – siehe Abb. 12.8. Weiterhin wurden für die Kopplung der Pumpensysteme im COCOSYS-Datensatz zur Berücksichtigung der Impulse jeweils das spezielle Item "---- COPOOL" angegeben (JET_INL oder JET_OUT).

Auf Grund von speziellen erforderlichen Randbedingungen waren weitere Änderungen notwendig:

- die Umgebung als mit CoPool verknüpfte Zone musste als "trocken", d.h. ohne Wasser, definiert werden, ansonsten müsste auch in CoPool ein entsprechender Wasserstand vorgegeben werden,
- die seitlichen Wandstrukturen im Druckabbausystem waren bisher als BOTTOM Typ definiert. Sie mussten jetzt entsprechend der neuen Option in COCOSYS V3.0 in mit dem Wasser und der Atmosphäre in Verbindung stehende Oberflächen aufgeteilt werden,

- die alten Wärmeübergangsmodelle für diese Wandstrukturen mussten wegen der Kopplung mit CoPool auf das neue CO1-Modell aktualisiert werden.

```

@*****
@
C---- STR_MODULE
@
  THY   remain.exe           PC2777
  CPL   'copool_zones'      '\copool 3' PC2777
@
C---- SYNCHRON
@
  MAIN
@
K---- MAIN
@
  DTRULE
  MIN_BmB
@
  MODULE  LEVEL  RULE  STEPS
  THY     1      OTCY
  CPL     2      OTCY
@
  CFD_THY Interface
  ++++++
@
C---- CFD_INTERF
@
  CPL_1  SUMP_INTFA  PSPL1  PSPL2  PSPL3  PSPL4
           PSPC1  PSPC2  PSPC3  PSPC4
           PSPR1  PSPR2  PSPR3  PSPR4
           ENVIRON
@
@*****
@

```

Abb. 12.8 COCOSYS Eingabe, Aktivierung von CoPool und Definition der Zonen, die durch CoPool berechnet werden

Mit diesem Datensatz zum KKW Smolensk-3 wurden erste Pilotrechnungen zur Demonstration der Leistungsfähigkeit der aktuellen gekoppelten Version COCOSYS-CoPool durchgeführt. Diese Rechnungen konnten bisher über 86 s durchgeführt werden.

Die an COCOSYS übertragenen CoPool Ergebnisse für die "ersetzten" Zonen sind im Printoutput bzw. im Plotvektor unter dem Modell CPL zu finden (Abb. 12.9). In den folgenden Bildern sind diese Ergebnisse (Legende "COC_CoPool") mit der vorhandenen COCOSYS-Rechnung ("COC_st_alo") /ARN 12/ verglichen.

CPL) Sump Data: Tsump (C), Vsump (m**3), Lsump (m), Tsurf (C), vsurf (m/s), Asurf (m**2)												
NO.	CPL_SMP	TSUMP	VSUMP	LSUMP	TSURF	VSURF	ASURF					
		SUMP TEMPERATU	SUMP VOLUME	SUMP LEVEL	SUMP SURF. TEM	SUMP SURF. VEL	SUMP SURF. ARE					
1	ENVIRON	-0.10000D+01	0.00000D+00	0.00000D+00	-0.10000D+01	0.00000D+00	0.00000D+00					
2	PSPL1	0.35000D+02	0.25380D+03	0.23500D+01	0.35000D+02	0.37447D-07	0.10800D+03					
3	PSPL2	0.35000D+02	0.25555D+03	0.23500D+01	0.35000D+02	0.55508D-07	0.10800D+03					
4	PSPL3	0.35000D+02	0.25555D+03	0.23500D+01	0.35000D+02	0.55514D-07	0.10800D+03					
5	PSPL4	0.35000D+02	0.25555D+03	0.23500D+01	0.35000D+02	0.40680D-07	0.10800D+03					
6	PSPC1	0.35000D+02	0.39655D+03	0.23500D+01	0.35000D+02	0.39425D-07	0.16800D+03					
7	PSPC2	0.35000D+02	0.39830D+03	0.23500D+01	0.35000D+02	0.51477D-07	0.16800D+03					
8	PSPC3	0.35000D+02	0.39830D+03	0.23500D+01	0.35000D+02	0.51482D-07	0.16800D+03					
9	PSPC4	0.35000D+02	0.39830D+03	0.23500D+01	0.35000D+02	0.41494D-07	0.16800D+03					
10	PSPR1	0.35000D+02	0.25555D+03	0.23500D+01	0.35000D+02	0.40702D-07	0.10800D+03					
11	PSPR2	0.35000D+02	0.25730D+03	0.23500D+01	0.35000D+02	0.58757D-07	0.10800D+03					
12	PSPR3	0.35000D+02	0.25730D+03	0.23500D+01	0.35000D+02	0.58763D-07	0.10800D+03					
13	PSPR4	0.35000D+02	0.25730D+03	0.23500D+01	0.35000D+02	0.43948D-07	0.10800D+03					

CPL) Sump Boundary Data: Qsurf (kw), ALSurf (w/m**2K), VCsurf (m**3/s)												
NO.	CPL_SMP	QSURF	ALSURF	VC								
		HEAT FLOW	HEAT TRANSFER	COND. RATE								
1	ENVIRON	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00								
2	PSPL1	-0.15621D-01	0.29953D+01	-0.48639D-08								
3	PSPL2	0.21021D-01	0.27165D+01	0.65280D-08								

Abb. 12.9 COCOSYS-CoPool, an COCOSYS übertragene Ergebnisse für die durch CoPool berechneten Zonen

Der berechnete Druckverlauf im Druckabbausystem wird in Abb. 12.10 und Abb. 12.11 verglichen. Die Ergebnisse stimmen bereits gut überein. Abweichungen werden durch einen unterschiedlichen Startdruck verursacht (Abb. 12.10), der sich aus nicht übereinstimmenden geometrischen Daten zum Druckabbausystem ergibt (abweichende Poolfläche und Wasservolumina wegen fehlender Informationen sowie "Netto"-Werten in COCOSYS, Poolfläche/Wasservolumen wurden deshalb im COCOSYS-Datensatz an CoPool angepasst). Nach 10 s stimmen die Ergebnisse praktisch überein.

Der Wasserhöhenstand ist in Abb. 12.12 dargestellt. Hier ist zu beachten, dass wie oben erwähnt Poolfläche/Wasservolumen im COCOSYS-Datensatz an CoPool angepasst wurden (ansonsten hätte das CoPool Fluid-Gitter geändert werden müssen). In der COCOSYS-Rechnung gibt es wesentlich größere Unterschiede im Höhenstand zwischen den Sektionen des Druckabbausystems als in COCOSYS. In COCOSYS werden die Drainageströme zwischen den Zonen über sogenannte Sump-Balance Verbindungen instationär berechnet. Aufgrund der „Flachwasser“-Randbedingung in CoPool ist der Wasserstand in allen Zonen immer gleich. Somit können solche Kurzzeiteffekte in CoPool nicht berechnet werden. Der Unterschied in den Wasserständen zwischen stand-alone und gekoppelter Rechnung in der späteren Phase bei 80 s ist durch die unterschiedlichen Stoffwerte von Wasser in COCOSYS und CoPool bedingt. So ist die Dichte des Wassers in CoPool konstant. Weitere detaillierte Analysen sind notwendig. Bevor eine gekoppelte Langzeitrechnung erfolgreich gelaufen ist, können noch keine Schlussfolgerungen bzgl. der thermischen Wasserkonvektion gezogen werden.

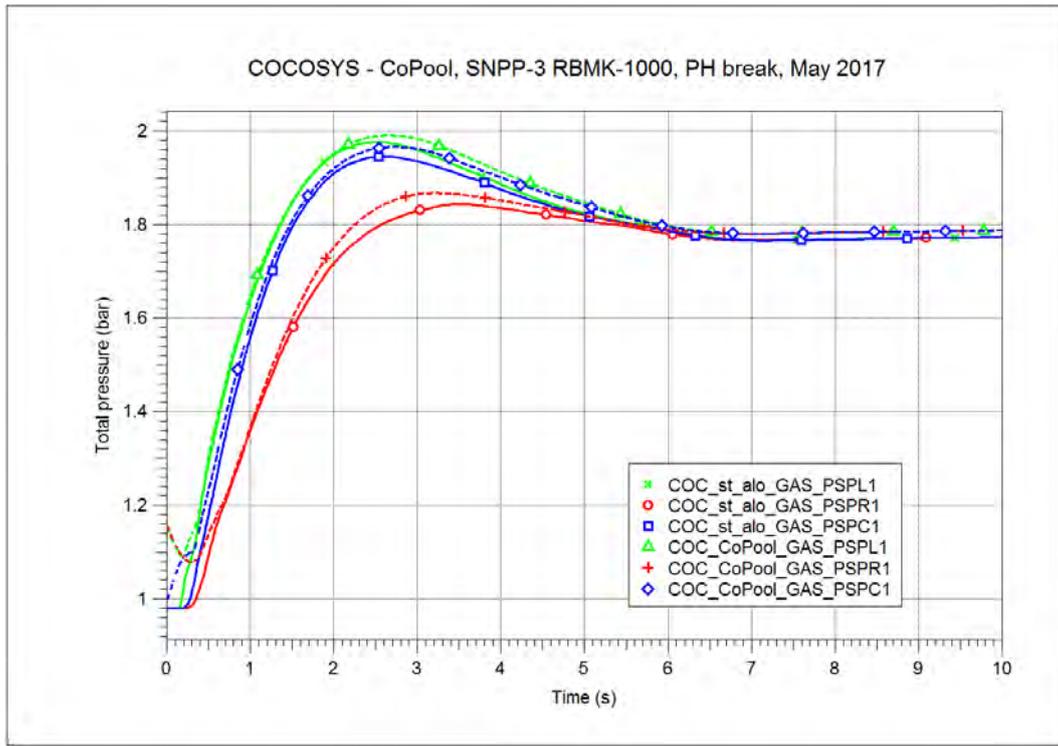


Abb. 12.10 KKW Smolensk-3, COCOSYS-CoPool, Druckverlauf im Druckabbausystem, Kurzzeitphase

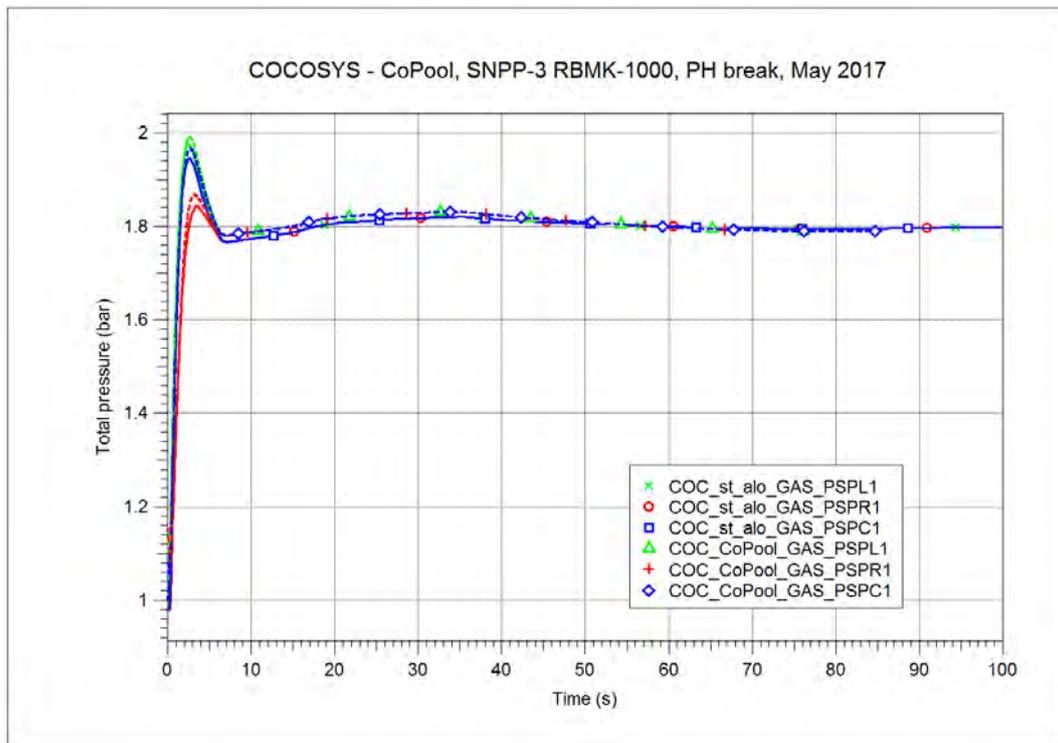


Abb. 12.11 KKW Smolensk-3, COCOSYS-CoPool, Druckverlauf im Druckabbausystem

Andere Ergebnisse wie die mittlere Pooltemperatur (Abb. 12.13) oder Massenströme in einer Drainageverbindung in den Pool (Abb. 12.14) zeigen ebenfalls eine gute Übereinstimmung der Ergebnisse. Eine weitere detaillierte Diskussion ist zu diesem Zeitpunkt noch nicht sinnvoll.

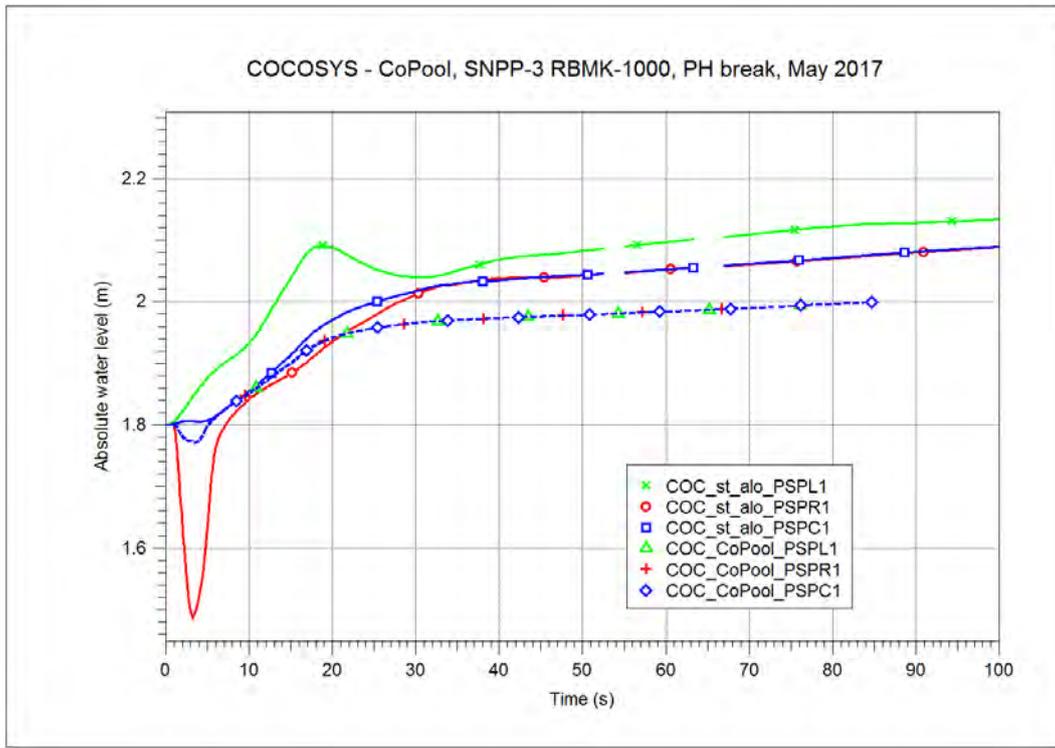


Abb. 12.12 KKW Smolensk-3, COCOSYS-CoPool, Wasserhöhenstand im Druckabbausystem

Exemplarisch für die CoPool-Ergebnisse ist die Temperaturverteilung des Wassers im Druckabbausystem für den Zeitpunkt 86 s in Abb. 12.15 gezeigt. Es ist zu sehen, dass sich insbesondere die oberflächennahen Bereiche stark erwärmen (über die Sättigungstemperatur hinaus). Ursache sind noch bestehende Probleme mit der berechneten Oberflächentemperatur in CoPool und COCOSYS. Hier ist die Modellierung weiter zu verbessern. Die vier am weitesten vom Leckort entfernten Zonen sind nach 86 s noch recht kalt, was mit Abb. 12.13 übereinstimmt.

Die dargestellten Ergebnisse der gekoppelten Analyse sind eine "Momentaufnahme" des noch in Entwicklung befindlichen Datensatzes für des KKW Smolensk-3 sowie des gekoppelten Systems COCOSYS-CoPool.

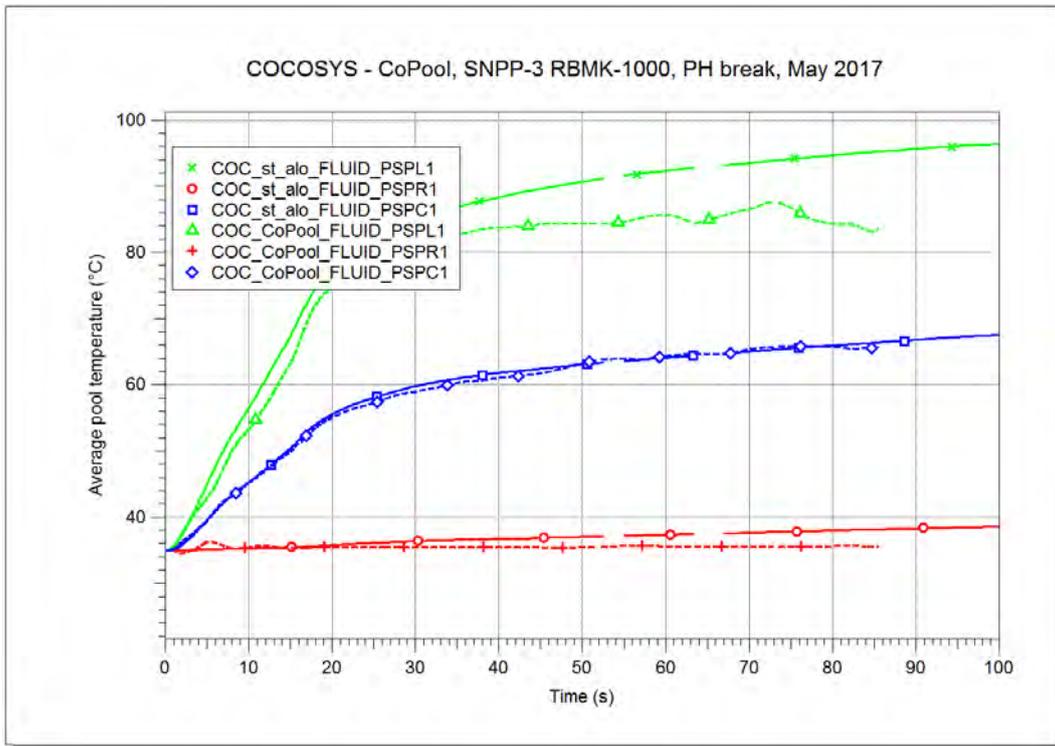


Abb. 12.13 KKW Smolensk-3, COCOSYS-CoPool, mittlere Wassertemperatur im Druckabbausystem

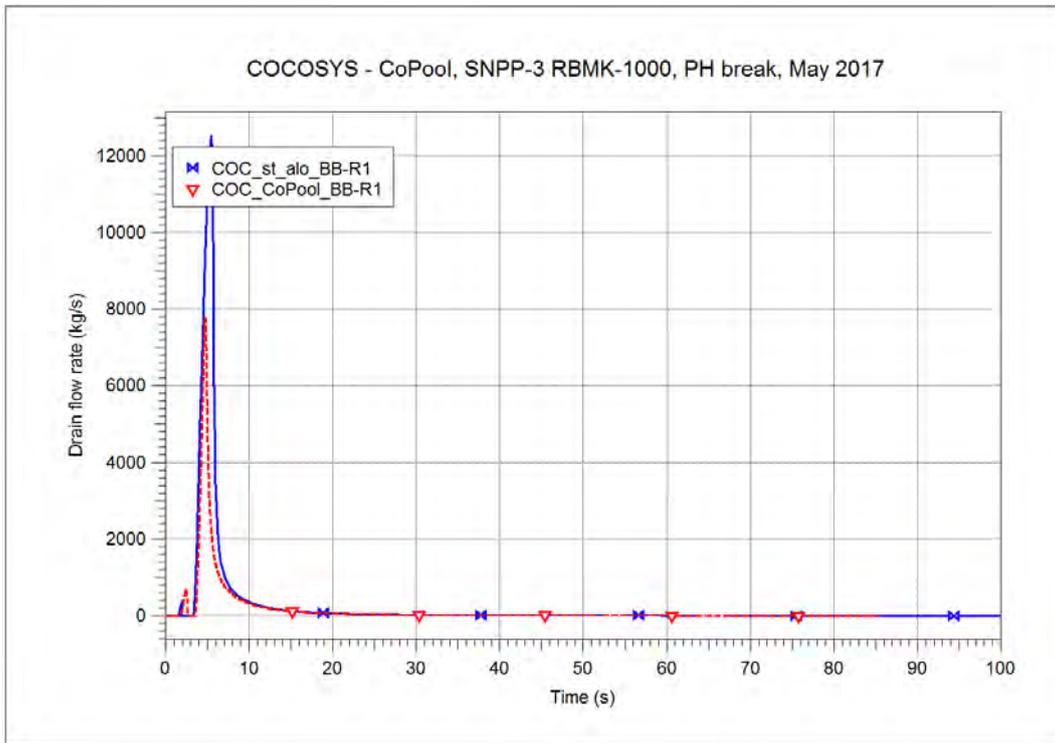


Abb. 12.14 KKW Smolensk-3, COCOSYS-CoPool, Massestrom in einer Drainageverbindung

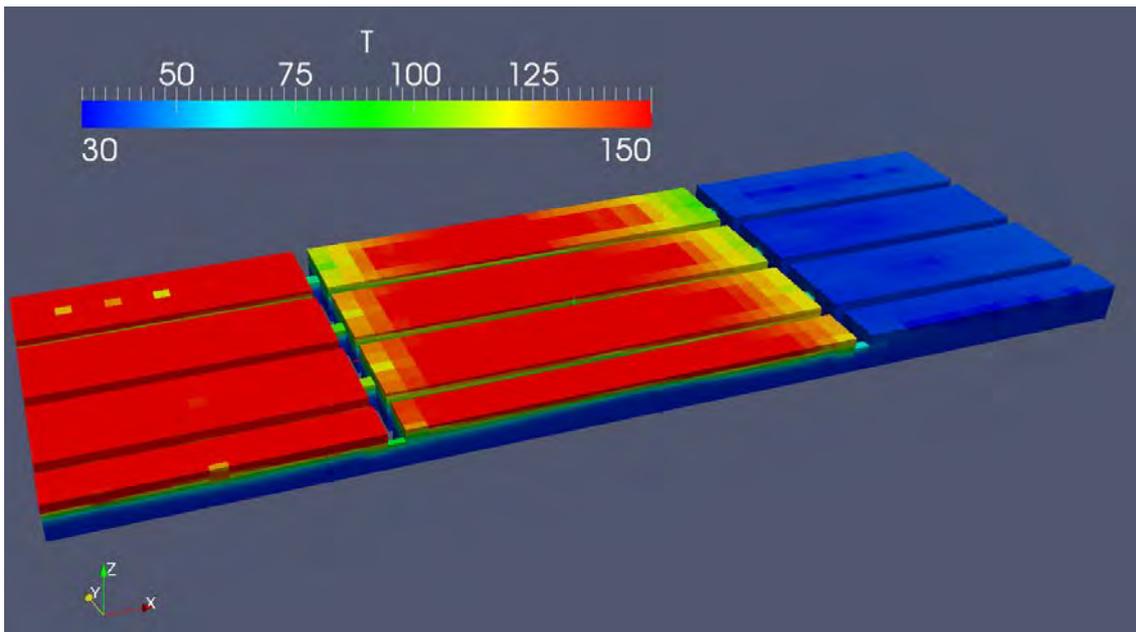


Abb. 12.15 KKW Smolensk-3, CoPool, Temperaturverteilung des Wassers im Druckraumsystem, Zeitpunkt 86 s

Die Überarbeitung des numerischen Gitters für CoPool auf Basis der neuen Informationen vom NIKIET soll im Anschlussvorhaben erfolgen. Allerdings sind gegenwärtig nicht alle Fragen der GRS zur Geometrie beantwortet, sodass auch weiterhin Annahmen zu treffen sind.

In der Technischen Notiz /ARN 17B/ sind u.a. auch Randbedingungen genannt, die in einem gekoppelten Datensatz einzuhalten sind. So kann z.B. CoPool nur mit Zonen vom NONEQUILIB Typ gekoppelt werden. In CoPool wird gegenwärtig eine konstante Wasserdichte verwendet. Diese Bedingungen und weitere Begrenzungen sollen im COCOSYS Entwicklungsprojekt zusammen mit den CoPool Entwicklern diskutiert und bei Sinnhaftigkeit modifiziert werden.

12.2 Modellentwicklung zur Analyse von Reaktivitätstransienten in RBMK-Reaktoren

12.2.1 Zielsetzung

Vor dem Hintergrund der aktuellen Reparaturmaßnahmen zur Wiederherstellung der Funktion des Graphitstapels der RBMK-Reaktoren der ersten Generation wurden gemeinsam mit SEC NRS die Modelle zur Analyse von Reaktivitätstransienten angepasst und ausgewählte Transienten mit ATHLET-QUABOX/CUBBOX

Diese Kooperation und die dabei gewonnen Ergebnisse sind der effektivste Weg, um das GRS Know-how zu RBMK-Anlagen sowohl für DBA- als auch für BDBA-Untersuchungen zu erhalten und zu vervollständigen und aktuelle technische Informationen zu den elf gegenwärtig noch in Russland an drei Standorten betriebenen RBMK-Kraftwerksblöcken und ihrem Sicherheitszustand zu erhalten.

Während des Langzeitbetriebs des Uran-Graphit-Reaktors RBMK-1000 wird aufgrund des Einflusses von Strahlung und Temperatur eine Veränderung der physischen und mechanischen Eigenschaften der Reaktorgraphitblöcke beobachtet. Diese Einflüsse haben zu einer Deformierung der Graphitsäulen geführt und in Folge dessen zu einer Deformierung der Steuerstab- (CPS) und der Brennstoffkanäle. Potenziell kann diese Deformierung zu Problemen beim der reibungslosen Bewegung der Steuerstäbe in den CPS-Kanälen sowie beim Be- und Entladen der Brennelemente führen.

An den RBMK-Reaktoren der ersten Generation (Block. 1 und 2 des KKW Leningrad und Block 2 des KKW Kursk) wurden Maßnahmen realisiert um die Deformation zu reduzieren. Dazu wurden Teile der Graphitblöcke herausgeschnitten und entfernt, was zu einer Verringerung der mechanischen Einwirkung auf die Brennstoff- und CPS-Kanäle geführt hat. Das Entfernen eines signifikanten Teils des Moderators hat zur Folge, dass sich das Verhältnis Uran/Graphit im Kern und daher auch die neutronenphysikalischen und thermohydraulischen Eigenschaften im Kern ändern.

Ein wichtiger Teil der Sicherheitsanalysen für die Bewertung der laufende Modernisierung der Graphitblöcke des RBMK-1000 wurde mit dem gekoppelten Codesystem ATHLET-QUABOX/CUBBOX durchgeführt, das von der GRS entwickelt und angepasst wurde.

SEC NRS (TSO der russischen Sicherheitsbehörde) leistet mit aktiver Unterstützung der GRS und Anwendung der GRS Software weiterhin einen wichtigen Beitrag zur Bewertung der sicherheitsrelevanten Parameter nach der Modifikation der Graphitblöcke im Kern.

Im Rahmen des Vorhabens wurde eine Reihe von Reaktivitätstransienten und Störfällen mit dem gekoppelten Codesystem ATHLET-QUABOX/CUBBOX für unterschiedliche Mengen von aus dem Kern entferntem Graphit analysiert. Dabei wurden folgende Transienten untersucht:

1. Ausfahren von zentralen und peripheren Steuerstäben,
2. Ausdampfen des Steuerstab-Kühlkreislaufs.

Die Ergebnisse der durchgeführten Untersuchungen werden im Folgenden zusammenfassend dargestellt. Eine ausführlichere Dokumentation ist in den Berichten /SEC 16E/, /SEC 16F/, /SEC 17A/, /SEC 17B/ enthalten, die vom Nachauftragnehmer SEC NRS erstellt wurden.

12.2.2 Erstellung eines eins-zu-eins "Open Core" Nodalisierungsschemas für ATHLET

Eine ausführliche Beschreibung des Ganzkernmodells für den RBMK-1000 ist in /SEC 14/ enthalten. Das Modell des RBMK-1000-Reaktors umfasst alle wichtigen Sicherheits- und Regelsysteme, wie z.B. den Hauptkühlkreislauf (MCC) und das Regel- und Schutzsystem (CPS). Bei der Modellierung des Frischdampfsystems wurden sowohl die vier Hauptdampfleitungen als auch alle Querverbindungen (Hauptquerverbindung und Querverbindungen an den Eigenbedarfsreduzierstationen) berücksichtigt. Regel- und Sicherheitssysteme, wie die Dampfreduzierstationen in den Kondensator (BRU-K), die Eigenbedarfsreduzierstationen (BRU-E) und die Hauptsicherheitsventile (HSV) wurden modelliert.

Für die vorliegende Untersuchung wird ein „Open Core“ Modell verwendet. In diesem Modell wird der Reaktorkern mit je einem Kreislauf für die „rechte“ und die „linke“ Reaktorhälfte dargestellt. Am Kerneintritt und Kernaustritt werden Randbedingungen vorgegeben. Dadurch wird der Einfluss des Kühlkreislaufs eliminiert, wodurch die Gesamtchenzeit um den Faktor 3 reduziert wurde.

Zur Beschreibung des Reaktorkerns werden alle 1.884 Kanäle für die Berechnung der 3D-Leistungsverteilung nachgebildet. Für die Darstellung der Fluidodynamik im Reaktorkern wurde eine Variante bestehend aus 13 Kernkanälen gewählt. Dabei werden beide Kernhälften jeweils mit sechs Kernkanälen für die Brennstoffkanäle und mit einem Kernkanal, der die Wasserkanäle und Absorber simuliert, dargestellt. Die Massendurchsätze durch die beiden Kernhälften werden als gleich angenommen.

Die für die Transientenanalysen verwendeten Kerneintritts- und Kernaustrittsrandbedingungen sind folgende:

- Kühlmitteltemperatur am Eintritt und Austritt sind 271°C und 281°C dementsprechend. Dies entspricht dem Nennleistungsbetrieb mit der Leistung von 3200MW;
- Der Druck im Trommelseparator ist 7MPa und entspricht auch dem nominalen Wert.

Die Abb. 12.16 zeigt die Nodalisierung der linken Kernhälfte. Dabei sind die hydraulischen ATHLET-Kanäle mit A1-A13 gekennzeichnet. Die Branch-Objekte V-LPL, J-LPL spezifizieren die Randbedingungen im Trommelseparator; V-UPL, UP-BR-L stehen für die Randbedingungen im Verteiler.

In Abb. 12.17 wird die grafische Darstellung der Kühlmitteldichte in Kernkanälen zum Zeitpunkt $t=100\text{ s}$ präsentiert.

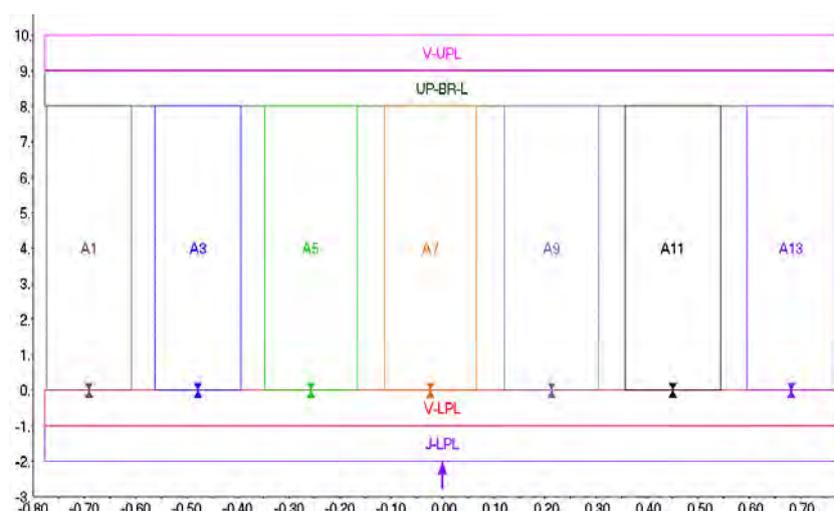


Abb. 12.16 ATHLET-Nodalisierung der linken Kernhälfte

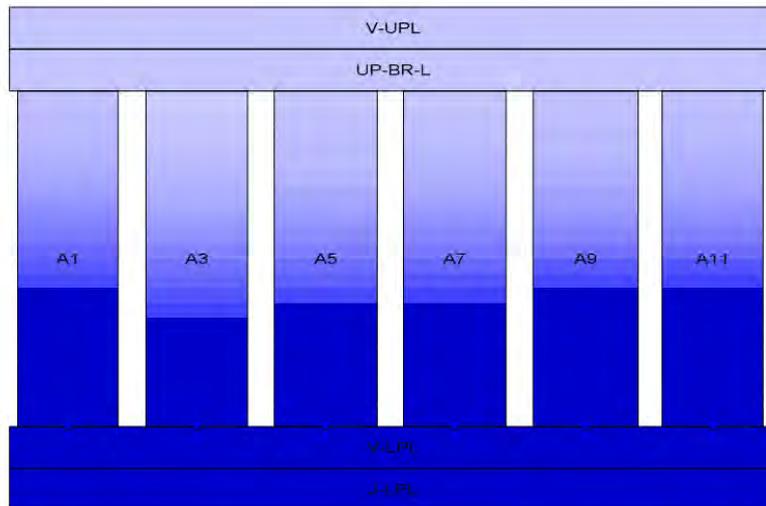


Abb. 12.17 Grafische Visualisierung des ATHLET-Modells. Schnappschuss bei $t=100$ s

Zur automatisierten Erstellung der gekoppelten Datensätze wurde eine grafische Benutzeroberfläche (GUI) weiterentwickelt. Die aktuelle Version ist eine Erweiterung der bereits vorhandenen GUI /SEC 14/ und ermöglicht eine einfachere Erstellung des Open Core Modells für die verschiedenen Anlagenzustände. Die Ausgangszustände des Reaktors werden mit dem Online-Rechensystem der RBMK-1000 SKALA-MICRO vorbereitet. Der ATHLET 3.0 Eingabedatensatz, der mit Hilfe der GUI erstellt wird, enthält die nachfolgenden realen Daten zum Zustand des Reaktors:

- Kühlmitteldurchsatz für beide Reaktorhälften,
- Stableistungen für alle Kernkanäle und die Anzahl der Brennstäbe in jeder Gruppe,
- Leistungsverteilung in den Kernkanälen,
- Kernbeladung,
- Kühlmiteleintrittstemperatur,
- Druck in den Trommelseparatoren,
- Werten des Öffnungsgrades der Regelventile.

Das Abb. 12.18 zeigt das Hauptmenü der GUI für die Bereitstellung des Eingabedatensatzes für die Zwecke der vorliegenden Arbeit.

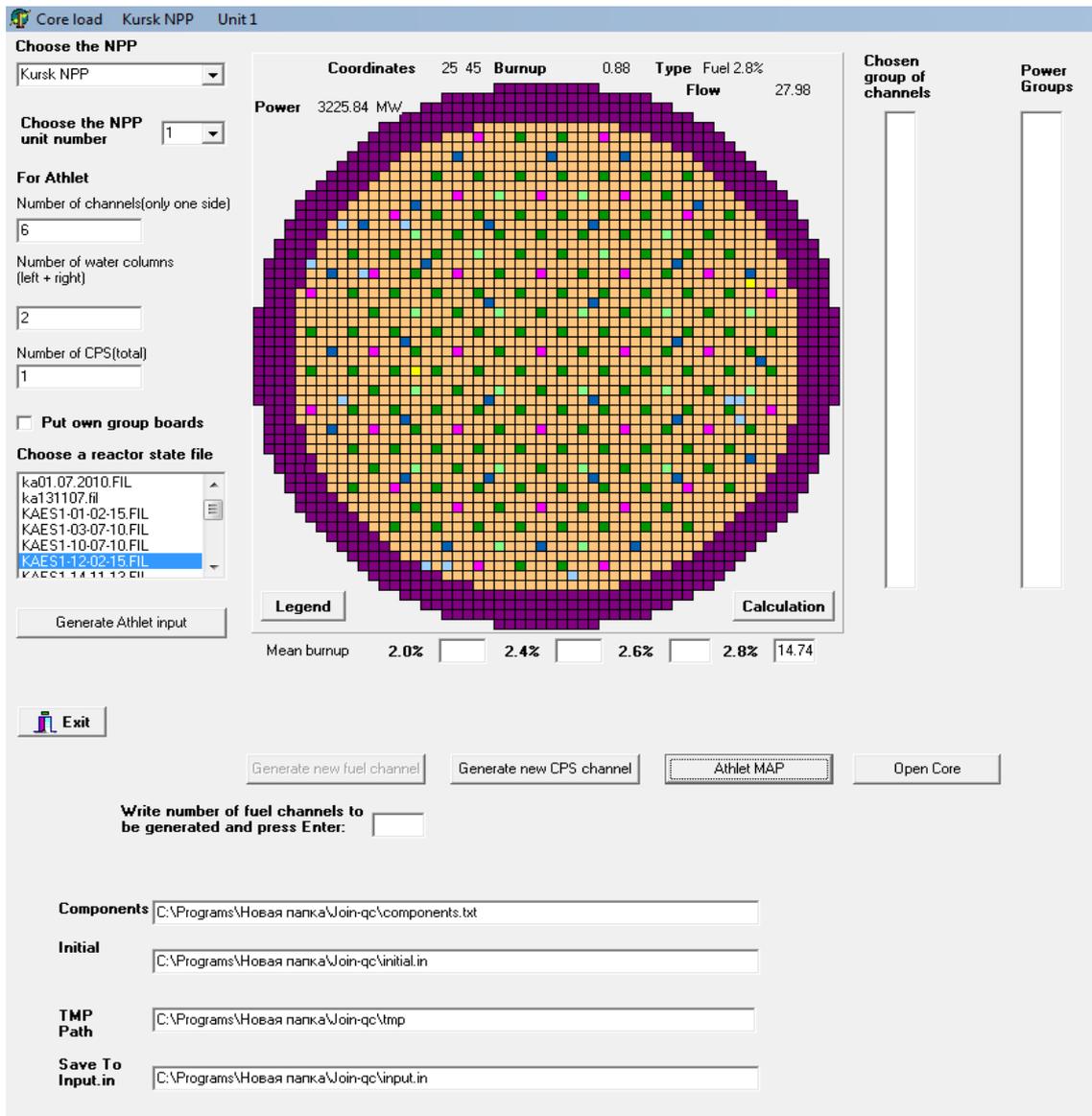


Abb. 12.18 Hauptmenü der GUI für die automatisierte Erzeugung des Eingabedatensatzes für den gekoppelten Code ATHLET 3.0 und QUABOX/CUBBOX

12.2.3 Bereitstellung nuklearer Daten für neue Brennelementtypen

Im Rahmen des Unterauftrags 3614R01520-868100/11-UA-3388 wurden von der russischen Sachverständigenorganisation SEC NRS eine Reihe von Arbeiten zur Erzeugung der 2-Gruppen-Wirkungsquerschnitte für die aktuelle Kernbeladung durchgeführt. Diese Wirkungsquerschnitte wurden anhand einer großen Anzahl von Experimenten sowohl in Uran-Graphit-Versuchsanordnungen als auch in den RBMK-Reaktoren getestet. Die Ergebnisse von stationären Rechnungen zeigen eine gute Übereinstimmung mit den Messdaten von RBMK-1000 Anlagen /SEC 16E/.

Ein Wirkungsquerschnittsatz der RBMK-1000 Bibliothek besteht aus Werten für die Diffusionskonstante $D_{1,2}$, den Absorptionsquerschnitt $\Sigma_{a1,2}$, den Streuquerschnitt Σ_{R1} sowie den Spaltquerschnitt $\nu\Sigma_{f1,2}$ einschließlich Neutronenfreisetzungsfaktor ν . Die Wirkungsquerschnitte werden in Form von fünfdimensionalen Tabellen bereitgestellt. In der Subroutine LINT5D wird eine lineare Interpolation zwischen Stützstellen eingeführt um die unmittelbare Variation im Querschnitt aufgrund von Änderungen im Reaktor darzustellen. Die Stützstellen der RBMK-1000 Bibliothek sind Graphittemperatur, Kühlmitteldichte, Abbrand und Xenonkonzentration.

Die Reaktoren, die derzeit im Betrieb sind, weisen nach Durchführung der Wiederherstellungsmaßnahmen einen Masseverlust des Graphits von höchstens 3% auf. Allerdings wurden bei den durchgeführten Analysen in diesem Bericht konservativ 6% und 12% Reduzierung des Graphitanteils unterstellt.

12.2.4 Ausfahren von zentralen und peripheren Steuerstäben für einen Reaktorkern mit reduziertem Graphitanteil im Kern

Als Anfangs- und Randbedingungen für die Analysen wurden die Betriebsdaten der Anlage Kursk-1 (Betriebszustand vom 12.02.2015) benutzt. Die Kernbeladung und die Steuerstabstellung sind aus Abb. 12.19 ersichtlich. Die Transiente des unbeabsichtigten Ausfahrens eines Steuerstabes (oder einer Steuerstabgruppe) wird unter konservativen Randbedingungen simuliert. Das Steuerstab-Kühlsystem (CPS) ist verfügbar und funktioniert laut dem Betriebsprogramm.

Prinzipiell kann man die gekoppelte ATHLET/QUABOX-CUBBOX Simulation der Transiente in drei Phasen einteilen: Zero Transiente, Stationäre Zustand und Transiente selbst. Während der Zero-Transiente wird die Initialisierung des Rechenmodells stattfindet. Der stationäre Zustand ist durch stabile Reaktorparameter charakterisiert. Diese zweite Phase umfasst den Zeitraum von 200 s.

Als Nachweiskriterien werden „Maximale Brennstofftemperatur“ von 2800°C, „Maximale Hüllrohrtemperatur“ von 700°C, „Maximale Kanaltemperatur“ von 650°C, „Integrität des Hüllrohres und des Kühlkanals“ bewertet.

12.2.5 Ausfahren des zentralen Steuerelements in der Position 36-45

Vor der Transiente befindet sich der Reaktor im nominalen Zustand. Der Ausgangszustand der Transiente ist nach 200 s erreicht. Die Anlage befindet sich in einem stationären Zustand mit der maximalen Brennstofftemperatur von 1200°C, mit der maximalen Hüllrohrtemperatur von 310°C und mit der Reaktorleistung von 3200 MWt. Das zentrale Steuerelement hat die Koordinaten 36-45 und eine Einfahrtiefe von 5.8 m. Das Steuerelement ist umgebend von den Brennelementen mit der größten Leistung und fährt mit der Geschwindigkeit von 40cm/s aus.

Der Ereignisablauf ist für die Fälle 0%, 6% und 12% Reduzierung des Graphitanteils in der Tab. 12.1 präsentiert. Die Ergebnisse sind auf Abb. 12.20 bis Abb. 12.23 für alle drei Szenarien ohne Reduzierung, mit 6% Reduzierung und mit 12% Reduzierung des Graphitanteils dargestellt.

Das Ausfahren des Steuerstabs führt zu einem lokalen Leistungsanstieg. Dieser Anstieg wird durch das CPS System kompensiert. Für alle Szenarien ist die Kapazität des CPS Systems ausreichend um den Leistungsanstieg zu begrenzen. Die höchste Leistung von 101.4% des nominalen Wertes wird für 12% Reduzierung erreicht. Die maximale Brennstofftemperatur im heißen Kanal von 1.600°C im Fall ohne Reduzierung des Graphitanteils zu beobachten. Der letztgenannte Fall weist ebenfalls die maximale Hüllrohrtemperatur des heißen Kanals in Höhe von 315°C auf. Der heiße Kanal in diesem Fall hat eine Leistung von 2.91 MWt. Alle Nachweiskriterien sind ohne weitere Maßnahmen erfüllt.

Tab. 12.1 Ereignisablauf beim Ausfahren eines zentralen Steuerelements

0% Reduzierung		6% Reduzierung		12% Reduzierung	
Ereignis	Zeit, s	Ereignis	Zeit, s	Ereignis	Zeit, s
Start des Ausfahrens	200	Start des Ausfahrens	200	Start des Ausfahrens	200
Einfahren des Steuerelements 32-45 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	205	Einfahren der Steuerelemente 32-45 und 16-45 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	201	Einfahren der Steuerelemente 32-45 und 16-45 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	201

Einfahren des Steuerelements 46-45 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	208	Einfahren des Steuerelements 46-45 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	202	Einfahren des Steuerelements 32-61 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	202
Einfahren des Steuerelements 32-61 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	209	Einfahren des Steuerelements 32-61 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	210	Einfahren des Steuerelements 32-61 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	208
Einfahren des Steuerelements 32-31 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	212	Einfahren des Steuerelements 32-31 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	215	Einfahren des Steuerelements 32-31 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	210 - 212
Einfahrgrenze erreicht	231	Einfahrgrenze erreicht	230	Einfahrgrenze erreicht	233
Stationäre Zustand erreicht	275	Stationäre Zustand erreicht	275	Stationäre Zustand erreicht	275

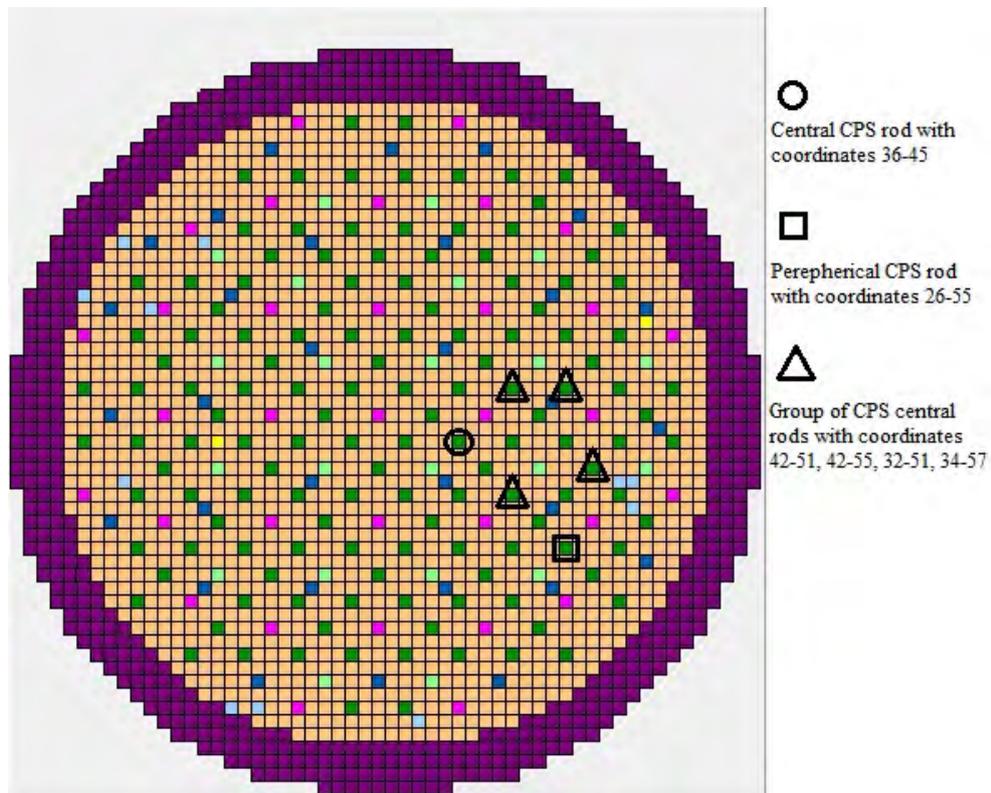


Abb. 12.19 Kernbeladung und Steuerstabstellung des Kursk-1 KKW

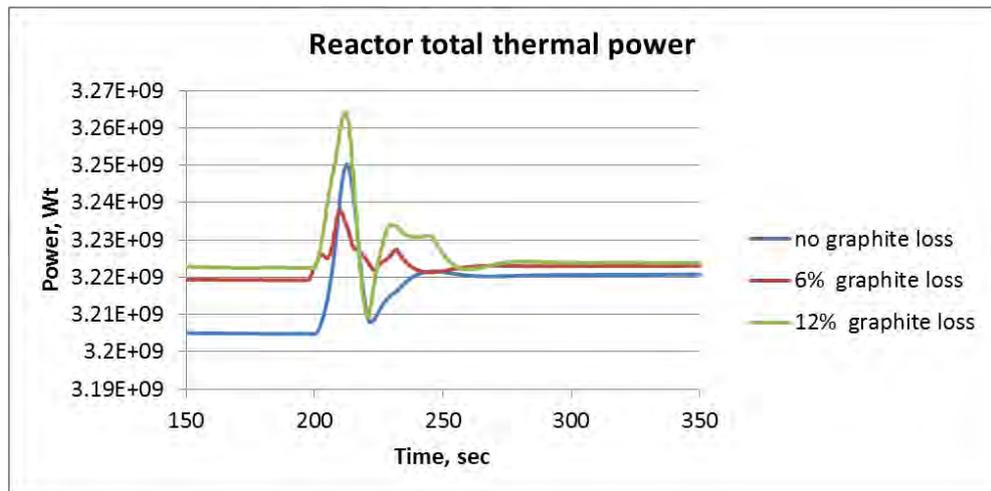


Abb. 12.20 Gesamtleistung des Reaktors

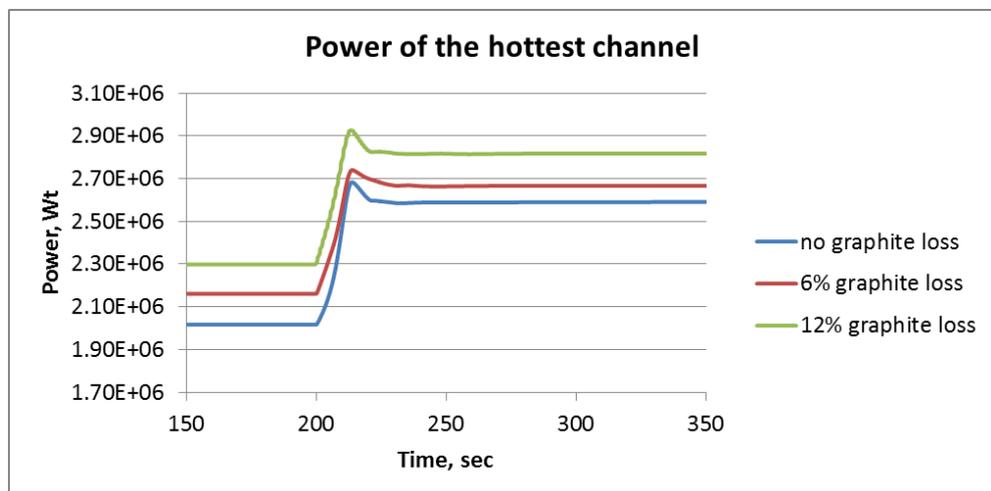


Abb. 12.21 Leistung im heißen Kanal

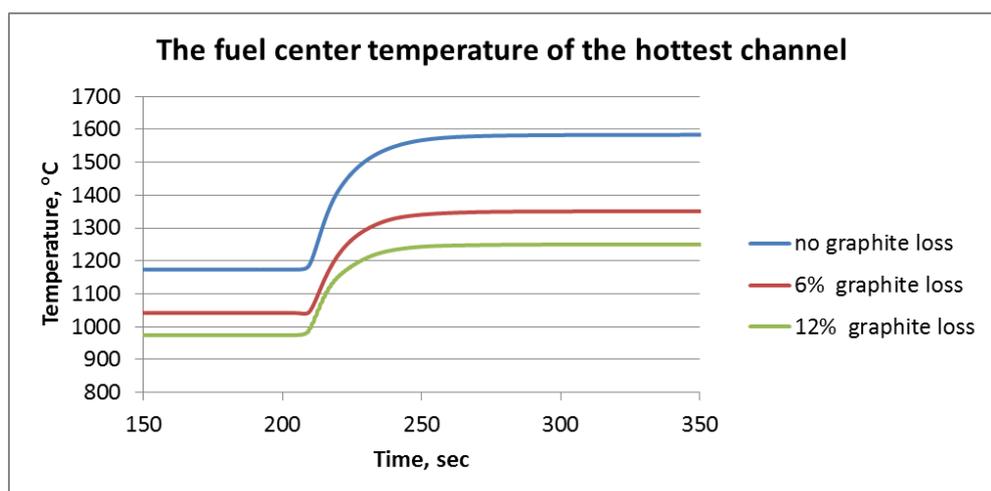


Abb. 12.22 Brennstofftemperatur in der Mitte des heißen Kanals

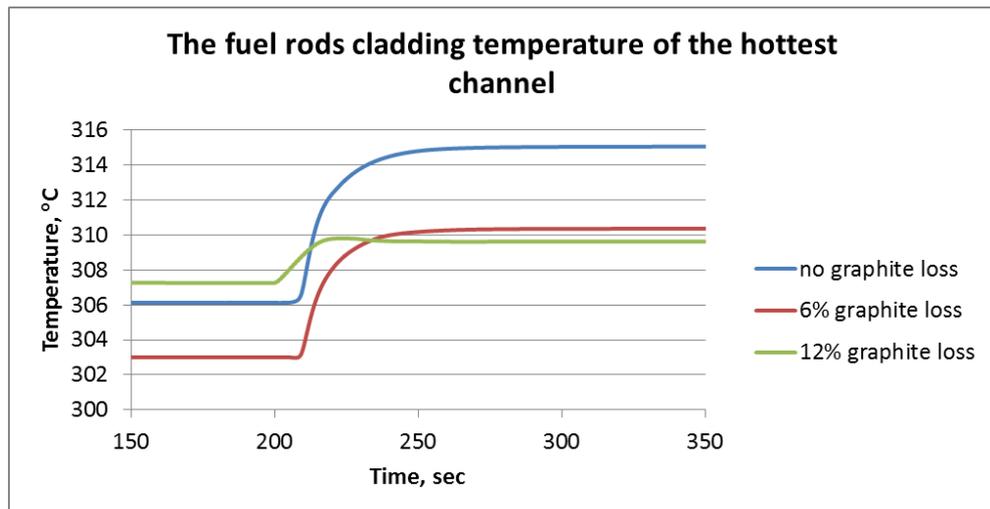


Abb. 12.23 Hüllrohrtemperatur im heißen Kanal

12.2.6 Ausfahren einer zentralen Steuerstabgruppe

Nach 200 s Simulationszeit befindet sich die Anlage in einem stationären Zustand. Es wird davon ausgegangen, dass die Steuerstabgruppe, bestehend aus den Steuerstäben in den Positionen 42-51, 42-55, 32-51 und 34-57, mit einer Geschwindigkeit von 40 cm/s ausgefahren wird. Die Steuerstäbe 42-51, 42-55, 32-51 und 34-57 haben zu Beginn der Transiente Einfahrtiefen von 5.0 m, 5.7 m, 6.1 m und 5.2 m. Der Ereignisablauf ist für die Fälle 0%, 6% und 12% Reduzierung des Graphitanteils in der Tab. 12.2 präsentiert. Die Ergebnisse sind in Abb. 12.24 bis Abb. 12.27 für alle drei Szenarien ohne Reduzierung, mit 6% Reduzierung und mit 12% Reduzierung des Graphitanteils dargestellt.

Das Ausfahren führt bei allen drei Szenarien zu einem lokalen Leistungsanstieg. Die Neutronenflussdetektoren im Kern generieren Signale zur „Reaktorleistungsbegrenzung“. Nach 210 s erfolgt im Ergebnis des weiteren Anstiegs der Reaktorleistung dennoch Reaktorschnellabschaltung. Nach dem Stabeinfall infolge RESA stabilisiert sich die Anlage auf dem Zustand „unterkritisch heiß“. Die höchste Leistung von 103% des nominalen Wertes wird bei 12% Reduzierung erreicht. Die maximale Brennstofftemperatur im heißen Kanal von 1500°C und die maximale Hüllrohrtemperatur im heißen Kanal von 315°C sind für den Fall ohne Reduzierung des Graphitanteils zu beobachten. Die Leistung im heißen Kanal überschreitet im Fall der 12% Reduzierung für 8 s den Projektgrenzwert von 3 MWt. Allerdings führte dies nicht zur Überschreitung von Nachweiskriterien. Die Anlage hat im stabilen unterkritischen heißem Zustand eine Reaktivität von $-10\beta_{eff}$. Alle Nachweiskriterien sind ohne weitere Maßnahmen erfüllt.

Tab. 12.2 Ereignisablauf bei dem zentralen Steuerstabgruppe-Ausfahren

0% Reduzierung		6% Reduzierung		12% Reduzierung	
Ereignis	Zeit, s	Ereignis	Zeit, s	Ereignis	Zeit, s
Start des Ausfahrens	200	Start des Ausfahrens	200	Start des Ausfahrens	200
Einfahren des Steuerelements 32-61 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	202	Einfahren der Steuerelemente 32-61 und 32-45 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	201	Einfahren des Steuerelements 32-61 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	201
Einfahren des Steuerelements 46-61 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	203	Einfahren des Steuerelements 46-45 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	202	Einfahren des Steuerelements 46-61 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	202
„Schnelle Leistungsabsenkung“ Signal bei Auftreten der „Anstieg der lokalen Leistung“ Signale der Detektoren in Positionen 40-51, 40-55, 34-51 und 34-55	205	„Schnelle Leistungsabsenkung“ Signal bei Auftreten der „Anstieg der lokalen Leistung“ Signale der Detektoren in Positionen 40-51, 40-55, 34-51 und 34-55	204	„Schnelle Leistungsabsenkung“ Signal bei Auftreten der „Anstieg der lokalen Leistung“ Signale der Detektoren in Positionen 40-51, 40-55, 34-51 und 34-55	204
Anregung des Schnellabschaltsystems (Fast Acting Scram System - FASS) durch die Detektoren in den Positionen 40-51, 34-55; Einfall aller Steuerstäbe	207	Anregung des Schnellabschaltsystems (Fast Acting Scram Systems FASS) durch die Detektoren in den Positionen 40-51, 34-55; Einfall aller Steuerstäbe	207	Anregung des Schnellabschaltsystems (Fast Acting Scram System - FASS) durch die Detektoren in den Positionen 40-51, 34-55; Einfall aller Steuerstäbe	207
Stationäre Nulllastzustand erreicht	225	Stationäre Nulllastzustand erreicht	225	Stationäre Nulllastzustand erreicht	225

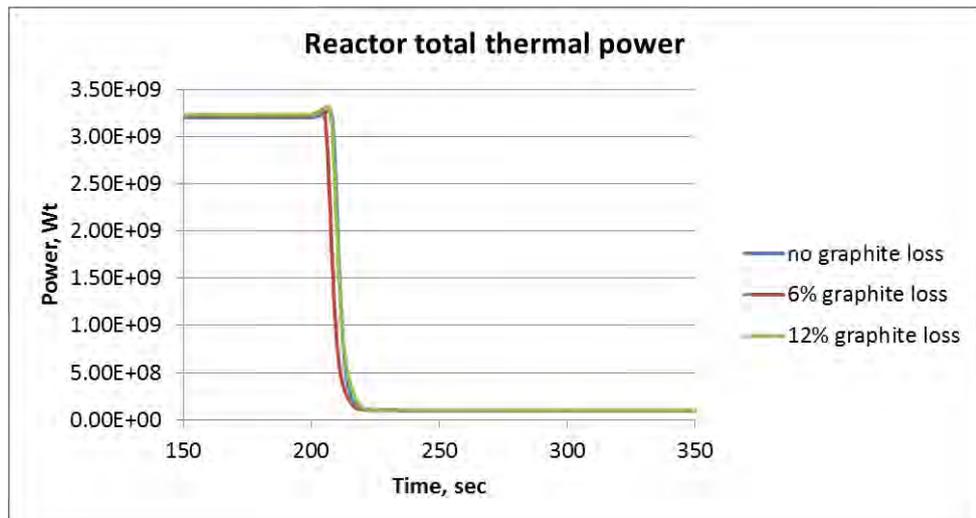


Abb. 12.24 Gesamtleistung des Reaktors

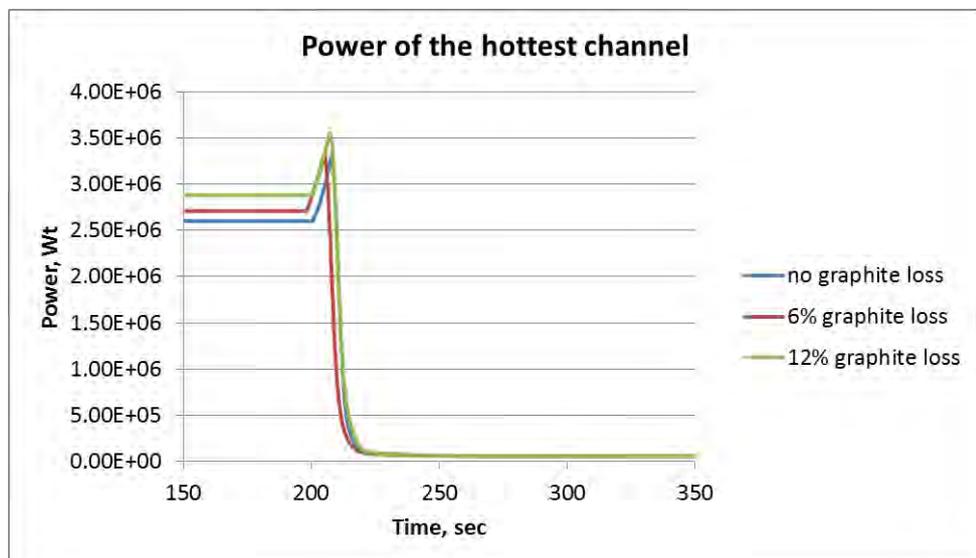


Abb. 12.25 Leistung im heißen Kanal

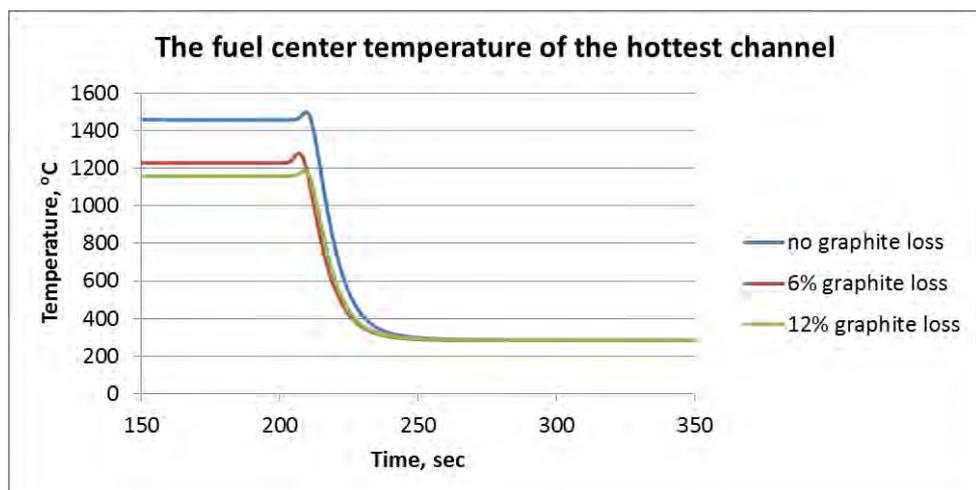


Abb. 12.26 Brennstofftemperatur in der Mitte des heißen Kanals

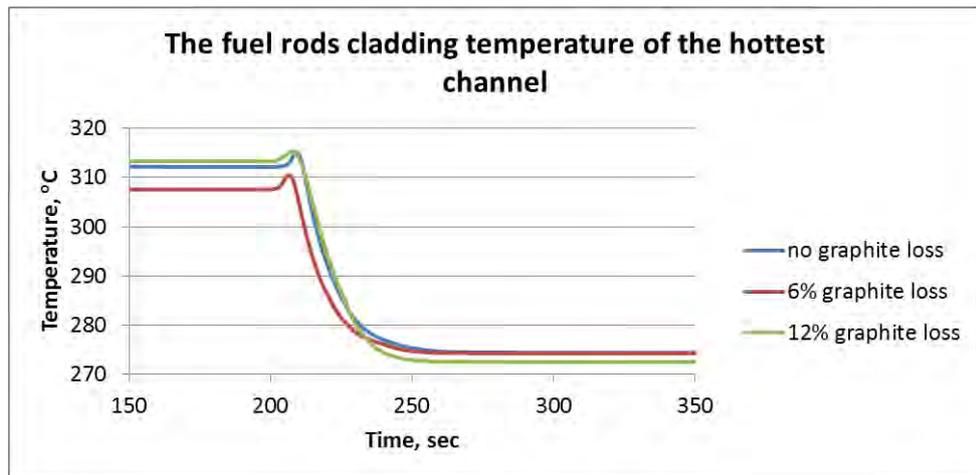


Abb. 12.27 Hüllrohrtemperatur im heißen Kanal

12.2.7 Ausfahren eines peripheren Steuerstabs

Der periphere Steuerstab hat die Koordinaten 26-55 und eine Einfahrtiefe von 5.7 m. Nach 200 s Simulationszeit fährt dieser Steuerstab mit der Geschwindigkeit von 40cm/s aus.

Der Ereignisablauf ist für die drei betrachteten Fälle in der Tab. 12.3 präsentiert. Die Ergebnisse sind in den Abb. 12.28 bis Abb. 12.31 für die drei Szenarien ohne Reduzierung, mit 6% Reduzierung und mit 12% Reduzierung des Graphitanteils dargestellt.

Das Ausfahren führt bei allen drei Szenarien zu einem lokalen Leistungsanstieg. Die Neutronenflussdetektoren im Kern generieren Signale zur „Schnellen Leistungsabsenkung“. Die Leistung des Reaktors wird auf 50% der nominalen Leistung abgesenkt. Für den Fall von 12% Reduzierung ist die Kapazität des CPS Systems ausreichend um die Anlage bei einer Leistung von 51% des nominalen Wertes zu stabilisieren.

In Szenarien mit 0% und 6% Reduzierung erfolgt keine Kompensation des Leistungsanstiegs durch das CPS System und nach 215 s erfolgt die Reaktorschnellabschaltung durch den weiteren Anstieg der Reaktorleistung. Nach dem Stabeinfall infolge RESA stabilisiert sich die Anlage im Zustand „unterkritisch heiß“. Die höchste Leistung von 101% des nominalen Wertes wird bei 12% Reduzierung erreicht. Die maximale Brennstofftemperatur im heißen Kanal von 1050°C und die maximale Hüllrohrtemperatur des heißen Kanals von 305°C sind im Fall ohne Reduzierung des Graphitanteils zu beobachten. Die Leistung im heißen Kanal erreicht der Wert von 2.3 MWt. Alle Nachweiskriterien sind ohne weitere Maßnahmen erfüllt.

Tab. 12.3 Ereignisablauf beim Ausfahren eines peripheren Steuerstabs

0% Reduzierung		6% Reduzierung		12% Reduzierung	
Ereignis	Zeit, s	Ereignis	Zeit, s	Ereignis	Zeit, s
Start des Ausfahrens	200	Start des Ausfahrens	200	Start des Ausfahrens	200
Einfahren des Steuerelements 32-61 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	204	Einfahren des Steuerelements 32-61 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	202	Einfahren des Steuerelements 32-61 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	202
Einfahren des Steuerelements 16-45 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	207	Einfahren des Steuerelements 32-45 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	203	Einfahren der Steuerelemente 32-45 und 16-45 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	207
Einfahren des Steuerelements 32-45 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	208	Einfahren des Steuerelements 16-45 um die positive Reaktivitätszufuhr zu kompensieren	209	„Schnelle Leistungsabsenkung“ bei „Anstieg der lokalen Leistung“ an den Detektoren in Positionen 30-55, 24-51, 24-55 und 24-61	212
„Schnelle Leistungsabsenkung“ Signal bei Auftreten der „Anstieg der lokalen Leistung“ Signale der Detektoren in Positionen 30-55, 24-51, 24-55 und 24-61	210	„Schnelle Leistungsabsenkung“ Signal bei Auftreten der „Anstieg der lokalen Leistung“ Signale der Detektoren in Positionen 30-55, 24-51, 24-55 und 24-61	210		290
Anregung des Schnellabschaltsystems (Fast Acting Scram System - FASS) durch die Detektoren in den Positionen 30-55 und 24-55; Einfall aller Steuerstäbe	212	Anregung des Schnellabschaltsystems (Fast Acting Scram System - FASS) durch die Detektoren in den Positionen 30-55 und 24-55; Einfall aller Steuerstäbe	212	-	-
Stationärer Nulllastzustand erreicht	250	Stationärer Nulllastzustand erreicht	250	-	-

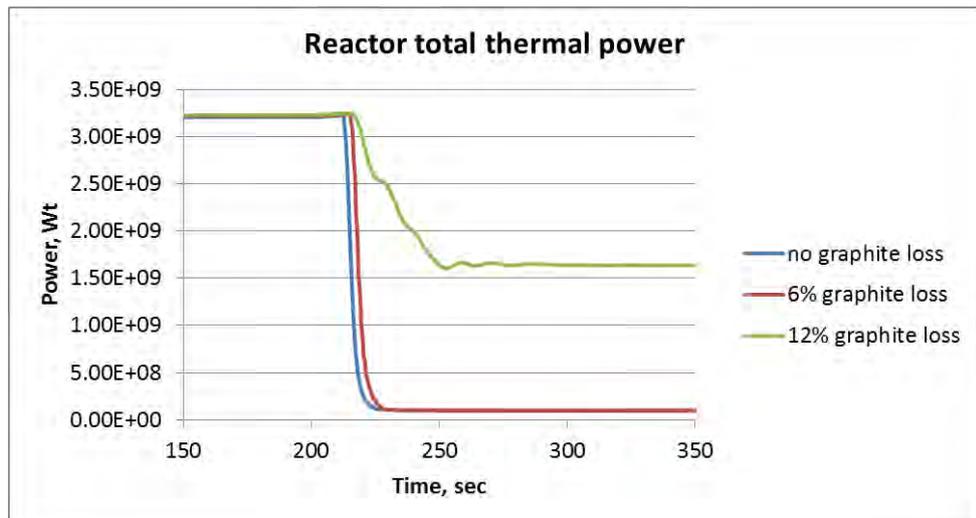


Abb. 12.28 Gesamtleistung des Reaktors

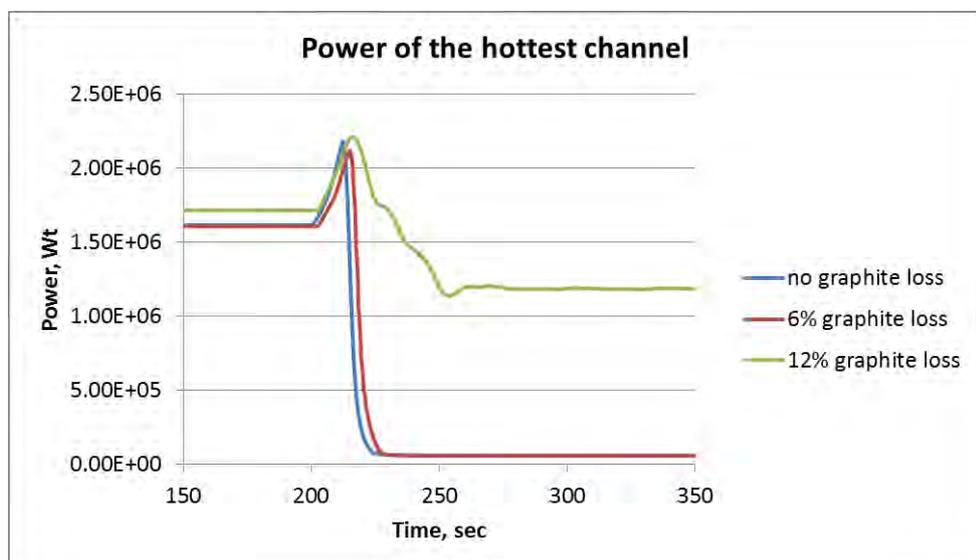


Abb. 12.29 Leistung im heißen Kanal

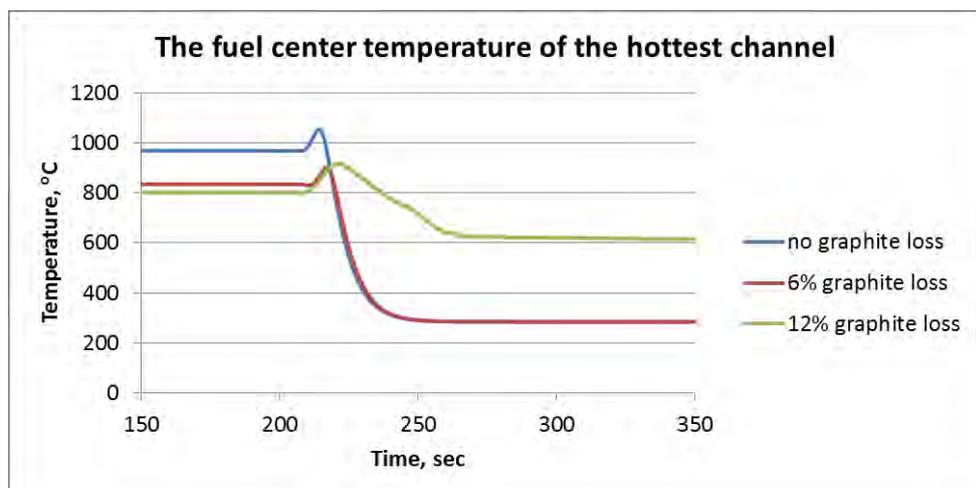


Abb. 12.30 Brennstofftemperatur in der Mitte des heißen Kanals

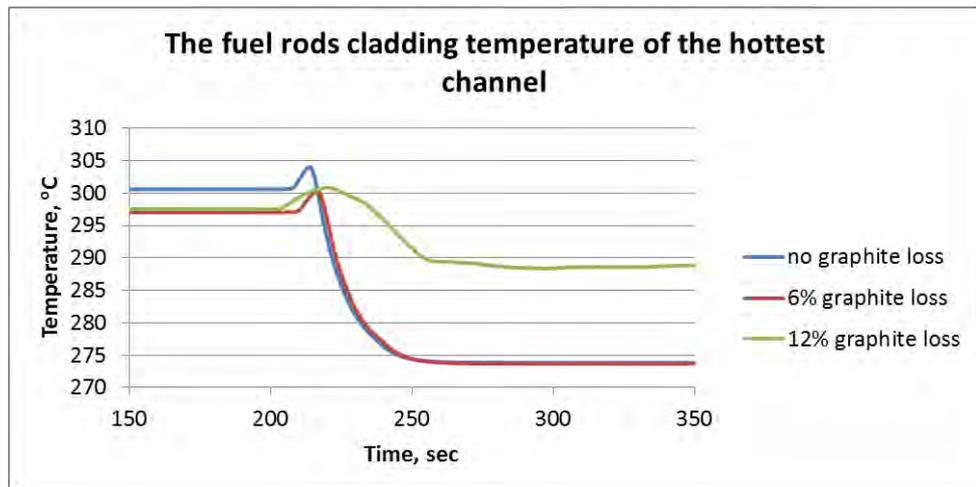


Abb. 12.31 Hüllrohrtemperatur im heißen Kanal

12.2.8 Untersuchung des Voideffekts im CPS-Kühlreislauf im Reaktor mit reduziertem Graphitanteil

Für die Modellierung des Ausdampfens des CPS Kühlkreislaufs (CPSCC) wird das Open Core Modell des RBMK-1000 Reaktors durch ein zusätzliches System ergänzt. Die Abb. 12.32 zeigt das Nodalisierungsschema des CPSCC Systems.

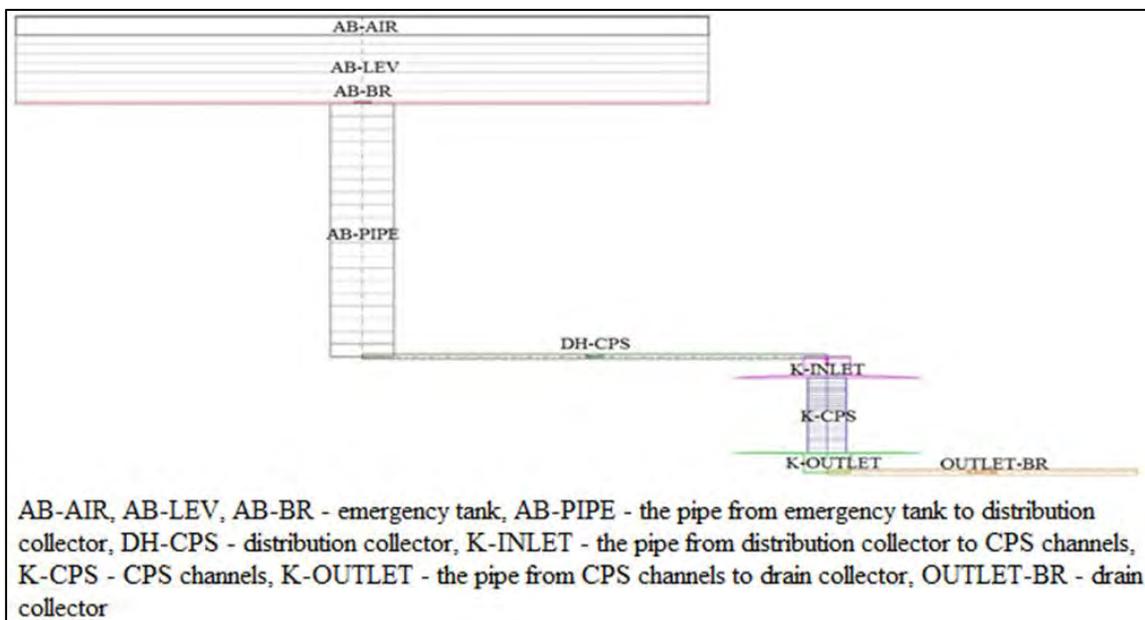


Abb. 12.32 ATHLET Nodalisierung des RBMK-1000 CPSCC Systems

Die Transiente wird durch Abschalten aller CPSCC Pumpen initiiert. Es wird davon ausgegangen, dass keine Reservepumpen oder andere zusätzliche Pumpen verfügbar sind. Der Ausgangszustand der Transiente ist nach 200 s erreicht. Es erfolgt eine konti-

nuierliche Abnahme des Wasserinventars im Sicherheitsbehälter des CPSCC Systems. Nach 75 s erreicht der Füllstand im Sicherheitsbehälter einen Wert von 5 m. Dies führt zur Anregung des „Reaktorschnellabschaltung“-Signals. Die Steuerstäbe fallen innerhalb von 2.5 s in den Kern ein und die Anlage stabilisiert sich im Zustand „unterkritisch heiß“. Der Ereignisablauf für drei untersuchten Fälle in der Tab. 12.4 präsentiert. Die Ergebnisse sind auf Abb. 12.33 bis Abb. 12.35 für alle drei Fälle (ohne Reduzierung, mit 6% Reduzierung und mit 12% Reduzierung des Graphitanteils) dargestellt.

Tab. 12.4 Ereignisablauf bei der CPS-Voidtransiente

Ereignis	Zeit, s
The simultaneous switching off all CPSCC pumps, start of CPS circuit voiding	200
Decreasing of water level in CPSCC emergency tank to 5 m from the tank bottom, forming of FPD mode, inserting of all control rods into a core	204
Stabilization of reactor at residual heat power level. The transient finish	207

Alle drei Szenarien führen nach 585 s zum vollständigen Ausdampfen des CPS Systems. Zu diesem Zeitpunkt ist der Reaktor im unterkritischen Zustand. Nach dem Absinken des Füllstands im Sicherheitsbehälter unter 5m und erfolgter RESA nach 257 s wird die Bespeisung des CPS System während weiterer 5 min sichergestellt. Es gibt keine positive Reaktivitätszufuhr und Reaktorsubkritikalität hat die Werte von $9.3\beta_{eff}$, $9.4\beta_{eff}$ und $9.2\beta_{eff}$ für 0%, 6% und 12% Reduzierung des Graphitanteils entsprechend. Alle Nachweiskriterien sind ohne weitere Maßnahmen erfüllt.

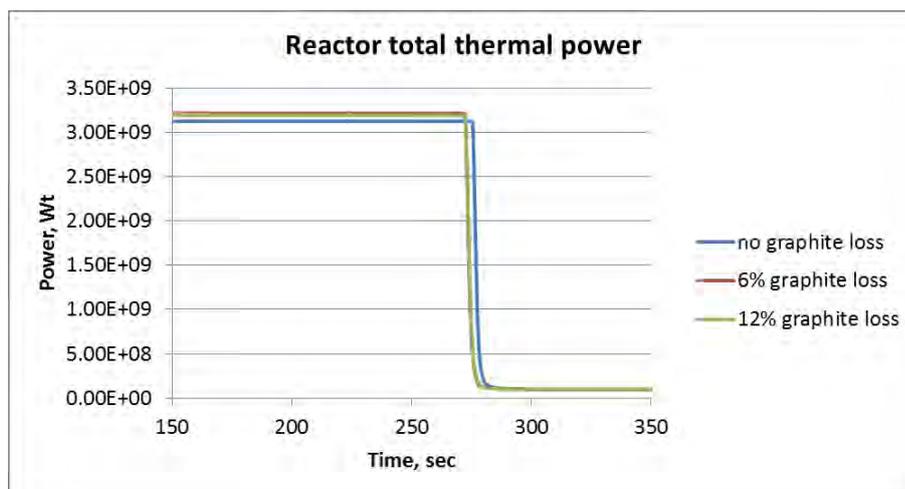


Abb. 12.33 Gesamtleistung des Reaktors

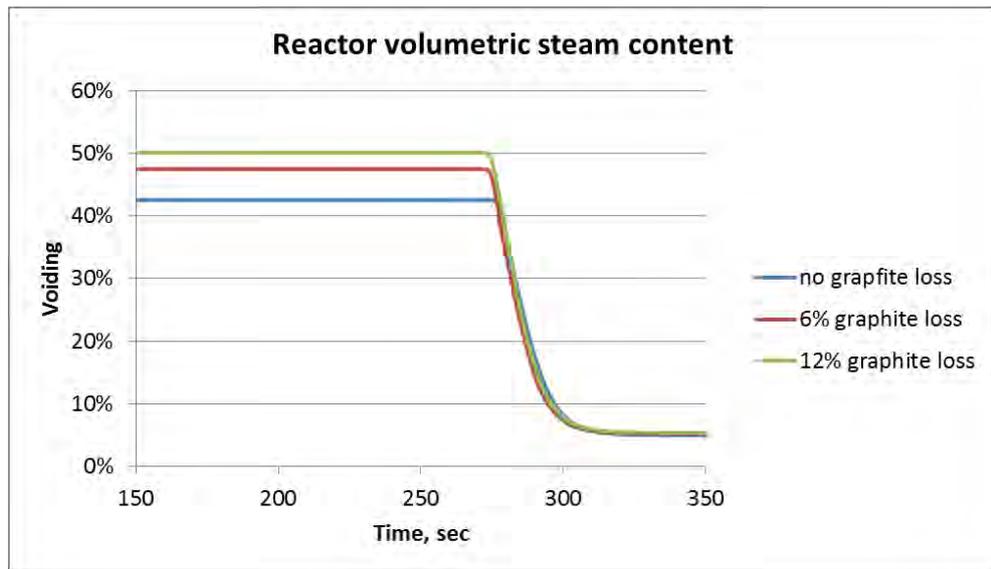


Abb. 12.34 Volumetrischer Dampfgehalt im Reaktor

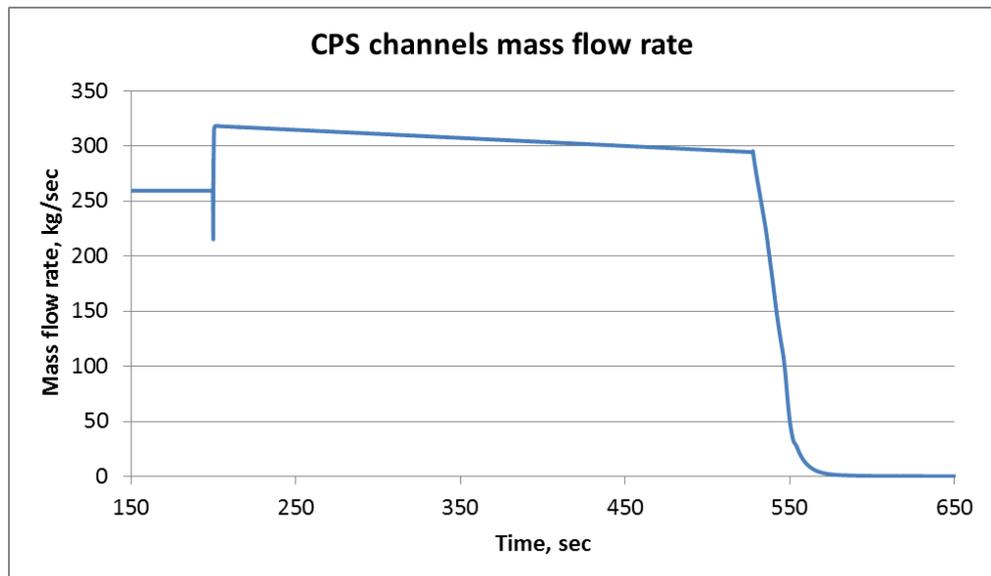


Abb. 12.35 Massenstrom im CPS-Kanal

13 Transientenanalysen und Datenbibliotheken für WWER-1000-Reaktoren (AP 12)

13.1 Einleitung und Zielsetzung

Im Arbeitspaket 12 sollte die erfolgreiche Zusammenarbeit zwischen deutschen und ukrainischen Experten auf dem Gebiet der Reaktorphysik und sicherheitstechnischen Analysen für Reaktoren vom Typ WWER-1000 fortgeführt werden. Die dafür geplanten Arbeiten mit Reaktorphysikcodes und Datenbibliotheken für WWER-1000-Reaktoren bauten auf den Ergebnissen der Vorläuferprojekte auf und stellen eine logische Fortsetzung und Weiterentwicklung der bisher erreichten Ergebnisse dar. Im Mittelpunkt stand die Berücksichtigung neuerer Entwicklungen bei der Brennstoff-, Brennelement- und Kernausslegung für WWER-1000 Reaktoren, bei sicherheitstechnischen Analysen und Bewertungen durch Gutachter- und Expertenorganisationen sowie bei der praktischen Anwendung validierter und verifizierter Reaktorberechnungsprogramme und Datenbibliotheken für WWER-1000 auf diesem Arbeitsgebiet. Neuere Fragestellungen bei der Analyse von Betriebsweisen und der sicherheitstechnischen Nachweisführung für BE und WWER-1000 Reaktoren fanden ebenso Berücksichtigung.

Schwerpunkt der Zielstellung und Planung waren eine Überprüfung der für die Routine-rechnungen bei der Nachladebegutachtung und sicherheitstechnischen Analysen eingesetzten Modelle und Datenbibliotheken für WWER-1000 Brennelemente und Reaktorkerne sowie deren Verbesserung auf der Basis des X2 Benchmarks und von Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen. Ausgehend davon war die Implementierung eines Best-Estimate Ansatzes für WWER-1000 Reaktortransienten und Störfallrechnungen vorgesehen. Eine angemessene Weiterentwicklung der physikalischen und mathematischen Modelle der Programme sollte bei Bedarf vorgenommen werden.

Im Einzelnen waren für das Arbeitspaket vier Aufgaben definiert worden:

3. Sicherheitstechnische Analysen mit gekoppelten Reaktor- und Anlagencodes zu Transientenrechnungen für WWER-1000-Anlagen (AP 12.1),
4. Weiterentwicklung des WWER-1000 Kernberechnungsbenchmarks (AP 12.2),
5. Unsicherheit- und Sensitivitätsanalysen für Transientenrechnungen mit den gekoppelten Programmen DYN3D/ATHLET für WWER-1000 (AP 12.3),

6. Internationaler Informationsaustausch über aktuelle Fragen der Sicherheitsbewertung von WWER- und DWR-Anlagen sowie der Validierung und Verifizierung von reaktorphysikalischen Daten und Programmen (AP 12.4).

Diese Aufgaben sollten in enger Zusammenarbeit mit dem Staatlichen Wissenschaftlich-Technischen Zentrum für Radiologische und Nukleare Sicherheit (SSTC NRS) der Staatlichen Inspektion für nukleare Regulierung der Ukraine (SNRIU) bearbeitet werden. Auf deutscher Seite wurde zur Realisierung dieser Aufgaben ein Unterauftrag an die TÜV SÜD Industrie Service GmbH, Energie und Systeme (TÜV SÜD IS-ES, bis 2016 Energie und Technologie TÜV SÜD IS-ET) vergeben, die ihrerseits das Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR) sowie das Ingenieurbüros Blank & Schulz (IBBS), Berlin, zu den Arbeiten hinzugezogen hat. Die Zusammensetzung des Projektteams aus Programmentwicklern – Experten des HZDR und IBBS sowie Programmanwendern, Gutachtern und Sachverständigen – Experten des SSTC und TÜV SÜD IS-ES garantierte eine hohe Qualität der entwickelten Modelle, die schnelle Lösung von programmtechnischen Problemen bei der Implementierung von Modellen und Simulationen für die geplanten sicherheitstechnischen Analysen und die Berücksichtigung der für die untersuchten Fragestellungen notwendigen Anforderungen bei der Bewertung der nuklearen Sicherheit.

In den nachfolgenden Kapiteln 13.2 bis 13.5 werden die Ergebnisse der durchgeführten Arbeiten zusammenfassend beschrieben. Eine ausführlichere Darstellung findet sich im Schlussbericht zum Unterauftrag /TUE 17/. Die im Vorhaben erzielten Ergebnisse sind untereinander verbunden und abhängig voneinander durch das übergreifende Ziel der Weiterentwicklung des X2 Benchmarks, das erstmalig in /LOE 09/ vorgeschlagen und zur Diskussion gestellt worden war.

Die Vorbereitungen zu den durchgeführten Arbeiten sowie ein Großteil der anfallenden Aufgaben wurden von den verantwortlichen Experten jeweils in Abstimmung mit allen Beteiligten am Heimatort durchgeführt. Dazu gehörte die Erarbeitung von Berichtsentwürfen sowie deren Austausch. Die Diskussion und Bewertung der Arbeitsergebnisse erfolgten im Rahmen von Arbeitstreffen der Experten in München (TÜV SÜD IS-ET), Kiew (SSTC) bzw. Dresden-Rossendorf (HZDR) sowie als Erfahrung- und Meinungsaustausch zwischen Experten verschiedener internationaler Institutionen und Organisationen auf den Symposien des AER. Für den Erhalt und die Weiterentwicklung des Stands von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet reaktorphysikalischer Analysen und Methoden für WWER1000-Kernreaktoren waren dieser internationale Austausch

sowie die regelmäßigen Veröffentlichungen von großer Bedeutung. Des Weiteren stellen diese Foren eine zusätzliche Basis für die Sicherstellung der Qualität der erzielten Ergebnisse dar.

13.2 Transientenrechnungen mit gekoppelten Reaktor- und Anlagencodes für WWER-1000-Anlagen (AP 12.1)

Im Vorläufervorhaben wurden im Programm DYN3D Modelle und Algorithmen implementiert, die die Untersuchung von lokalen Effekten bei Transienten erlauben. Die Ergebnisse zeigten, dass diese Effekte Einfluss auf die berechnete Zykluslänge sowie die berechneten Brennstableistungen haben. Da diese Parameter von sicherheitstechnischer Bedeutung für die Bewertung von Kernnachladungen sind, bedarf es einer detaillierten Analyse und der Validierung und Verifizierung der Modelle. Ein wichtiger Einflussfaktor ist die ungleichförmige Stableistungsverteilung, die zu einer unsymmetrischen Brennstab-Abbrandverteilung innerhalb der Brennelemente führt. Die Berücksichtigung dieses Effekts soll eine bessere Berechnung von maximalen Brennstableistungen auch bei Reaktortransienten ermöglichen. Hierfür sind mehrere Ansätze möglich, die im Vorhaben untersucht und geeignet implementiert werden sollen.

Ein weiterer Aspekt in diesem Arbeitspunkt sind betriebliche Grenzwerte für Brennstäbe im WWER-1000, deren Nachweis vor Genehmigung einer Reaktorbeladung notwendig ist. Da dies nur rechnerisch erfolgen kann, sind hier realistische – best-estimate – Modelle zu verwenden. Hiermit ergibt sich eine Verbindung zu AP 12.3, das der Analyse und Implementierung von BEPU gewidmet ist.

Die Abb. 13.1 und Abb. 13.2 zeigen die Grenzwerte der Stableistung für UO₂-Stäbe und UO₂+Gd₂O₃-Stäbe für stationäre Betriebsbedingungen.

Die Konservativität bei der Festlegung des Grenzwerts der maximalen Stableistung von 1.5 (wohingegen im Sicherheitsbericht ein Wert von 1.74 angeführt wird) kann wahrscheinlich durch eine Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse (s. Kapitel 13.4) merkbar reduziert werden.

Im Einzelnen bestand die Aufgabe aus folgenden Teilschritten:

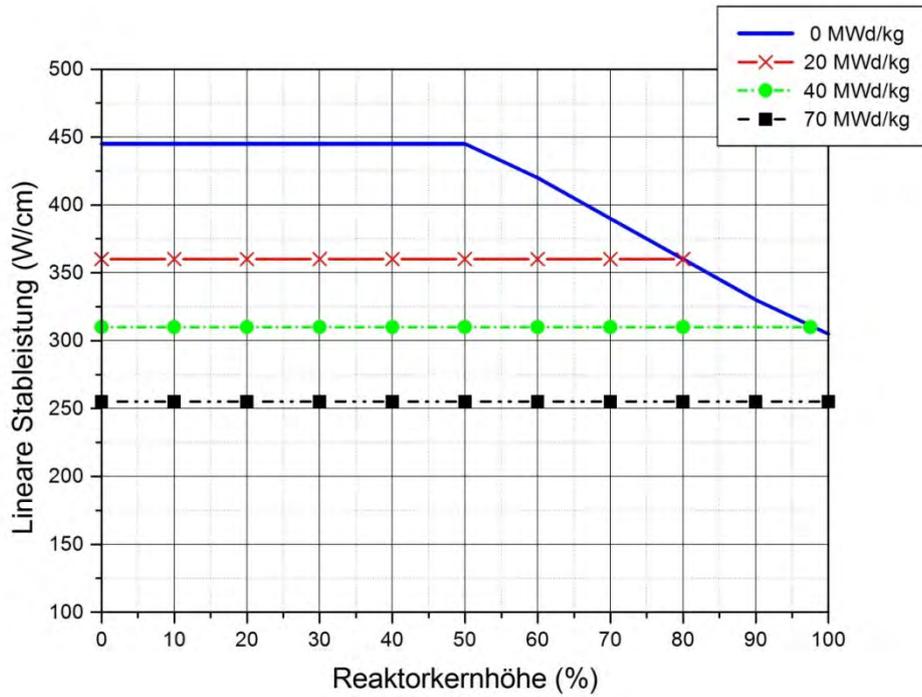


Abb. 13.1 Grenzkurve des Stableistung in Abhängigkeit vom Abbrand für UO2-Stäbe

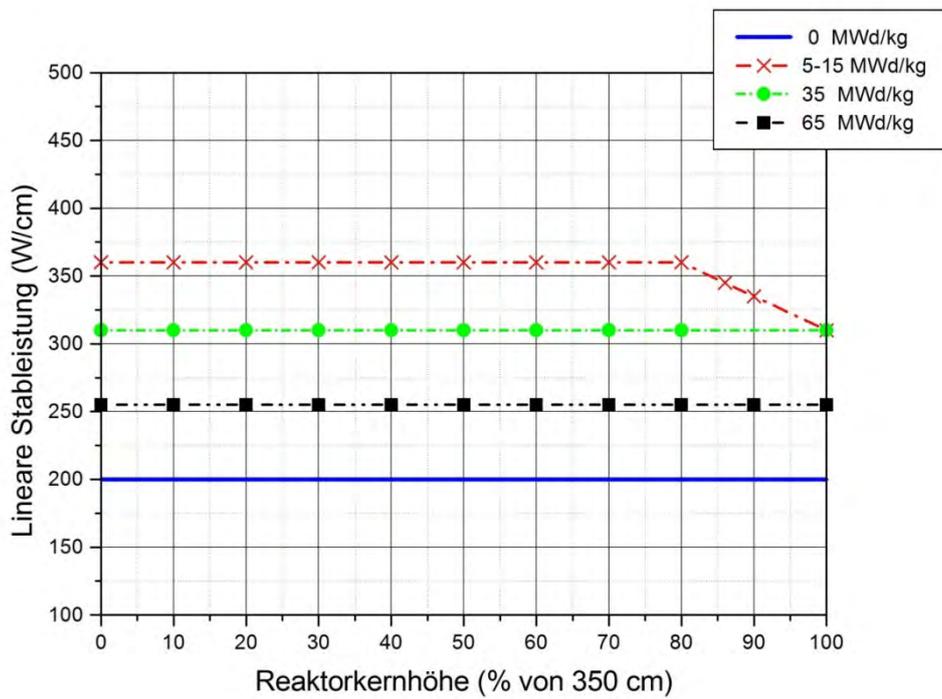


Abb. 13.2 Grenzkurve des Stababbrandes in Abhängigkeit vom Abbrand für Gd2O3-UO2-Stäbe

Die Teilaufgabe „Analysen und Bewertung von Leistungsdichte- und Abbrandfeinverteilungen in Hinblick auf Einhaltung von Grenzwerten des sicheren Reaktorbetriebs“ hatte die Überprüfung der Implementierung der stabweisen Berechnung von Leistungsdichte- und Abbrandverteilungen zum Ziel. Darauf basierend wurden Bewertungen der Erfüllung von sicherheitstechnischen Kriterien für den sicheren Reaktorbetrieb – wie maximale Werte von Stabileistung und Stababbrand, Hüllrohr- und Brennstofftemperaturen im Normalbetrieb und bei Transienten durchgeführt.

Da solche Nachweise ausschließlich rechnerisch erfolgen können, wurden diese Untersuchungen anhand von Ergebnissen der externen und internen Modellimplementierung für die stabweise Leistungsdichte- und Abbrandberechnung im Programm DYN3D sowie mittels Vergleich Ergebnissen, die mit anderen Programmen, wie, z.B. dem russischen Programm PERMAK, durchgeführt.

Insbesondere wurden die berechneten stabweisen Leistungsdichte- und Abbrandverteilungen bei der Bewertung von Analyseergebnissen aus Transientenrechnungen im Hinblick auf lokale Effekte analysiert.

Im Ergebnis dieser Teilaufgabe konnten Datensätze für Task 3 des X2 Benchmarks bereitgestellt werden (s. Kapitel 13.3).

In diesem Zusammenhang ist auch die zweite Teilaufgabe „Rechnerische Analysen und Bewertung von WWER-1000 Betriebsweisen und Anlagentransienten“ zu sehen, deren Schwerpunkt die Berechnung und Analyse von lokalen Effekten in stabweisen Leistungsdichteverteilungen bei Reaktortransienten war. Es war vorgesehen, bei Bedarf die für die Rechnungen eingesetzten BE-Datenbibliotheken für WWER-1000 BE der Programme DYN3D und PHYBER entsprechend zu erweitern.

Im Rahmen von sicherheitstechnischen Analysen für Auslegungsstörfälle lagen Ergebnisse von Rechnungen mit konservativen Modellen, Anfangs- und Randbedingungen vor. Zur sicherheitstechnischen Bewertung wurden Rechenergebnisse für ausgewählte Transienten mit festgelegten Akzeptanzkriterien /EBP 95/ verglichen.

13.2.1 Transiente „Xe-Schwingungen“

Akzeptanzkriterien für diese Transiente sind die erlaubte Steuerstabstellung und Stabileistung. Diese Kriterien sind in Abb. 13.3 und Abb. 13.4 dargestellt.

Wie aus den Ergebnissen der rechnerischen Modellierung der Xe-Schwingungstransiente ersichtlich wurde, können diese Kriterien eingehalten werden, wenn für die Nachweisführung realistische Modelle (BEPU) zum Einsatz kommen. Insbesondere nach einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse und der nachfolgenden Nutzung eines verbesserten Best-Estimate Modells kann dieses Ergebnis bestätigt werden, wie aus Abb. 13.5 ersichtlich ist. Während der Transiente „Xe-Schwingung“ wird der erlaubte Bereich der BE-Leistung nicht verlassen.

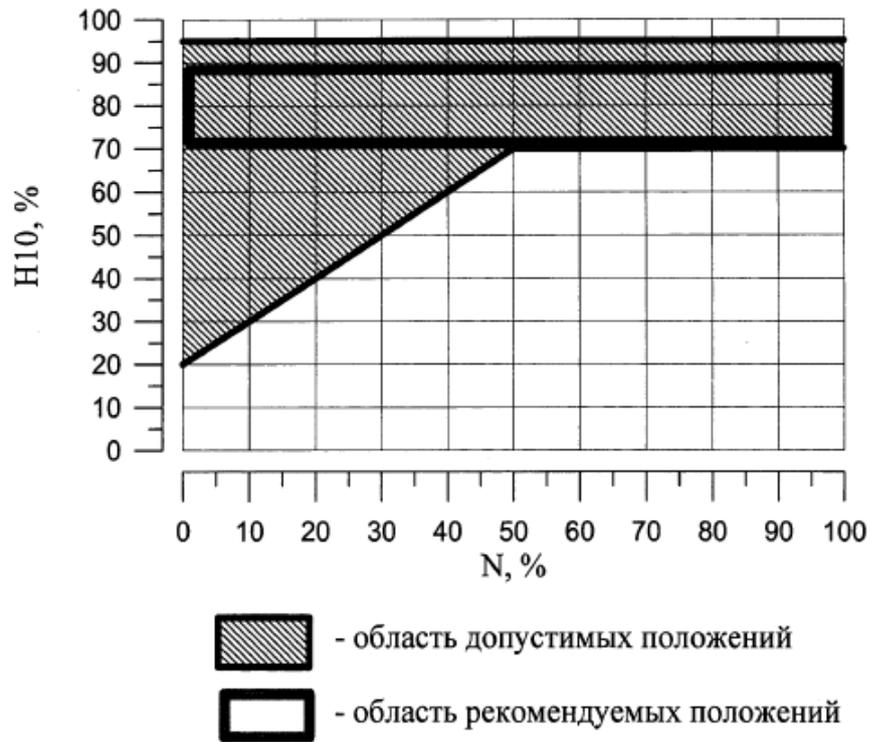


Abb. 13.3 Erlaubte und empfohlene Steuerabstellung der Regelgruppe nach 12 Stunden Betrieb auf konstantem Leistungsniveau

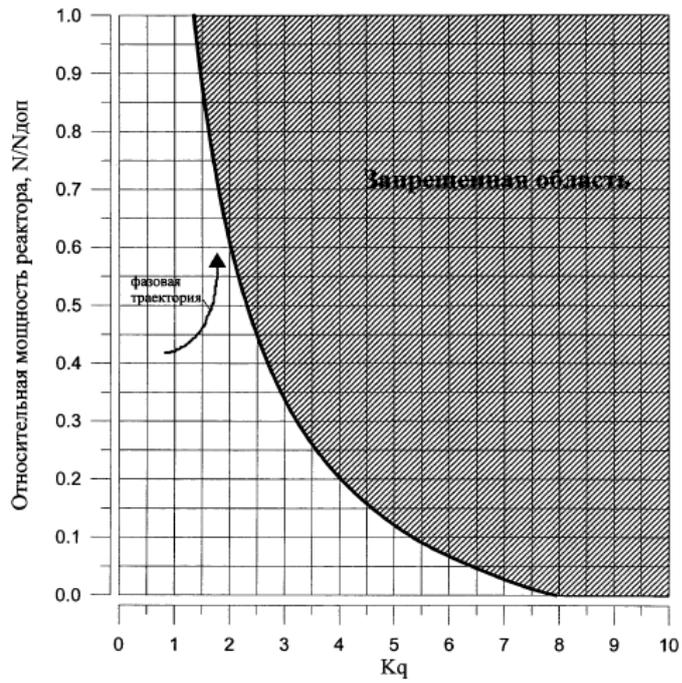


Abb. 13.4 Diagramm der erlaubten relativen BE-Leistung K_q

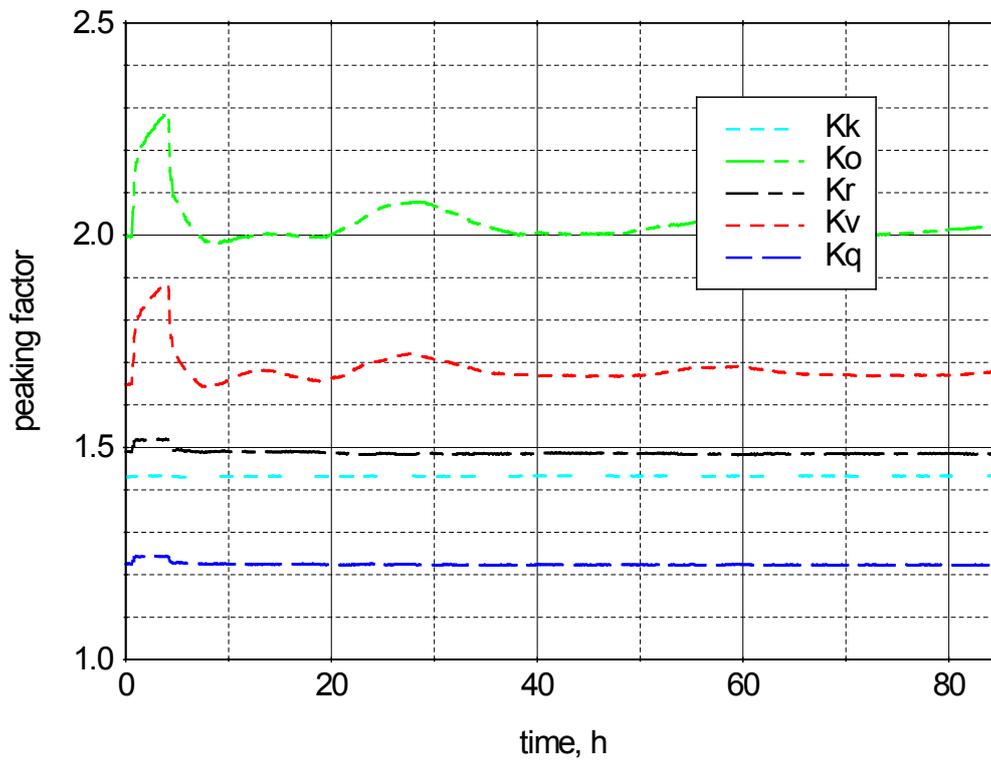


Abb. 13.5 Ergebnisse der Berechnung von stabweisen Leistungsverteilungen während der Transiente "Xe Schwingung"

13.2.2 Transiente „Unkontrollierter Stabauswurf“

Für die Analyse des Störfalls „Stabauswurf“ wurden die folgende Akzeptanzkriterien für DBA (/LOE 09/ ausgewählt:

- Während der Transiente darf die Brennstofftemperatur T_f in keinem Punkt die Schmelztemperatur erreichen. Für frischen UO₂ Brennstoff heißt das $T_f < 2840^\circ\text{C}$ und für abgebrannten Brennstoff $T_f < 2570^\circ\text{C}$. Für Gd-Brennstoff mit 5%Gd gilt $T_f < 2405^\circ\text{C}$.
- Die Hüllrohrtemperatur darf $T_c < 1200^\circ\text{C}$ nicht überschreiten

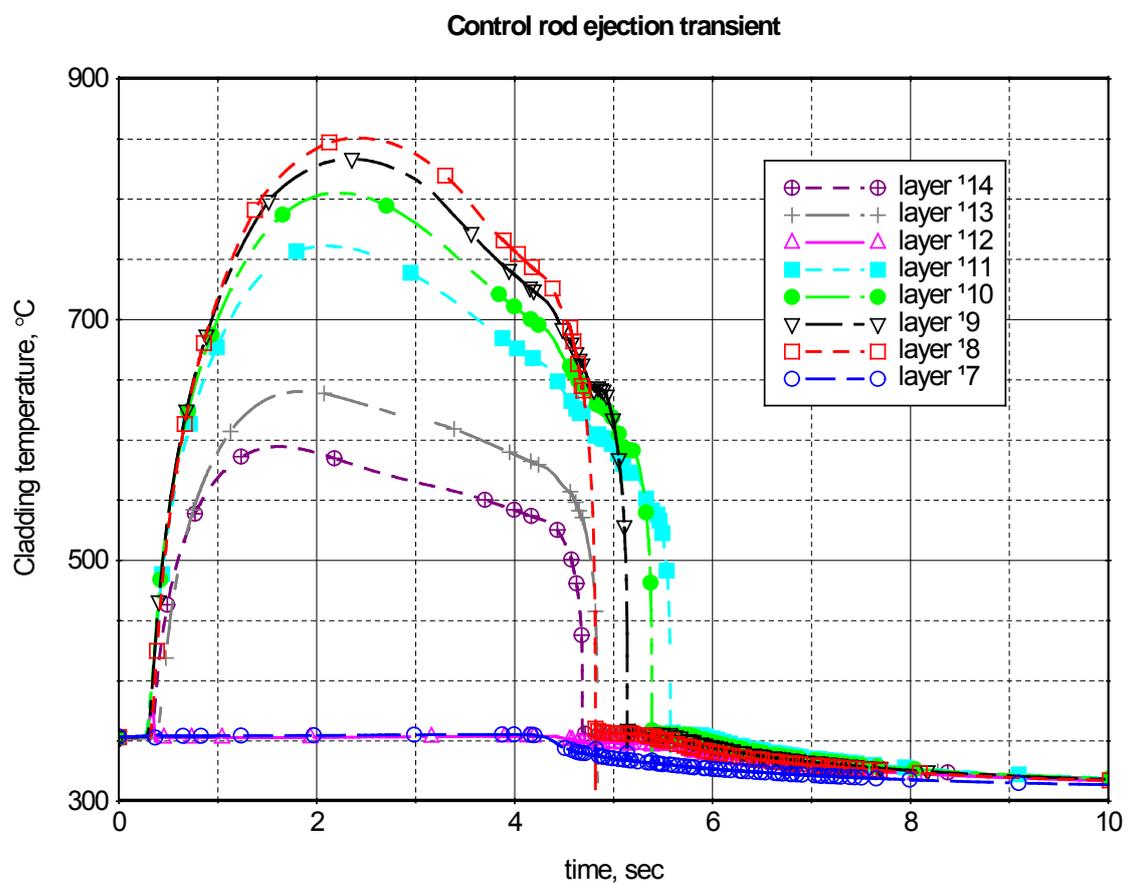


Abb. 13.6 Berechnete Hüllrohrtemperaturen in verschiedenen Höhenschichten des Reaktorkerns während der Transiente „Steuerstabauswurf“

Für diese Transiente sind der Grenzwert für die Hüllrohrtemperatur $T_c = 1200^\circ\text{C}$ und die Brennstofftemperatur festgelegt. Bei Verwendung eines konservativen Ansatzes wird der Abstand zu den Grenzwerten klein. Insbesondere bei der Untersuchung von Möglichkeiten für eine Leistungserhöhung kann es hier zu Grenzwertüberschreitungen kommen. Es sind also Maßnahmen zu definieren, die dies verhindern oder eine über-

mäßige Konservativität des Modells und seiner Anfangs- und Randbedingungen zu reduzieren. Dazu bedarf es einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse, wie in der Teilaufgabe AP 12.3 durchgeführt.

13.2.3 Schlussfolgerungen über Auswirkungen und Einhaltung von Kriterien für den sicheren Anlagenbetrieb

Die Analyse der berechneten Ergebnisse ergab demnach, dass für den sicheren Reaktorbetrieb die Abstände zu sicherheitstechnischen Kriterien – Stableistung, Hüllrohr- und Brennstofftemperatur, DNBR – wegen der Konservativität in den Modell-, Ausgangs- und Randbedingungen der Transientenmodelle zu beachten sind.

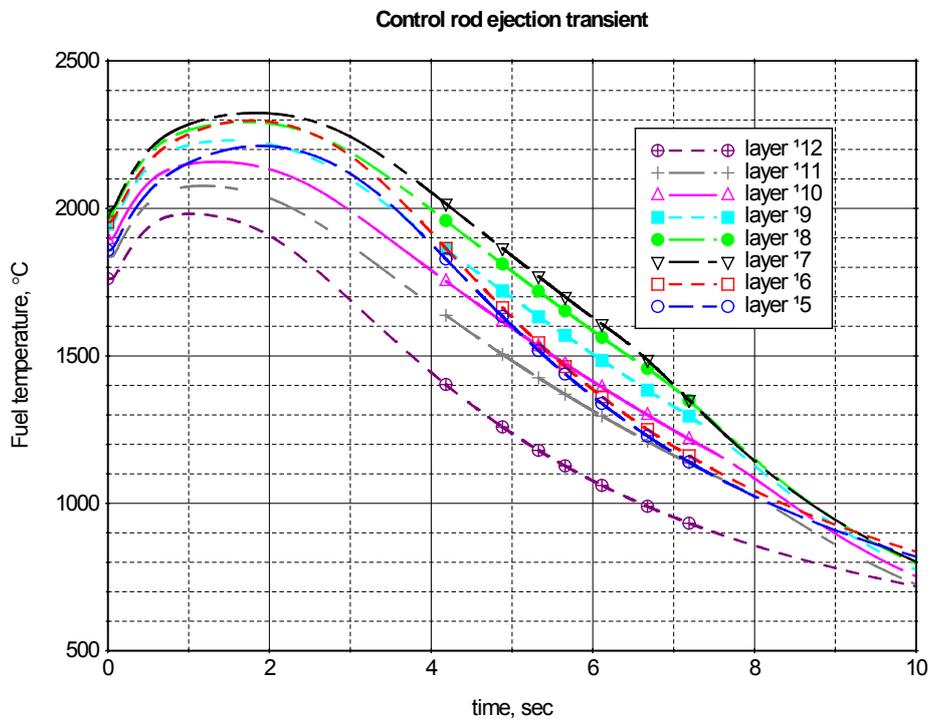


Abb. 13.7 Berechnete axiale Brennstofftemperaturen in verschiedenen Höhenschichten während der Transiente “Steuerstabauswurf”

Ergebnisse der Analyse der Kriterien:

- Maximale abbrandabhängige BS-Leistungsdichte
- Maximale BS-Abbrandwerte und
- abbrandabhängige Brennstoffzusammensetzung

sind in den Abbildungen Abb. 1.5 bis 1.7 für verschiedene Transienten dargestellt. Auch hier wird ersichtlich, dass konservative Modelle, Anfangs- und Randbedingungen zu Problemen bei der sicherheitstechnischen Bewertung führen

Es entstand die Notwendigkeit der Entwicklung und Implementierung von Best-Estimate Modellen sowie Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen zur Verringerung unnötiger Konservativitäten bei der rechnerischen Analyse von Transienten.

Die implementierten Algorithmen für die stabweisen Leistungs- und Abbrandberechnung im Programm DYN3D erlaubte die Bereitstellung von konsolidierten BS-Leistungsdichteverteilungen und BS-Abbrandverteilungen für TASK 3 des WWER-1000 Reaktorkernberechnungsbenchmarks.

Die Ergebnisse der Berechnung der stabweisen Leistungsdichte- und Abbrandverteilungen liegen in Form von Datenzusammenstellungen für das X2 Benchmark, Task 3, Subtask 3.2 und 3.3. (s. Kapitel 13.3) vor. Diese sind in einem Beitrag für das 26. AER-Symposium /LOE 16/ veröffentlicht worden.

13.3 Weiterentwicklung des WWER-1000 Kernberechnungsbenchmarks (AP 12.2)

Das X2 Benchmark wurde erstmalig während des 19. AER-Symposiums /LOE 09/ vorgeschlagen und diskutiert und kontinuierlich fortgeführt. Im Verlauf des Vorhabens wurden die Ergebnisse der Task1 und 2 überprüft und während der AER-Symposien diskutiert (/LOE 10/, /LOE 11/, /LOE 12/, /LOE 13/, /LOE 14/).

Für die Datenanalysen im X2 Benchmark wurden die Rechenergebnisse untereinander mit dem Mittelwert und mit verfügbaren Messdaten verglichen. Die relative Standardabweichung (oder auch Relative Root Mean Square – RMS (s. /LOE 09/, /NEA 02/)) ist definiert als:

$$s = \sqrt{\frac{1}{(n-1)} \sum_{i=1}^n \left(\frac{x_i - \bar{x}}{\bar{x}} \right)^2}$$

wobei

i - die Code Nummer (i=1, ..., n),

- n - die Anzahl der verwendeten Programme (e.g.: CASMO-4, HELIOS, NESSEL, SERPENT mit JEFF 3.1.1 Bibliothek, SERPENT mit ENDF/B-VII Bibliothek),
 x_i - der Wert der zu vergleichenden Größe, berechnet mit dem Programm i ,
 \bar{x} - der Mittelwert der Größe über alle zum Vergleich herangezogenen Rechenwerte der verschiedenen Programme ist.

Die vorhandenen Datensätze wurden im Verlauf des Vorhabens überprüft und Ergänzungen bzw. Verbesserungen implementiert. Die Daten wurden zur Bewertung mit den jeweiligen Mittelwerten aus den Ergebnisdatensätzen der verschiedenen BE-Abbrandprogramme gem. der Formel für das RMS (s.o.) verglichen.

Diese BE-Abbrandrechnungen waren die Grundlage zur Bereitstellung von BE-Datenbibliotheken für stationäre 3D Kernabbrandrechnungen und 3D Transienten- und Störfallrechnungen (s. /TUE 17/, /LOE 16/). Für die BE-Datenbibliotheken und die Datenanalyse standen Rechnungen mit folgenden BE-Abbrandprogrammen zur Verfügung:

- NESSEL (prepared by SSTC)
- CASMO (perpared by TÜV SÜD)
- HELIOS (prepared by SSTC)
- NESSEL (prepared by IBBS)

Die Ergebnisse der BE-Abbrandrechnungen mit den unterschiedlichen Programmen zeigten ausreichende Übereinstimmungen bei den zum Vergleich herangezogenen Daten:

So wurde in Subtask 1.1 die Berechnung kritischer Multiplikationsfaktoren in Abhängigkeit vom BE-Abbrand überprüft. Die Auswertungen ergaben, dass das Maximum der relativen Standardabweichung (RMS) für den Multiplikationsfaktor k_{∞} im Vergleich mit der Referenz – dem Mittelwert aus den Ergebnissen der BE-Abbrandrechnungen mit dem Programm NESSEL - 0.8% für das BE TVSA 30AV5; 0.69% für das BE FA 398GO und 0.65% für das BE 439GT nicht übersteigt. Für alle berechneten Multiplikationsfaktoren liegen die maximalen relativen Abweichungen im Bereich von (-0.9%, 1.9%).

In Subtask 1.2 wurden abbrandabhängige Nuklidkerndichten für folgende abbrennbaren Brennstoffnuklide, Absorber und Spaltprodukte verglichen:

Ausgewählte abbrennbare Isotope: ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{155}Gd , ^{157}Gd ,
Ausgewählte Spaltprodukte: Xe^{135} , ^{149}Sm .

Insgesamt ergaben die Datenvergleiche zufriedenstellende Übereinstimmungen. Einige größere Abweichungen zeigten die Ergebnisse für die Gadolinium-Isotope und das Spaltprodukt ^{149}Sm . Insbesondere die Ergebnisse der BE-Abbrandrechnungen mit dem Programm NESSEL zeigten, dass die Modellierung des Brennstoffabbrands mit Berücksichtigung nur der hauptsächlichen Spaltprodukte zu einer nicht ganz adäquaten Ergebnisgenauigkeit führen kann. Die leichten Unterschiede bei der Berechnung der abbrandabhängigen Kerndichten der Gd-Isotope ^{155}Gd und ^{157}Gd durch die BE-Abbrandprogramme CASMO und HELIOS können mit den unterschiedlichen Primärquerschnittsbibliotheken, die in den Programmen verwendet werden, erklärt werden. Diese Abweichungen sind besonders merkbar im Abbrandbereich um 10 MWd/kg.

Ausführlicher sind diese Ergebnisse in den Berichten /TUE 17/, /LOE 16/, /LOE 14/ und /LOE 12/, /LOE 13/ dargestellt.

Die nachfolgenden Aufgaben des X2 Benchmarks sollen u.a. zeigen, welchen Einfluss diese Ergebnisse auf die Modellierung des Reaktorkernabbrandes und von Transienten haben.

Im Vorhaben wurden im Rahmen der X2 Benchmarkaufgabe TASK 2 Ergebnisse aus 2D Reaktorberechnungen ausgewertet. Die verfügbaren Datensätze sind im Verlauf des Vorhabens mehrfach überprüft und ergänzt worden. Die entsprechenden Ergebnisse sind in Beiträgen zu AER-Symposien vorgestellt und diskutiert worden (siehe AER-Symposien (/LOE 16/, /LOE 14/, /LOE 10/, /LOE 11/).

Der Status ist in /TUE 17/ ausführlicher dargestellt. Die Aufgabe besteht aus den folgenden Teilen:

7. Subtask 2.1: Vergleich der berechneten kritischen Borkonzentrationen mit vorgegebenen Messdaten für vier aufeinanderfolgende Zyklen
8. Subtask 2.2: Vergleich von 2D Ergebnissen der Leistungsdichte und BE-Abbrandverteilungen für BOC, MOC und EOC der vier aufeinander folgenden Zyklen
9. Subtask 2.3: Vergleich von berechneten und gemessenen Ergebnissen für heiße Nulllastzustände bei BOC für vier aufeinanderfolgende Zyklen:

- a) Kritische Borkonzentrationen,
- b) Reaktivitätskoeffizienten,
- c) Differentielle und integrale Steuerstabwirksamkeiten,
- d) Wirksamkeit der Netto- und Bruttoschnellabschaltstäbe.

Die Ergebnisse für Subtask 2.1 und 2.2, die jeweils in /LOE 11/, /LOE 12/ und /LOE 13/ vorgestellt und diskutiert worden sind, zeigten zufriedenstellende Übereinstimmung mit den Messdaten und akzeptable RMS beim Vergleich mit den jeweiligen Mittelwerten. Für die Datenanalysen standen Ergebnisse folgender Programm und Datenbibliotheken zur Verfügung:

- DYN3D & NESSEL library (SSTC),
- DYN3D & CASMO library (SSTC, HZDR, TÜV SÜD),
- DYN3D & HELIOS library (SSTC, HZDR)
- TRAPEZ & NESSEL library (IBBS),
- BIPR7A & TVSM-Library (Khmelnyska NPP, KI).

So sind Differenzen in den berechneten kritischen Borkonzentrationen vorhanden, aber akzeptabel. Merkbare Abweichungen von den Messwerten wurden für den 1. Zyklus ermittelt. Die 1. Kernbeladung ist relative inhomogen und im Verlauf sind häufige nicht stationäre Reaktorzustände (Leistungsreduzierungen) zu verzeichnen, die sich in den Ergebnissen des Vergleichs mit stationären Berechnungen niederschlagen. Die Abb. 13.8 illustriert dies für den 2. Zyklus. Zusammenfassend sind die Ergebnisse in Tab. 13.1 und Tab. 13.2 dargestellt.

Tab. 13.1 RMS aus dem Vergleich der berechneten und gemessenen Borkonzentrationen (g/kg)

Cycle	Mean	BIPR	DYN3D-Nessel	DYN3D-Casmo	DYN3D-Helios	TRAPEZ
1	0.29	0.29	0.35	0.54	0.24	0.29
2	0.24	0.47	0.42	0.40	0.33	0.32
3	0.24	0.48	-	0.39	0.35	0.24
4	0.60	0.63	-	0.88	0.86	0.79

Tab. 13.2 RMS aus dem Vergleich mit dem berechneten Mittelwert der kritischen Borkonzentration (g/kg)

Cycle	BIPR	DYN3D-Nessel	DYN3D-Casmo	DYN3D-Helios	TRAPEZ
1	0.10	0.14	0.33	0.19	0.17
2	0.31	0.42	0.40	0.33	0.61
3	0.26	-	0.18	0.16	0.28
4	0.30	-	0.31	0.30	0.31

In der Teilaufgabe Subtask 2.2 des X2 Benchmarks wurden gemessene und berechnete 2D Leistungsdichte- und Abbrandverteilungen für vier aufeinander folgende Zyklen jeweils zu BOC, MOC und EOC ausgewertet. Die Vergleiche wurden jeweils mit den berechneten Mittelwerten (Mean) und den gemessenen Verteilungen durchgeführt. In den Tabellen Tab. 13.3 und Tab. 13.4 sind die Ergebnisse dieser Datenanalyse dargestellt.

Die berechneten 2D Abbrandverteilungen wurden mit den Mittelwerten verglichen. Der Datenvergleich ergab die in Tab. 13.5 vorgestellten Ergebnisse.

Der Subtask 2.3 des X2 Benchmarks umfasste die Auswertung und Überprüfung von Ergebnissen der stationären Kernabbrandrechnungen für Nulllastzustände (HZP) zu Zyklusbeginn (BOC) für vier aufeinanderfolgende Zyklen und Vergleich mit Messdaten aus Experimenten während des Anfahrens des Reaktors sowie mit Rechenergebnissen anderer Programme unter Verwendung verschiedener BE-Datenbibliotheken. Diese Daten sind ebenfalls in /LOE 16/ und /LOE 13/ präsentiert worden.

Für die betrachteten heißen Nulllastzustände bei BOC betrug die relative RMS alle Werte der kritischen Borkonzentration 0.49 g/kg (das sind ca. 4.3 %). Die maximalen Abweichungen der kritischen Borkonzentration bei heißer Nulllast zu BOC liegen im Bereich (-0.63, 0.28) g/kg. Das ist eine akzeptable Genauigkeit im Vergleich berechneter Werte mit Messwerten über einen Datensatz von insgesamt 46 Werten.

In Abb. 13.9 bis Abb. 13.12 sind Ergebnisse für differentielle und integrale Steuerstabwirksamkeiten dargestellt. Diese Ergebnisse sind wichtig für die sicherheitstechnische Nachweisführung im Hinblick auf die Abschaltsicherheit bei der Bewertung von Kernnachladungen.

Die erzielten Ergebnisse sind für die Bereitstellung von Datensätzen für das X2 Benchmark ausreichend geeignet und geben Hinweise für Verbesserungsmöglichkeiten. Auf dieser Basis können Programme und Datenbibliotheken, die im Rahmen von sicherheitstechnischen Analysen stationärer Zustände von Kernreaktoren des Typs WWER-1000 verifiziert und validiert werden.

Tab. 13.3 Relative Abweichungen RMS der berechneten 2D Leistungsdichteverteilungen von den gemessenen (%) [17]

Cycle No. / EFPD	Mean - BIPR	Mean - D3D-Nes	Mean - D3D-Cas	Mean - D3D-Hel	Mean - TRAPEZ
01 / 29	2.53	1.34	1.80	1.80	2.83
01 / 148	1.18	1.38	1.00	1.00	1.15
01 / 264	1.16	0.91	0.69	0.68	0.96
02 / 29	1.30	1.91	1.45	1.45	2.23
02 / 105	1.45	1.67	1.58	1.24	1.35
02 / 218	0.82	1.12	0.86	0.86	0.90
03 / 90	2.96	3.57	3.66	3.17	3.01
03 / 168	1.95	1.81	2.22	2.15	1.64
03 / 269	1.22	0.93	1.24	1.23	1.17
04 / 3	2.98	1.88	2.08	2.00	3.04
04 / 105	1.74	1.32	1.85	1.83	1.75
04 / 217	1.20	1.24	1.76	1.62	1.74

Tab. 13.4 Relative Differenzen RMS der berechneten 2D Leistungsdichteverteilungen im Vergleich mit den Mittelwerten (Mean, %) [17]

Cycle No. / EFPD	Mean-Meas	Mean-BIPR	Mean - D3D-Nes	Mean - D3D-Cas	Mean - D3D-Hel	Mean - Trapez
01 / 29	1.38	1.33	2.19	0.52	0.53	1.55
01 / 148	0.82	0.74	0.84	0.42	0.42	0.58
01 / 264	0.57	0.88	0.48	0.50	0.50	0.56
02 / 29	1.15	0.80	1.35	0.36	0.35	1.58
02 / 105	1.08	0.84	0.67	0.57	0.30	0.99
02 / 218	0.60	0.73	0.71	0.37	0.37	0.67
03 / 90	2.58	0.64	1.10	0.99	0.59	1.01
03 / 168	1.55	0.70	0.53	0.70	0.65	0.66
03 / 269	0.86	0.63	0.55	0.43	0.48	0.64
04 / 3	1.79	1.77	0.41	0.86	1.04	1.34
04 / 135	1.30	1.01	0.40	0.59	0.60	0.86
04 / 217	1.15	0.67	0.43	0.64	0.59	0.78

Tab. 13.5 Relative Abweichungen RMS der berechneten 2D Abbrandverteilungen von den Mittelwerten (%)

Cycle No. / EFPD	Mean-BIPR	Mean - D3D-Nes	Mean - D3D-Cas	Mean - D3D-Hel	Mean - Trapez
01 / 311.7	0.87	0.77	0.42	0.43	0.82
02 / 324.3	0.71	0.47	0.28	0.30	0.72
03 / 317.5	0.64	0.34	0.32	0.30	0.68
04 / 288.3	0.59	0.34	0.29	0.32	0.56

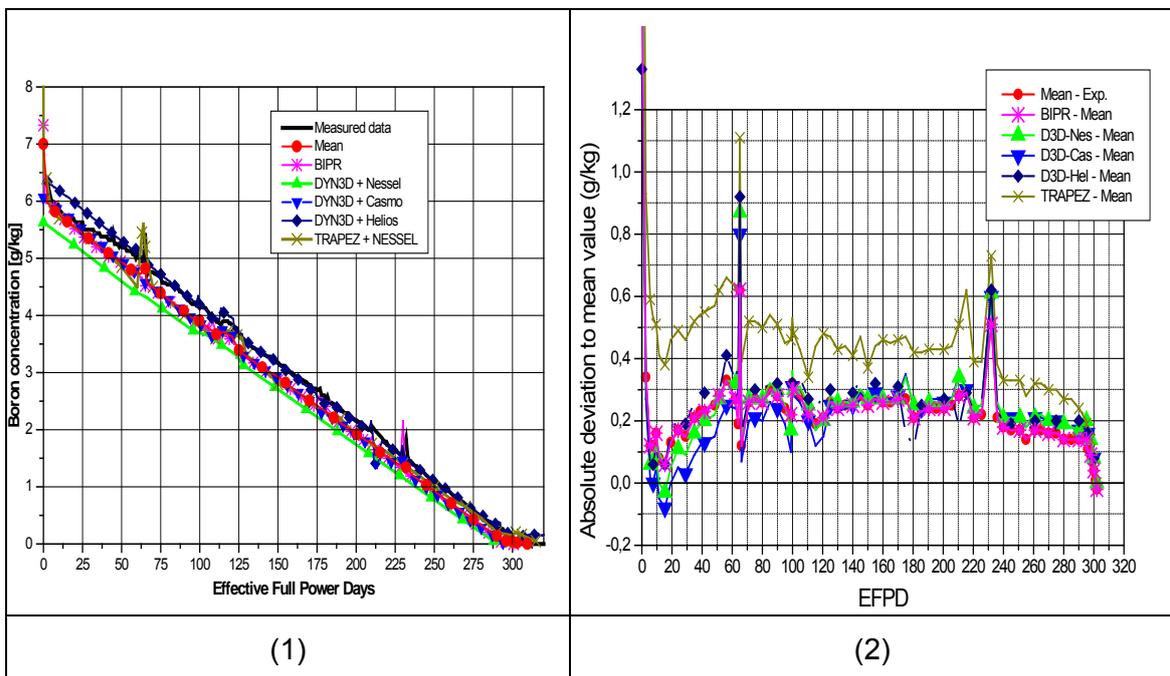


Abb. 13.8 Kritische Borkonzentration (1) und die absoluten Differenzen (2) in Abhängigkeit von Kernabbrand für den zweiten Zyklus

Der Vergleich gemessener und berechneter Temperatur-Reaktivitätskoeffizienten war ein Subtask im X2 Benchmark. Die maximalen Abweichungen der berechneten Werte von den gemessenen lag für alle vier Zyklen im Bereich $(-46.2; 40.3) \%$ (i.e. $-2.9 \cdot 10^{-5}/K$ und $6.4 \cdot 10^{-5}/K$) (siehe /TUE 17/ und /LOE 16/). Die relative bzw. absolute Abweichung RMS der analysierten Daten betrug 17.9 % bzw. $2.23 \cdot 10^{-5}/K$ unter Berücksichtigung aller für die Analyse verfügbaren Daten.

TASK 3: Detaillierte vertiefende Analyse der Ergebnisse für 3D-Abbrandrechnungen und Bereitstellung einer Referenzlösung (AP 12.2.1.)

Im Task 3 des X2 Benchmarks werden Ergebnisse aus stationären Reaktorkernberechnungen in dreidimensionaler räumlicher Auflösung analysiert. Die Datensätze, die mit den o.a. Kombinationen aus Reaktorberechnungsprogrammen und BE-Datenbibliotheken berechnet wurden, wurden im Rahmen dieser Aufgabe untersucht und miteinander verglichen. Der Task 3 des X2 Benchmarks umfasst drei Teilaufgaben (Subtasks):

Subtask 3.1: Vergleich berechneter axialer BE-Leistungsdichteverteilungen ausgewählter BE für die Zyklen 1 bis 4 jeweils für BOC, MOC und EOC. Ein Beispiel für das Ergebnis der Analyse der bereitgestellten Daten wird in Abb. 13.13 vorgestellt. Hierbei wurden für vier ausgewählte BE an unterschiedlichen Kernpositionen die Mittelwerte mit den gemessenen Verteilungen sowie die Mittelwerte mit den berechneten Verteilungen jeweils zu BOC, MOC und EOC verglichen.

Die Analyse zeigte, dass die maximalen Abweichungen zwischen gemessenen und berechneten Axialverteilungen den Bereich (-12;+15) % nicht verlassen. Die relative Abweichung RMS für alle analysierten Daten ist nicht größer als ± 6 %. Charakteristisch dabei ist, dass die Maximalabweichungen jeweils zu BOC erzielt werden [siehe /TUE 17/ und /LOE 16/).

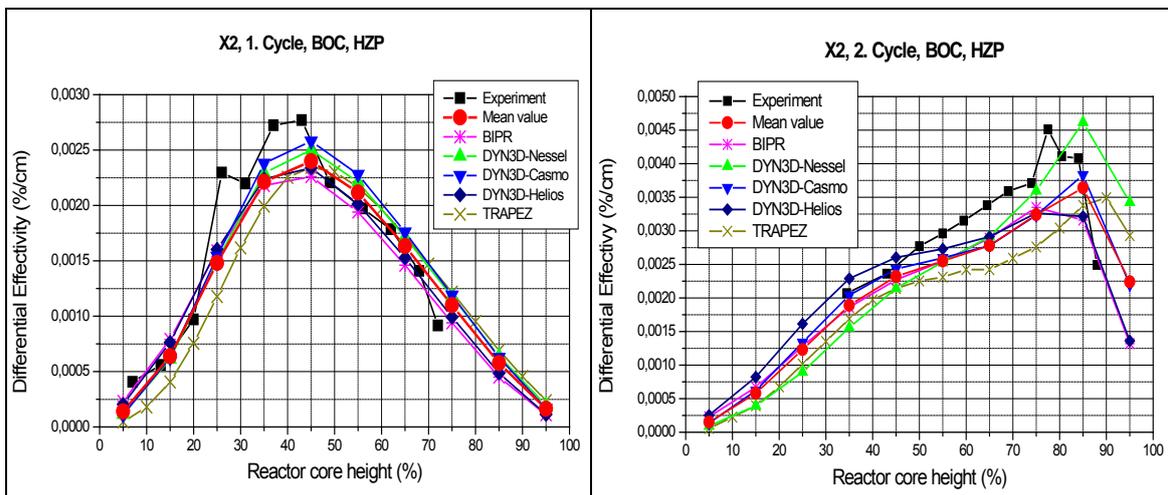


Abb. 13.9 Experimentelle und berechnete Werte der differentiellen Steuerstabwirksamkeit zu BOC, HZP für den 1. und 2. Zyklus

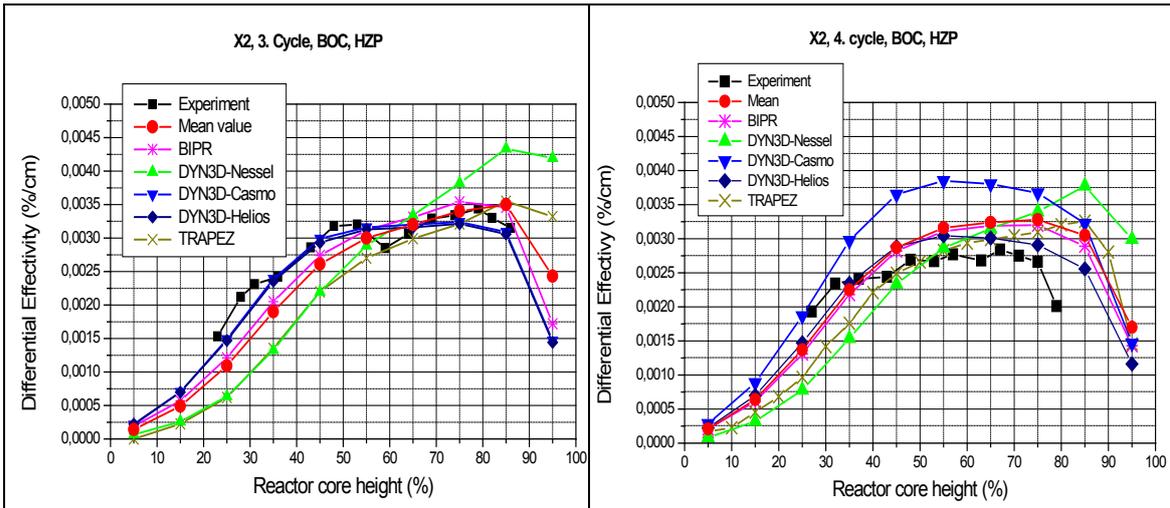


Abb. 13.10 Experimentelle und berechnete Werte der differentiellen Steuerstabwirksamkeit zu BOC, HZP für den 1. und 2. Zyklus

Subtask 3.2: Vergleich berechneter Stableistungsverteilungen für zwei ausgewählte BE für die Zyklen 1 bis 4 jeweils zu BOC, MOC und EOC. Diese BE vom Typ TVSA 390GO und 39AWU befanden sich alle vier Zyklen an unterschiedlichen Positionen im Reaktorkern. Die Ergebnisse der Datenanalyse sind in Tab. 13.6 und Tab. 13.7 aufgeführt. Wie sich gezeigt hat, sind die verfügbaren Datensätze für die Verwendung als Referenzen im X2 Benchmark geeignet.

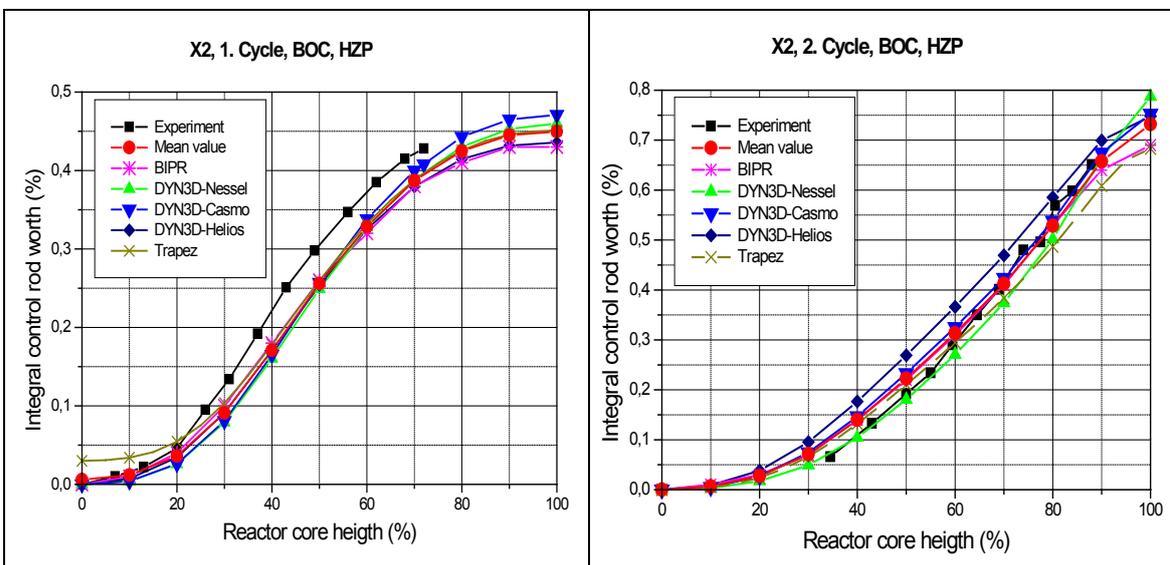


Abb. 13.11 Experimentelle und berechnete integrale Steuerstabwirksamkeiten zu BOC, HZP für den 1. und 2. Zyklus

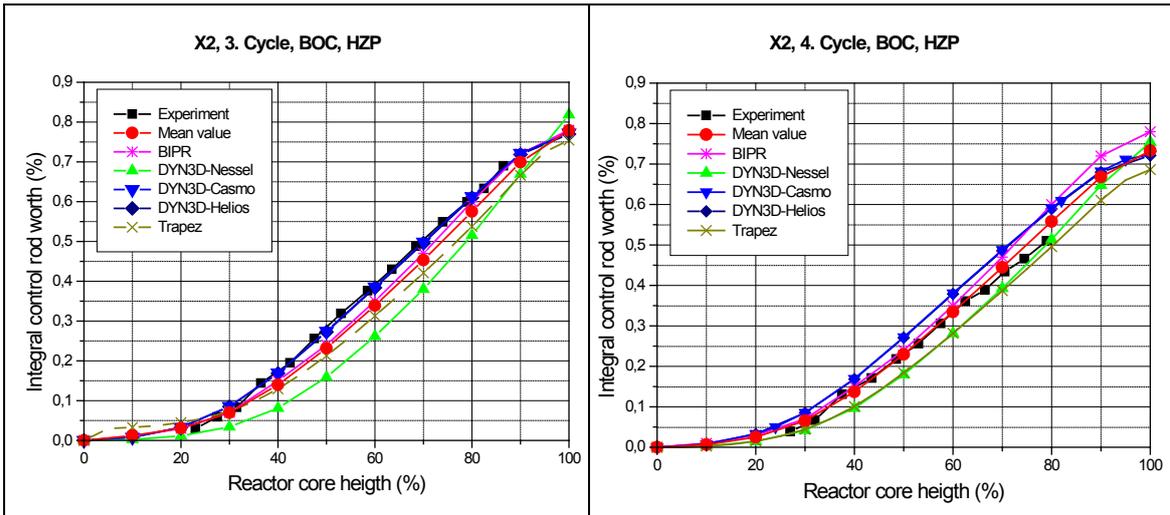


Abb. 13.12 Experimentelle und berechnete integrale Steuerstabwirksamkeiten zu BOC, HZP für den 3. und 4. Zyklus

Subtask 3.3: Vergleich berechneter Stababbrandverteilungen für zwei ausgewählte BE für vier aufeinanderfolgende Zyklen zu EOC. Brennstabweise Berechnung von Abbrandverteilungen sowie Verifizierung und Validierung der Modellimplementierung anhand von Ergebnisvergleichen im Rahmen des X2 Benchmark für WWER-1000 mit TVSA - max. RMS für 390GO und 39AWU kleiner als 10% mit einem Ausreißer – BE mit Regelgruppe bis zu 15.8 %, für 398AWU mit einem Ausreißer 25% (Regelgruppe).

Die Ergebnisse der Datenanalysen sind ausführlich in /TUE 17/ und /LOE 16/ beschrieben. Die analysierten Daten sind somit für die Verwendung im X2 Benchmark geeignet.

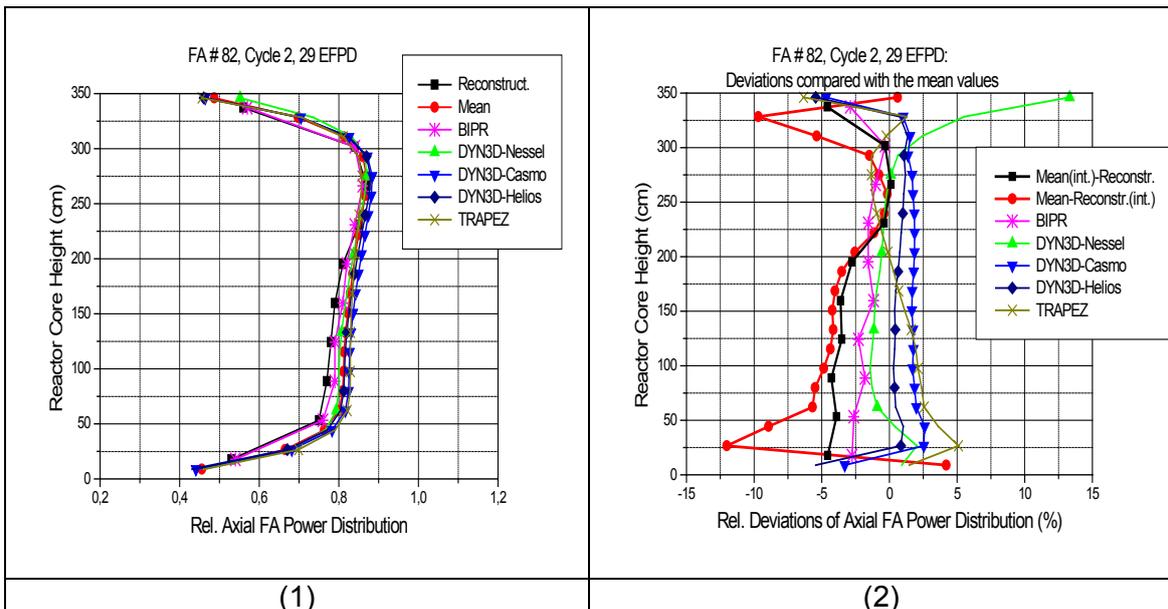


Abb. 13.13 Axiale BE-Leistungsdichteverteilung des BE Nr. 82 zu BOC des 2. Zyklus (1) und der Abweichungen vom Mittelwerte (2)

Tab. 13.6 Relative Abweichungen der berechneten Stableistungsvverteilungen von den Mittelwerten für das BE TVSA 390GO (%)

Cycle #	EFPD	DYN3D – Mean (%)	DERAB – Mean (%)	PERMAK - Mean (%)	FLEX – Mean (%)	TRAPEZ – Mean (%)
1	29.8	4.13	12.31	3.92	3.67	3.87
1	264.2	7.40	15.10	4.76	3.23	3.91
2	29	2.87	5.79	2.16	2.09	2.55
2	218.9	2.45	0.98	1.45	1.08	1.29
3	90.1	2.50	1.19	1.40	0.89	1.14
3	268.9	2.16	1.35	1.19	0.91	1.21
4	3.2	3.07	1.97	1.06	1.30	1.08
4	216.9	2.67	1.78	1.26	1.12	1.27

Tab. 13.7 Relative Abweichungen der berechneten Stableistungsvverteilungen von den Mittelwerten für das BE TVSA 398AWU (%)

Cycle #	EFPD	DYN3D – Mean (%)	DERAB – Mean (%)	PERMAK - Mean (%)	FLEX – Mean (%)	TRAPEZ – Mean (%)
1	29.8	3.04	10.17	3.18	2.76	3.28
1	264.2	5.40	10.73	2.77	2.52	2.61
2	29	3.00	3.44	1.59	1.56	1.76
2	218.9	2.91	1.95	1.39	0.88	1.16
3	90.1	2.12	2.88	2.16	1.09	1.72
3	268.9	1.86	2.89	2.02	1.00	1.71
4	3.2	7.16	14.25	5.47	3.51	3.21
4	216.9	8.66	14.67	4.63	3.35	2.31

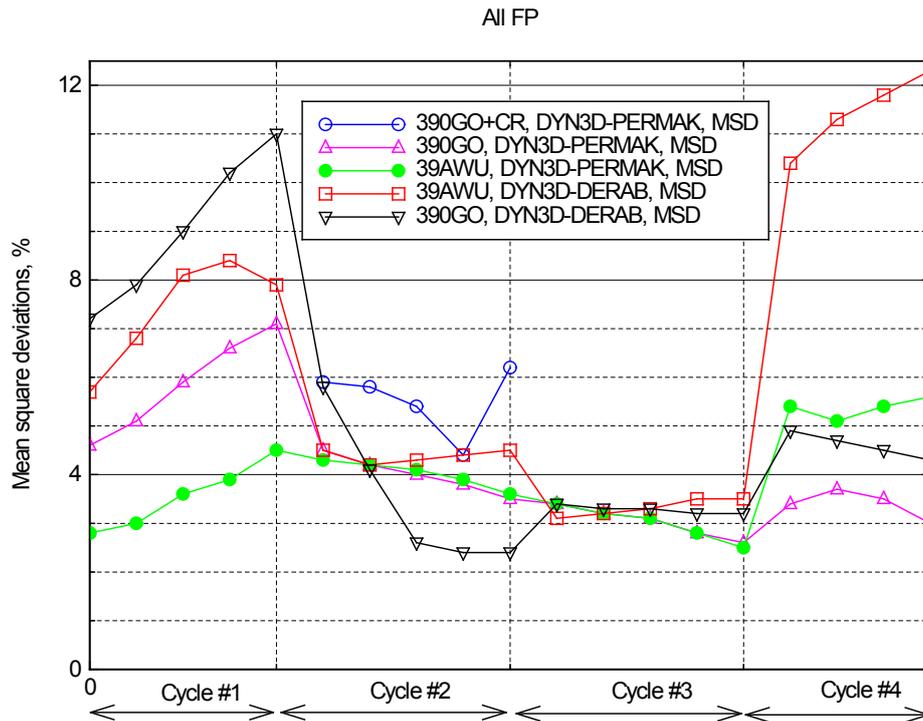


Abb. 13.14 Relative Abweichung RMS der Stableistungsverteilung für die BE 390GO und 39AWU (Vergleich DYN3D und PERMAK)

TASK 4: Transienten – Analyse und Berechnung weiterer Daten für die Auswertung und Ermittlung der Referenzlösungen AP 12.2.2.

Die vierte Aufgabe (Task4) des X2 Benchmarks hat die Analyse von Ergebnissen aus nichtstationären 3D Reaktorberechnungen – Transienten und Störfälle – zum Inhalt. Die Basis bildeten Ereignisverläufe und Messdaten, die aus dem KKW Khmelnytska - einer Anlage mit WWER-1000-Reaktor und TVSA-Beladungen - stammen. Sie umfasst drei Teilaufgaben. Es sei hier noch angemerkt, dass die Analyse nicht abschließend bearbeitet wurde, da für diese Transientenmodelle Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen durchgeführt wurden (siehe Kapitel 13.4), um die Ergebnisse im Vergleich mit den gemessenen Daten zu verbessern und den BEPU Ansatz bei diesen rechnerischen Analysen zu implementieren.

Subtask 4.1. - Transiente „RESA infolge Reaktorschutzsignal Reaktorperiode $T < 10s$ “

Diese Transiente wurde durch die Abschaltung einer Speisewasserpumpe nach Reduzierung der Reaktorleistung von ca. 100 % auf ca. 40-50 % durch Steuerstabeinwurf mit nachfolgender Stabilisierung auf ca. 75 % der Nennreaktorleistung mittels der Re-

gelgruppe ausgelöst. Kurz darauf erfolgte die RESA infolge des Reaktorschutzsignals „Reaktorperiode $T < 10s$ “. Für die Analyse im X2 Benchmark wurden die während der Transiente gemessenen Daten für die Reaktorleistung und die Reaktorperiode zur Verfügung gestellt. Da es sich hier um eine Kurzzeittransiente handelt, ist das Ziel der Untersuchung das Modell und das 3D Kinetikprogramm, z.B. DYN3D, zu validieren.

Die berechneten Ergebnisse für die Reaktorleistung sind in Abb. 13.15 (1) mit den während der Transiente gemessenen Werten dargestellt. Wie aus dieser Abbildung zu ersehen ist, haben die verwendeten BE-Daten erheblichen Einfluss auf die berechneten Daten. Die Differenzen können bis zu 25 % erreichen. Für das X2 Benchmark müssen deshalb die Referenzdaten sorgfältig überprüft und ausgewählt werden.

In Abb. 13.16 (2) sind die Ergebnisse für den Verlauf der Reaktorperiode mit den entsprechenden gemessenen Daten dargestellt. Auch hier ist der Einfluss unterschiedlicher BE-Daten auf die Rechenergebnisse deutlich ausgeprägt.

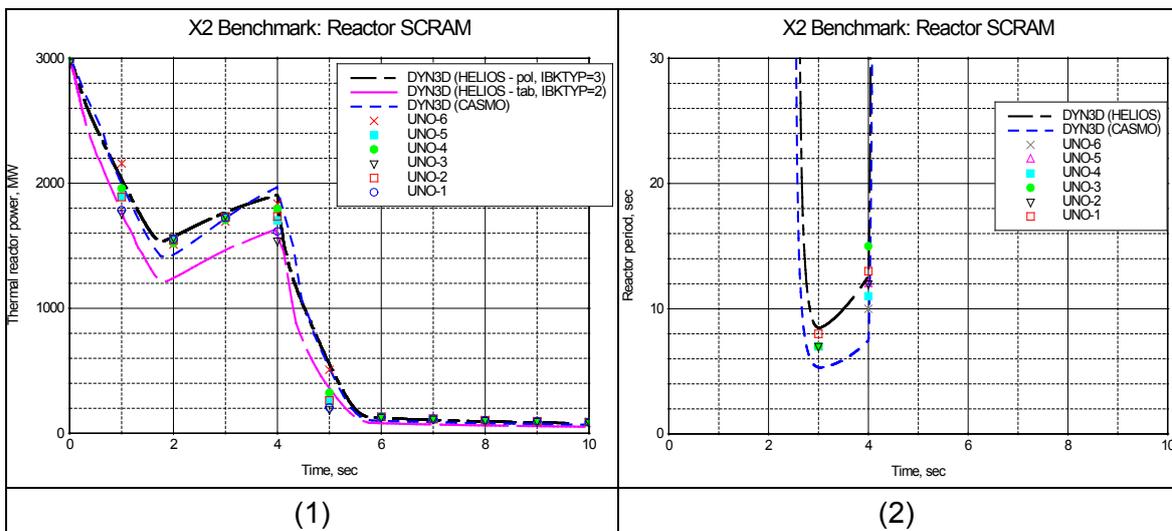


Abb. 13.15 Verlauf der Reaktorleistung (1) und der Reaktorperiode T (2) während der Transiente „RESA infolge $T < 10s$ “

Subtask 4.2. Transiente „Xe Schwingungen“

Die nächste Teilaufgabe Subtask 4.2 der vierten Aufgabe des X2 Benchmarks modelliert Xe-Schwingungen mit Hilfe des 3D Kinetikprogramms DYN3D. Auch hier werden Messdaten als Ausgangspunkt verwendet. Diese Aufgabe zur Validierung ist insofern wichtig, da bei Lastfolgebetrieb mit häufigen Leistungsänderungen die Anregung von

räumlichen Leistungsschwingungen leicht möglich ist und daher nachgewiesen werden muss, dass die Kriterien des sicheren Reaktor Betriebs eingehalten werden.

Im vorliegenden Fall wurden zu BOC des ersten Zyklus des 2. Blockes des KKW Chmelnizky bei einer Reaktorleistung von 76.2 % der Nennleistung durch Verfahren der Regelgruppe H10 solche Xe-Schwingungen angeregt. Für das X2 Benchmark wurden folgende Daten bereitgestellt:

- Reaktorleistung (MW)
- Position der Regelgruppe H10
- Kühlmitteltemperatur am Kerneintritt
- Kühlmitteldurchsatz
- Axiales Offset

Für die Datenanalyse wurden das axiale Offset und die Leistungsdichteverteilungen zu drei Zeitpunkten während der Transiente herangezogen.

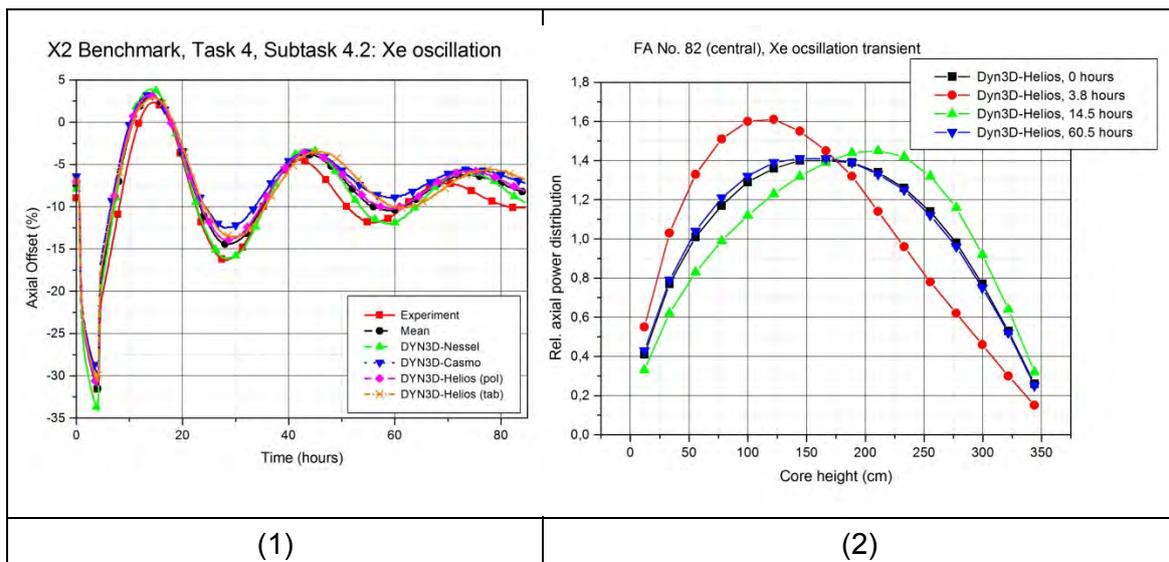


Abb. 13.16 Axiales Offset (1) und Relative axiale Leistungsdichteverteilung des BE Nr. 82 (2) während der Transiente "Xe-Schwingungen" (Task 4, Subtask 4.2) des X2 Benchmarks

Die Analyse der Daten für das axiale Offset ergaben, insbesondere durch die in Abbildung 1.16 zu sehende Periodenverschiebung, erhebliche Abweichungen im Vergleich mit den gemessenen Daten. Der Einfluss der unterschiedlichen BE-Datenbibliotheken ist offensichtlich. Andererseits müssen die Einflüsse der Modellunsicherheiten noch genauer analysiert werden.

Subtask 4.3. Transiente „HKMP Abschaltung“

Den Einsatz gekoppelter 3D Kinetikprogramme und thermohydraulischer Systemprogramme, wie, z.B. DYN3D und ATHLET, erfordert die dritte Teilaufgabe Subtask 4.3 des Task 4 des X2 Benchmarks. Hierbei handelt es sich um die Simulation eines Experiments mit Abschaltung einer HKMP, das bei der IBS des 2. Blockes des KKW Chmelnyzky durchgeführt wurde. Der genaue Verlauf dieser Transiente ist in /TUE 17/ und /LOE 16/ ausführlicher beschrieben.

Die Ergebnisse der rechnerischen Modellierung dieser Transiente sind in Abb. 13.17 und Abb. 13.18 beispielhaft zu sehen. Die Differenzen zwischen Rechenergebnissen und Messwerten sind hier nicht zu übersehen und erfordern eine genauere Analyse der Ursachen und Möglichkeiten der Verbesserung des Transientenmodells.

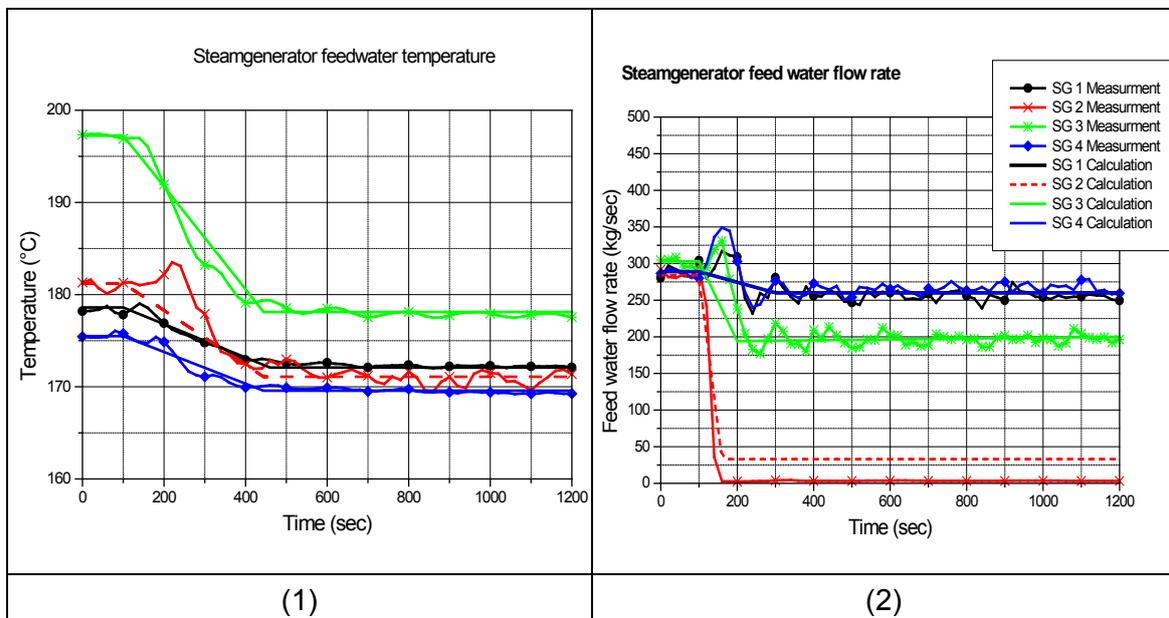


Abb. 13.17 Speisewassertemperatur (1) und –massenstrom (2) bei der Transiente „Abschaltung einer von vier HKMP“

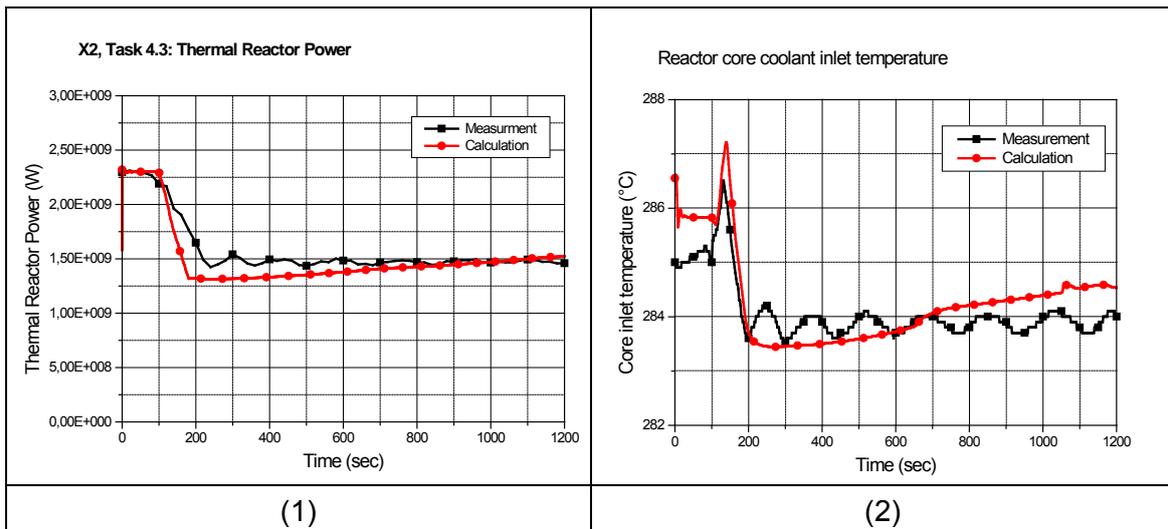


Abb. 13.18 Thermische Reaktorleistung (1) und Kerneintrittstemperatur (2) bei der Transiente „Abschaltung einer von vier HKMP“

13.4 Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen für Transientenrechnungen mit den gekoppelten Programmen DYN3D/ATHLET für WWER-1000 (AP 12.3)

Wie aus den Ergebnissen, die im Rahmen der vierten Aufgabe Task 4 des X2 Benchmarks erzielt wurden, sowie aus Transientenrechnungen von Störfällen im Rahmen von Nachweisführungen ersichtlich wird, wurden teilweise relativ große Abweichungen im Vergleich mit Messdaten und geringe Abstände zu Akzeptanz- und Sicherheitskriterien erhalten. Das weist auf Verbesserungsbedarf bei den verwendeten Modellen und auf übermäßige Konservativitäten in den Anfangs- und Randbedingungen der Transientenmodelle hin. Ein Best-Estimate-Ansatz (BEPU) kann hier hilfreich sein. Zur Implementierung eines BEPU-Ansatzes bedarf es einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse, um Möglichkeiten für Modellverbesserungen und die Reduzierung von Konservativitäten zu identifizieren. Die verbesserten Modelle müssen allerdings einer erneuten Verifizierung und Validierung unterzogen werden. Dazu kann, z.B., das X2 Benchmark verwendet werden.

Diese Zielstellung wurde in der Teilaufgabe AP 12.3 bearbeitet, die daher die Entwicklung und Implementierung eines Best-Estimate-Ansatzes für Transientenrechnungen mit den ungekoppelten und gekoppelten Programmen DYN3D und ATHLET im Rahmen von sicherheitstechnischen Analysen für WWER-1000 Reaktoranlagen umfasst. Ziel solcher Arbeiten ist die Verringerung von Konservativitäten in den Anfangs- und Randbedingungen und eine genauere Einschätzung von Rechenergebnissen im Ver-

gleich zu sicherheitstechnischen Grenzwerten zu ermöglichen. Gleichfalls soll eine Einschätzung des Einflusses von unterschiedlichen Eingangsdaten und Parametern, wie etwa Weniggruppen-Datenbibliotheken, und damit der ganzen Kette von verwendeten Programmen bei Transientenanalysen für WWER-1000 Reaktoren durchgeführt und die erforderlichen mit den erreichten Unsicherheiten abgeglichen werden. Auf dieser Basis kann eine belastbare Einschätzung der im WWER-1000 Kernabbrand-Benchmark – dem X2 Benchmark - erzielten Ergebnisse durchgeführt und notwendige Arbeiten für Verbesserungen definiert werden. Damit können die im Vorläufervorhaben geschaffenen Voraussetzungen zur Anwendung des Programminstrumentariums, der Datenbibliotheken und WWER-1000 Modelle bei Analysen von Betriebsweisen, Transienten und Störfällen, wie z. B. Lastfolgebetrieb, Reaktivitätsstörfälle oder ATWS-Störfälle, erweitert und konsolidiert werden. Zu diesem Zweck ist die Erarbeitung eines Ansatzes auf der Basis der von der GRS entwickelten Methode und des Programms SUSIA vorgesehen.

Im ersten Arbeitsschritt werden Parameter identifiziert und untersucht, die wesentlich zu Unsicherheiten in den Ergebnissen in der Berechnungskette – BE-Datenvorbereitung - stationäre Kernberechnung – Transienten- und Anlagenrechnung – beitragen.

In einem zweiten Schritt wurde die Methode der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse implementiert und getestet. Das Ergebnis ist eine Bewertung der von Eingabeunsicherheiten herrührenden Ergebnisunsicherheit sowie eine Prioritätenliste für Verbesserungen der Eingabedaten und Modellparameter sein.

Damit können Kriterien für eine zielgerichtete Modellverbesserung und die Erhöhung der Verlässlichkeit der Anfangs- und Randbedingungen für Transientenanalysen sowie der Rechenergebnisse erreicht werden.

Für Untersuchungen von Auslegungsstörfällen (DBA) wird zur Zeit im SSTC eine Kombination von Best-Estimate-Programmen und konservativen Anfangs- und Randbedingungen für reaktivitätsinitiierte Störfälle (RIA) im Rahmen von sicherheitstechnischen Bewertungen angewendet. D.h., ein realistisches Reaktorkernmodell wird mit entsprechenden Anfangs- und Randbedingungen in RIA-Analysen für alle festgelegten Störfälle verwendet. Dazu gehören konservative Werte für:

- Reaktivitätskoeffizienten,
- Wirksamkeiten der Steuerstäbe und Abschaltwirksamkeiten (SCRAM),

- Parameter des meistbelasteten Brennstabes,
- Thermohydraulische Parameter.

Für reaktivitätsinduzierte Störfälle (RIA) muss ein Best-Estimate Ansatz entwickelt werden, um verlässliche Sicherheitsanalysen bei sehr kleinen Abständen zu Grenzwerten durchführen zu können. Die hierbei zu betrachtenden Störfälle sind im Regelwerk definiert /RD 95/, /EBP 95/. Für Reaktoren vom Typ WWER-1000, Bauart W-320, sind die Randbedingungen als sogenannte sicherheitstechnische Rahmenparameter festgelegt /ENE 13/. Diese konservativen Festlegungen für alle Reaktoren vom Typ WWER-1000/W-320 mit TVSA-BE können in RIA-Analysen mit Best-Estimate-Programmen zu unnötig konservativen Ergebnissen führen, die äußerst geringe oder gar keine Abstände zu den Grenzwerten und Akzeptanzkriterien haben. Aus diesem Grunde wurden die Eingabedaten und Modelle für RIA-Analysen einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse unterzogen.

Der erste Schritt bestand in der Einführung und Anwendung der Methoden wie auch des GRS-Programms SUSANA /GRS 16A/. Hierbei wurden für erste Analysen die relativ einfachen Transientenmodelle für „Steuerstabauswurf“ und „RESA infolge von Schutzsignal Reaktorperiode $T < 10\text{s}$ “ herangezogen um dann zu komplexeren Modellen der Transiente „Aktivierung einer inaktiven Reaktorkühlkreisschleife“ sowie „HKMP Abschaltung“ (Task 4, Subtask 4.3 des X2 Benchmarks) in mehreren Entwicklungsschritten mit dem gekoppelten 3D Kinetikprogramm DYN3D und thermohydraulischem Systemprogramm ATHLET. Das führte zu einer deutlichen Verbesserung der rechnerischen Modellierung der Transiente im Vergleich mit Messdaten

13.4.1 Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse des RIA-Modells für den Störfall „Steuerstabauswurf“

Bei der rechnerischen Modellierung dieses Störfalls wurden folgende Größen mit sicherheitstechnischen Akzeptanzkriterien abgeglichen:

- Maximale Hüllrohrtemperatur
- Maximale Brennstofftemperatur

Die Ergebnisse dieser Analyse sind in Abb. 13.21 bis Abb. 13.23 dargestellt. Darin zeigen sich erhebliche Konservativitäten in den Anfangs- und Randbedingungen, die zu äußerst geringen Abständen zu Akzeptanzkriterien führen. Bei einer in Aussicht ge-

nommenen Erhöhung der Reaktornennleistung hat das voraussichtlich die Nichteinhaltung der Akzeptanzkriterien zur Folge.

Ausführlicher wird dies in /TUE 17/ und /OVD 16A/ diskutiert. Im Ergebnis führte die Implementierung des BEPU-Ansatzes zu einer Verbesserung der Sicherheitsbewertungen.

Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen mit SUSA für die Xe-Schwingungstransiente (Task 4, Subtask 4.2 des X2 Benchmarks) mit dem Ziel die Methode für Analysen der Modelle, die bei Untersuchungen zur Auslegungsstörfällen (DBA: Design Basic Accident) mit 3D Neutronenkinetikprogrammen (e.g. DYN3D, PARCS) verwendet werden. Für Modelle zu gekoppelten thermohydraulischen Systemcodes und 3D Neutronenkinetikprogrammen im Zusammenhang mit BDA-Analysen, wie, z.B.: Zuschaltung einer nicht betriebenen Kühlmittelschleife.

Dazu wurde eine Liste von Parametern zusammengestellt, die die Anfangszustände und den Verlauf der Transiente bestimmen. Die Unsicherheiten in diesen Parametern haben einen merkbaren Einfluss auf die Berechnung der Transiente sowie auf die Parameter, die wichtig für sicherheitstechnische Grenzwerte sind (maximale Stableistung - hot spot factor f_q , Brennstoff- und Hüllrohrtemperatur etc.). Dies können, z.B., sein:

- Kühlmitteltemperatur am Reaktorkerneintritt
- Borkonzentration im Kühlmittel
- Wirksamkeit der Steuerstäbe
- Position der Steuerstäbe
- Reaktorleistung
- Kühlmitteldurchsatz
- Reaktor-, BE- und Brennstableistungsdichteverteilung
- Kühlmittel-, Hüllrohr-, Brennstofftemperaturverteilung

Die Unsicherheiten dieser Parameter wurden in Bezug auf ihren Einfluss auf sicherheitstechnisch wichtige und begrenzte Reaktorkerncharakteristiken untersucht. Für die konkreten Analysen wurden Rechenergebnisse ausgewählt, für die Messdaten zum Vergleich verfügbar waren.

Dies führt letztendlich zu Best-Estimate-Modellen und damit zu Untersuchungen und Reduzierungen der Konservativität in den Anfangs- und Randbedingungen bei der

Analyse von Auslegungsstörfällen (DBA - Design Basic Accidents) mit den gekoppelten Programmen DYN3D/ATHLET.

Die Variationsintervalle dieser Parameter wurden für die Analysen festgelegt auf der Basis

- der erlaubten sicherheitstechnischen Rahmenparameter (siehe Tab. 13.3),
- der Rechengenauigkeit des 3D Kinetikprogramms DYN3D, die durch SSTC im Validierungsprozess bezüglich der Reaktivitätskoeffizienten ermittelt wurde,
- der experimentellen Messgenauigkeiten, z.B., bezüglich des Frischdampfdrucks,
- GRS-Daten für Unsicherheitsanalysen von Transientenrechnungen für WWER-1000, z.B. im Rahmen des Kalinin3 Benchmarks (siehe, z.B. /PAS 14/)
- Unsicherheitsanalysen für Transienten- und Störfallmodelle bei Reaktoren vom Typ WWER (z.B. /ZAK 15/)

Im Ergebnis der durchgeführten Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse und der Implementierung eines BEPU-Transientenmodells konnte für die hier betrachtete Transiente festgestellt werden, dass die maximale Brennstofftemperatur um ca. 100 °C geringer ist als bei einem konservativen Ansatz. Diese Ergebnis ist in Abb. 13.19 (1) dargestellt, dass die einseitige obere Toleranzgrenze ($\beta=95\%$; $\gamma=95\%$) im Vergleich mit der konservative berechneten maximalen Brennstofftemperatur zeigt. Bei der maximalen Hüllrohrtemperatur zeigt sich dieser Unterschied noch deutlicher und signifikanter (siehe Abb. 13.19 (2)), da hier im BEPU-Modell Filmsieden ($DNB \sim 1$) ausbleibt.

Diese Konservativität in der Sicherheitsbewertung bei der hier betrachteten RIA-Transiente wird besonders deutlich bei der Analyse des Abstandes zu kritischen Wärmeübergang DNB, wie in Abb. 13.24 (2) zu sehen ist.

Wie aus Abb. 13.23 (1) zu ersehen ist, geben die Ergebnisse der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse Hinweise für die Identifizierung der unsicheren Eingabeparameter, welche den größten Einfluss auf die Ergebnisse der Modellierung haben. Im Falle der Transiente „Steuerstabauswurf“ konnten als solche die Gasspaltbreite, die Wirksamkeit des ausgeworfenen Steuerstabs und die Steuerstabeinfallzeit identifiziert werden.

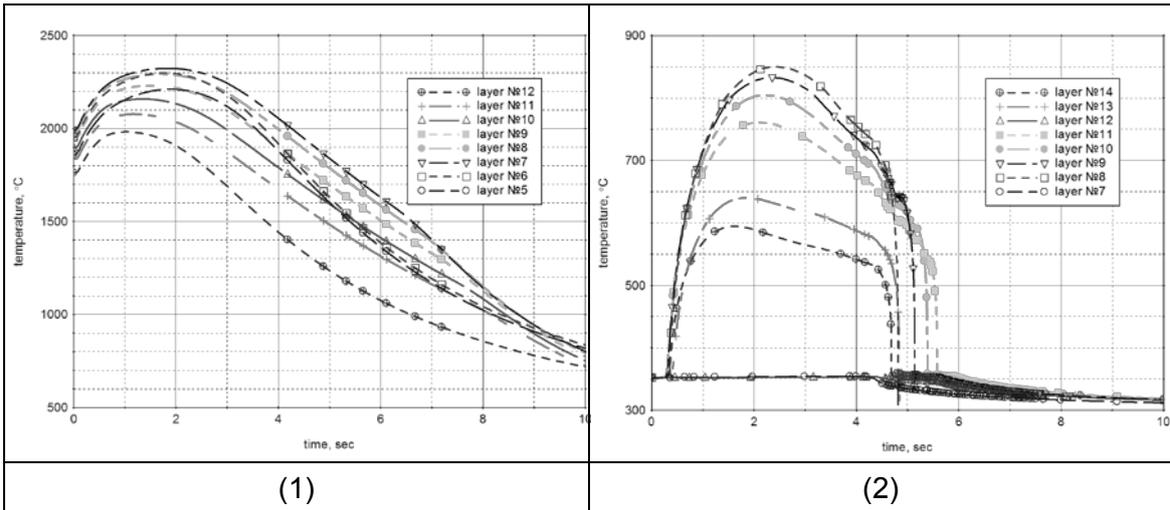


Abb. 13.19 Maximale Brennstofftemperatur (1) und Hüllrohrtemperatur (2) im Verlauf des Störfalls "Steuerstabauswurf"

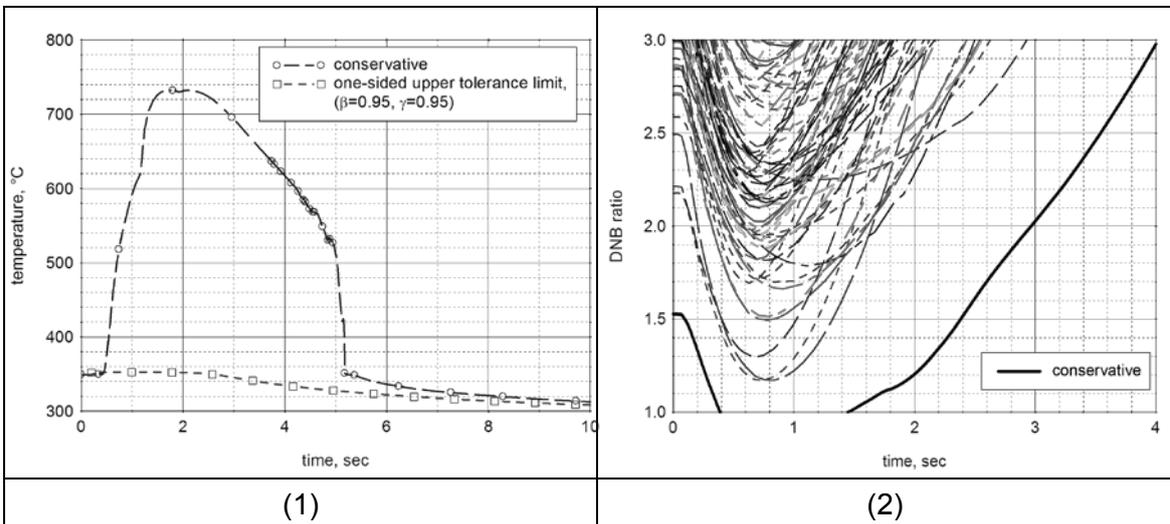


Abb. 13.20 Einseitiges oberes Toleranzlimit und konservative Abschätzung der maximalen Hüllrohrtemperatur (1) und Ergebnisse der 100 DNB-Berechnungen für BEPU-Analyse in der UAM (2) nach dem Störfall "Steuerstabauswurf" bei Nennleistung des Reaktors

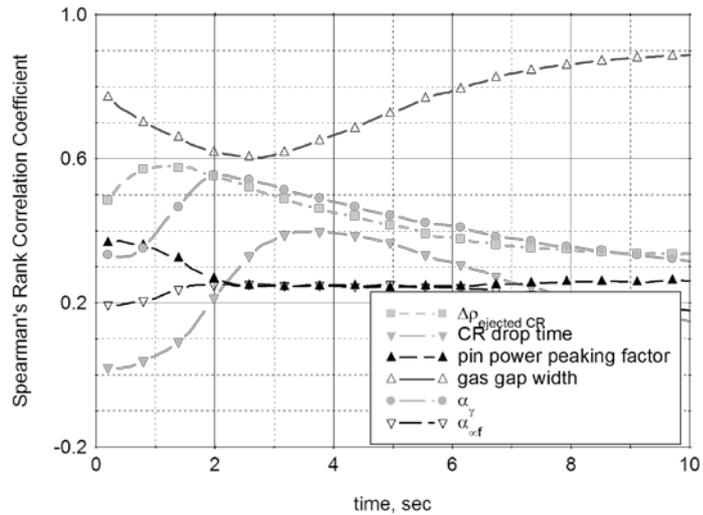


Abb. 13.21 Spearman's Rangkorrelationskoeffizient für die wichtigsten unsicheren Eingabeparameter für die Transiente „Steuerstabauswurf“ bei Reaktornennleistung

13.4.2 Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse des Modells für die Transiente „Aktivierung einer inaktiven Reaktorkühlkreislaufschleife“ mit den gekoppelten Programmen DYN3D/ATHLET

Zur weiteren Entwicklung von BEPU-Transientenmodellen wurde eine Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse für Aktivierung einer Kühlkreislaufschleife durchgeführt /OVD 16B/. Die rechnerische Analyse bzgl. der Stabileistung ergab bei konservativen Anfangs- und Randbedingungen sehr kleine Abstände von Sicherheitskriterien, wie in Abb. 13.24 (2) dargestellt.

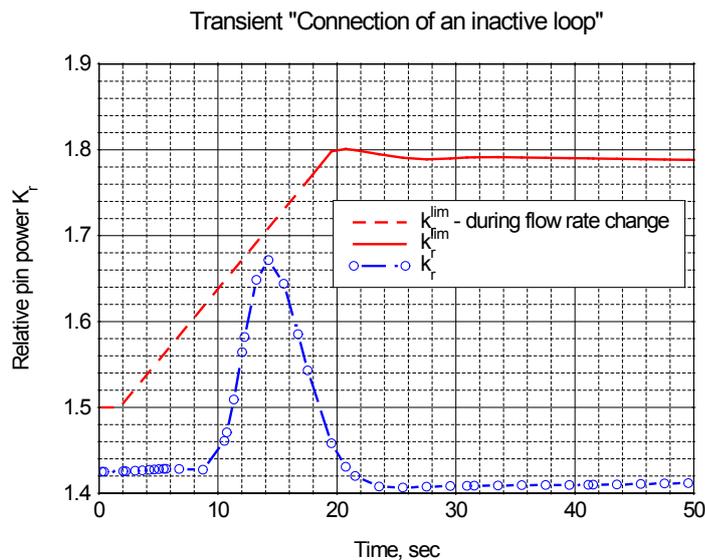


Abb. 13.22 Verlauf der relativen maximalen Stableistung während der Transiente “Aktivierung einer Reaktorkühlschleife”

Diese Situation wird problematisch, wenn für eine Erhöhung der Reaktornennleistung in der Nachweisführung für den sicheren Reaktorbetrieb diese Transiente mit einer erhöhten Ausgangsleistung berechnet wird.

In Abb. 13.23 sind die Ergebnisse der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse im Hinblick auf die maximale Brennstofftemperatur (1) und den Filmsiedeabstand (2) im Vergleich mit den Ergebnissen der konservativen Rechnung dargestellt. Die einseitige obere Toleranzgrenze ($\beta=95\%$; $\gamma=95\%$) der maximalen Brennstofftemperatur erweist sich als um ca. 200 °C geringer als der Wert der konservativen Rechnung. Die Differenz zwischen BEPU-Ergebnis und konservativer Rechnung bezüglich des Filmsiedeabstandes DNBR (siehe Abb. 13.23 (2)) ist ebenfalls bemerkenswert.

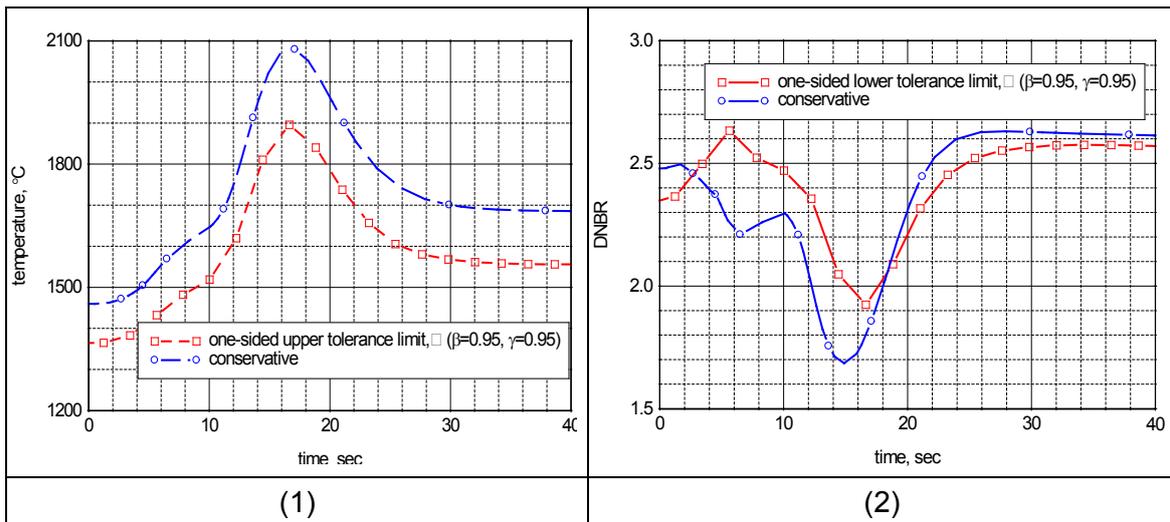


Abb. 13.23 Verlauf der maximalen Brennstofftemperatur (1) und des DNB (2) während der Transiente mit konservativem und best-estimate Ansatz

Auch in diesem Fall zeigt sich, dass die Anfangs- und Randbedingungen des Transientenmodells zu große Konservativitäten enthalten. Mit einem BEPU-Modell können diese reduziert werden.

13.4.3 Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse für das Transientenmodell “Xe-Schwingungen” (Task 4, Subtask 4.2 des X2 Benchmarks)

Für diese Transiente wurden im Rahmen des Vorhabens mögliche unsichere Eingabeparameter des Modells untersucht. Die wichtigsten davon sind mit den Variationsintervallen in Tab. 13.8 zusammengestellt.

Infolge der hohen zeitlichen Aufwände für die Durchführung der Variantenrechnungen konnten die Ergebnisse dieser Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse nicht mehr im Rahmen des Vorhabens ausgewertet werden.

Tab. 13.8 Liste unsicherer Eingabeparameter für das Transientenmodell „Xe-Schwingungen“ (Task 4, Subtask 4.2 des X2 Benchmarks)

#	Input Parameter	DYN3D ID	Unit	Ref. value	Distribution	Range of variations	Input Data Description
1	Correction coefficients for the T_f reactivity coefficient (ρ_f)	DRTF	-	0	uniform	$-3 \cdot 10^{-4}$ $+3 \cdot 10^{-4}$	DYN3D input XXX_kin.dat
2	Correction coefficient for the moderator density reactivity coefficient (moderator density ρ_m)	DRRM	-	0	uniform	$-1.5 \cdot 10^{-5}$ $+1.5 \cdot 10^{-5}$	DYN3D input XXX_kin.dat
3	Correction coefficient for the boron concentration reactivity coefficient (moderator density ρ_m)	DRCB	-	0	uniform	$-2.0 \cdot 10^{-6}$ $+2.0 \cdot 10^{-6}$	DYN3D input XXX_kin.dat
4	CR position (0-0.5;4.5-80h)	ZRPOS2	cm		uniform	± 2	DYN3D input XXX_kin.dat
5	CR position(0.5-4.5h)	ZRPOS2	cm		uniform	± 2	DYN3D input XXX_kin.dat
6	Reactor power	TOTPO W	MW		uniform	± 60	DYN3D input XXX_kin.dat
7	Reactor flow rate	TFR0	kg/s		uniform	± 170	DYN3D input XXX_kin.dat
8	Reactor inlet temperature	Tin	°C		uniform	± 3	DYN3D input XXX_kin.dat

13.4.4 Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse des Modells für die Transiente “Abschaltung einer HKMP” (Task 4, Subtask 4.3 des X2 Benchmarks)

Die durchgeführte Analyse (siehe Abb. 13.24) anhand einer ausführlichen Liste unsicherer Eingabeparameter /TUE 17/ führte zu einer signifikanten Verbesserung des Transientenmodells. Dies zeigt sich in der verbesserten Übereinstimmung der berechneten Anlagencharakteristika mit den Messdaten, wie in Abb. 13.25 zu sehen ist.

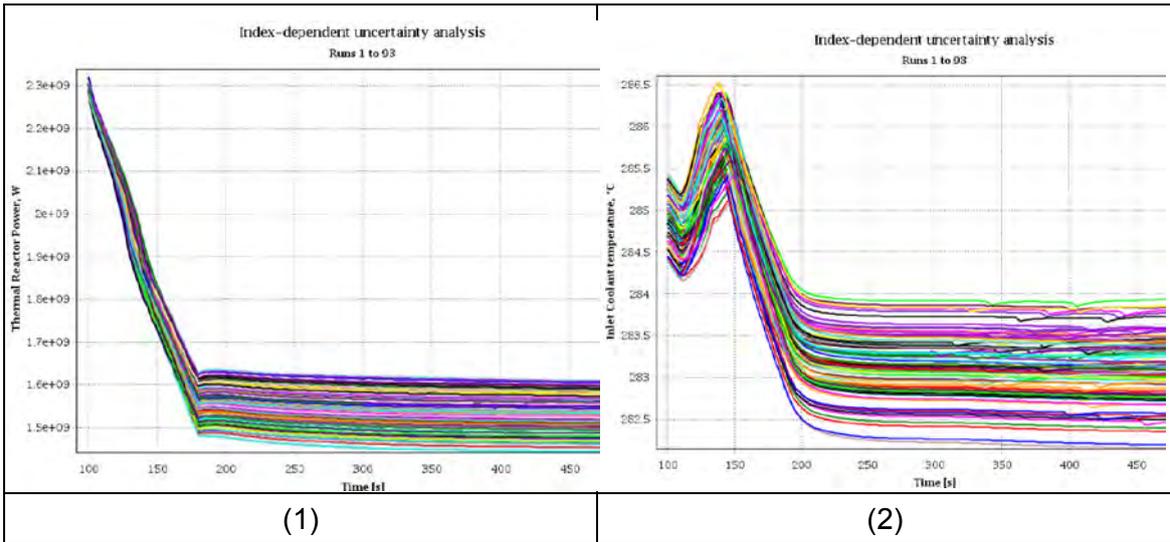


Abb. 13.24 Ergebnis der Unsicherheitsanalyse bzgl. der Thermischen Reaktorleistung (1) und Kühlmitteltemperatur am Kerneintritt (2) bei Transiente „HKMP Abschaltung“ (TASK4, 4.3)

Ausführlicher werden die Ergebnisse der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen /TUE 17/ dargestellt und diskutiert. Im Ergebnis dieser Arbeiten konnten Modellverbesserungen implementiert werden, die zu einer genaueren Berechnung im Vergleich mit experimentellen Messdaten führten.

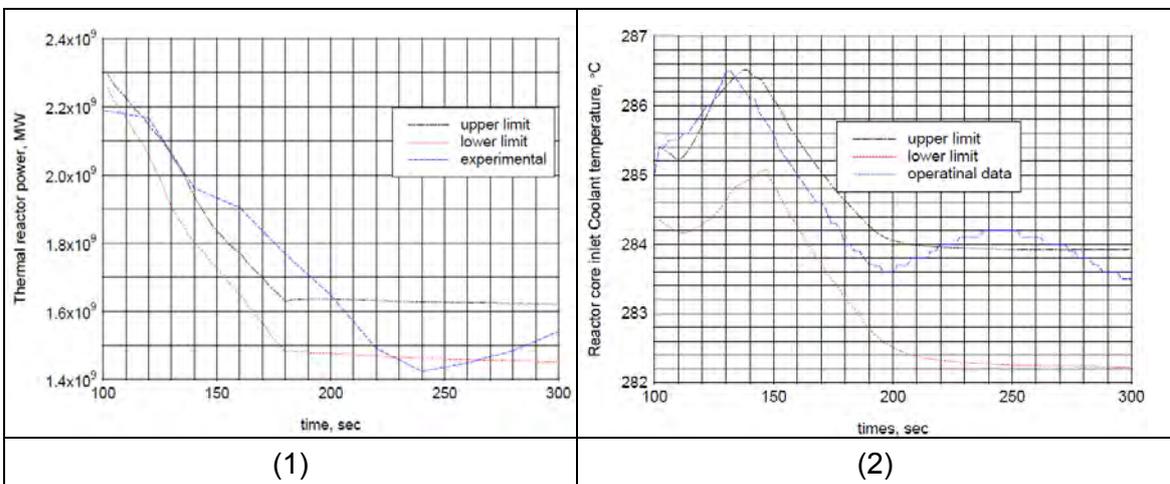


Abb. 13.25 Thermischen Reaktorleistung (1) und Kühlmitteltemperatur am Kerneintritt (2) bei Transiente „HKMP Abschaltung“ (TASK4, 4.3) berechnet mit dem BEPU-Transientenmodell

13.5 Internationaler Informationsaustausch über aktuelle Fragen der Sicherheitsbewertung von WWER- und DWR-Anlagen sowie der Validierung und Verifizierung von reaktorphysikalischen Daten und Programmen (AP 12.4)

Der internationale Informationsaustausch ist von großer Bedeutung für eine dem Stand von Wissenschaft und Technik angemessene sicherheitstechnische Bewertung von neuen Entwicklungen auf dem Gebiet der reaktorphysikalischen Analysen. Ziel dieses Arbeitspunktes war die Fortführung des in den Vorläuferprojekten geführten Erfahrungs- und Informationsaustauschs zu aktuellen Entwicklungen auf dem Gebiet der sicherheitstechnischen Analysen und der Sicherheitsbewertung von KKW mit WWER-Reaktoren. Ebenso sollten neuere Entwicklungen bei der Validierung und Verifizierung sowie dem Einsatz von Programmpaketen und Datenbibliotheken für reaktorphysikalische Analysen diskutiert werden.

Die im Rahmen des Vorhabens erzielten Ergebnisse wurden in Form von Beiträgen zu den jährlich im September stattfindenden Symposien des Atomic Energy Research Forums (AER) veröffentlicht. Dieses Forum dient dem Erfahrungsaustausch über aktuelle Fragen der Sicherheitsbewertung und Sicherheitsanalysen von WWER- und DWR-Anlagen sowie der Validierung und Verifizierung von reaktorphysikalischen Datenbibliotheken und Programmen sowie der Diskussion neuer Entwicklungen und Aufgaben. Es stellt damit eine zusätzliche Basis für den Informationsaustausch und der Sicherstellung der Qualität der erzielten Ergebnisse dar. Im Berichtszeitraum fanden zwei AER-Symposien, das 25. und 26., sowie regelmäßige Arbeitstreffen der deutschen und ukrainischen Experten statt.

13.6 Zusammenfassung und Schlussfolgerungen

Insgesamt kann konstatiert werden, dass die Ziele des Arbeitspakets 12 erreicht wurden. Zusammenfassend kann festgestellt 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.

Die stabweisen Leistungsdichte- und Abbrandverteilungen können mit dem Programm DYN3D berechnet werden. Verbesserungen sind natürlich möglich und wünschenswert. Der X2 Benchmark ist mit vier Teilaufgaben definiert. Die Datensätze können für

die Verifizierung und Validierung von Reaktorberechnungsprogrammen und BE-Datenbibliotheken eingesetzt werden. Für Transientenrechnungen bei der Nachweisführung ist ein Best-Estimate-Ansatz nach Durchführung von Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen und Implementierung entsprechender Modellverbesserungen umgesetzt worden. Damit können Konservativitäten in der Nachweisführung reduziert werden.

Das X2 Benchmark wird für entsprechende Arbeiten an neuen Versionen des Programms DYN3D in die Verifizierungs- und Validierungsmatrix aufgenommen werden sowie für die Verifizierung und Validierung von Reaktorphysikprogrammen und Datenbibliotheken für Reaktoren vom Typ WWER-1000 mit TVSA-BE verwendet (siehe z.B. /OVD 16C/).

14 Pilotanwendung, Weiterentwicklung und Optimierung von Wissensnetzen und Informationsplattformen (AP 13)

14.1 Aufgabenstellung

Ziele und Schwerpunkte für das Arbeitspaket AP 13 waren die konzeptionelle Weiterentwicklung und die Optimierung von Wissensnetzen und Informationsplattformen. Das betraf insbesondere auch die übergeordneten Piloterprobungen für den NEXTRA/InfoServer als Basis für eine bedarfsgerechte Informationsbereitstellung, den Wissensaustausch und die Kollaboration unter Sicherheitsexperten. Diese hierarchische strukturierte Plattform war unter Beachtung der organisationsinternen und -übergreifenden Anforderungen weiter zu entwickeln und zu testen. Fortzuführen war die Pflege und Anpassung der etablierten Tools DOKU INT und IntPro.

In Rahmen des Vorhabens sollte die GRS den Auf- und Ausbau eines modernen und anforderungsgerechten Wissensmanagements auf der Basis der sich ständig weiterentwickelnden elektronischen Medien weiter voranbringen. Ein Schwerpunkt war die Entwicklung und Erprobung moderner elektronischer Werkzeuge und der Auf- und Ausbau und die anwenderorientierte Nutzung eines organisationsübergreifenden Netzwerkes zur Bereitstellung von Informationen zur nuklearen Sicherheit und zur Zusammenarbeit. Vor dem Hintergrund der Anforderungen an die IT-Sicherheit galt es dabei, eine Netzwerkstruktur zu entwickeln, die einen umfassenden Informationszugriff und -austausch und eine Zusammenarbeit der beteiligten Organisationen auf einer unabhängig von den jeweiligen Firmen- oder Organisationsnetzwerken arbeitenden Plattform ermöglicht.

Schwerpunkte der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, die sich vorrangig aus der Anwendung von SharePoint als zentralem Tool ergaben, waren u.a. die:

- Konzeptionellen Arbeiten für organisationsinterne und -übergreifende Wissens-/Informationsplattformen,
- Betreuung und Weiterentwicklung des InfoServers,
- Erprobung und Pilotanwendung von ausgewählten Werkzeugen und Techniken als Basis für Informationsbereitstellung, Wissensaustausch und Kollaboration,

- Entwicklungs- und Optimierungsarbeiten zur Einbindung und zur Funktionalität von GRS-internen Datenquellen wie DokuINT, CD/DVD-Datensammlung und IntPro (Datenbank für internationale Projekte), als auch externer Datenquellen wie zum Beispiel von der IAEO, regionalen Netzwerken zur nuklearen Sicherheit, aber auch von BMUB und anderen nationalen Organisationen,
- Aufbau einer zentralen Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“.

Dabei sollten Nutzerprofile ausgehend von den SharePoint-basierten Werkzeugen erarbeitet bzw. optimiert werden. SharePoint Funktionen wie Benachrichtigungssysteme, Webparts zur Änderungsverfolgung sowie Verknüpfungsmöglichkeiten von SharePoint mit externen Assistenzsystemen sollen erprobt bzw. verbessert werden.

In diesem Arbeitspaket erfolgte ebenfalls die Erfassung von administrativen Projektinformationen über ausgewählte Vorhaben zur nuklearen Sicherheit im Ausland und INSC-Programme in der Datenbank IntPro. Weitere Datenbanken, insbesondere die DokuINT, und Dokumentensammlungen sowie Portalseiten zur nuklearen Sicherheit waren zu aktualisieren und zu erweitern.

Der Aufbau und die Nutzung von themen-, organisations- und funktionsbezogenen Websites, Webseiten und Bereichen sollte weiter optimiert werden. Außerdem waren optimierte Zugangswege und Zulassungsregeln zur Verbesserung der Sicherheit des Netzwerkes und zum Schutz der enthaltenen Informationen zu ermitteln und zu erproben.

Auf Grund der thematischen Ausrichtung hat das Arbeitspaket 13 verschiedene inhaltliche Verknüpfungen mit anderen Arbeitspaketen dieses Vorhabens bzw. anderer Projekte. Dies betrifft u.a.:

- a) die Migration des NEXTRA/InfoServer nach SharePoint 2013;
- b) die inhaltliche Aktualisierung und den Ausbau der Portalbereiche des InfoServers, wie PNS und GCP der über den Fokus des Vorhabens hinausgeht;
- c) die fachliche Nutzung des ETSON InfoPools sowie anderer relevanter ETSON Portalseiten;

- d) die Entwicklung des fachlichen Konzepts der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ sowie die Sammlung und Aufbereitung geeigneter Informationen für die Bereitstellung.

Zur Unterstützung bei der Pflege des NEXTRA erfolgte, wie bisher, eine externe Zuarbeit der Firma „Solutions for Research“ (SfR).

14.2 Konzeptionelle Arbeiten für organisationsinterne und -übergreifende Wissens-/Informationsplattformen

Im Arbeitspaket 13 wurden zahlreiche Untersuchungen zur konzeptionellen Verbesserung der NEXTRA-Umgebung und speziell des InfoServers inklusive aller Portalbereiche und Dokumentensammlungen durchgeführt. Diese Arbeiten dienten der Weiterentwicklung des mehrstufigen Systems aus Internet, Extranet (NEXTRA-InfoServer) und Intranet (GRS-Portal) für die organisationsinterne und -übergreifende Wissensentwicklung und Kollaboration.

Ein Schwerpunkt war die Durchführung unterstützender Arbeiten hinsichtlich der Migration der NEXTRA-Umgebung nach SharePoint 2013. Zu Beginn stand dabei die sukzessive Erfassung und Identifizierung der für die Migration relevanten Daten und Anwendungen innerhalb von bestimmten Bereichen des InfoServers, insbesondere des GRS Cooperation Portals (GCP), des Eurosafe ETSON Portals sowie des RISKAUDIT Portals (RAP) im Vordergrund. Diese wurden im Laufe dieser vorbereitenden Maßnahmen kontinuierlich vervollständigt und weiter präzisiert.

Außerdem erfolgten intensive Überlegungen zur Datenhaltung in der neuen SharePoint 2013 Umgebung. Dazu wurden beispielsweise mit Nutzern der Informations- und Dokumentensammlungen diverse Anwendungsfälle diskutiert und Verbesserungsmöglichkeiten unter Berücksichtigung der zukünftigen SharePoint-Umgebung erörtert. Die Ergebnisse dieser Überlegungen flossen in die Konzeption zur Migration des InfoServers nach SharePoint 2013 ein, welches unter anderem die Definition sowie Einrichtung der neuen Portalstruktur sowie Auswahl der Migrationsmethode inklusive der zu migrierende Objekte beinhaltete. Basierend auf der alten Struktur des InfoServers erfolgte im Rahmen der Migration eine geeignete Einteilung der Portalbereiche in sogenannte Webseitensammlungen. Diese wurden entsprechenden Inhaltsdatenbanken zugeordnet und über sogenannte „Managed Paths“ thematisch zusammengeführt.

Dadurch konnte eine Verbesserung der Skalierbarkeit der zukünftigen SharePoint Umgebung sowie eine Optimierung der Datensicherung erreicht werden.

- Automatische Erzeugung der Portalstruktur auf dem Zielsystem in der SharePoint 2013-Umgebung,
- Automatisierte iterative Migration der Inhalte (wie Listen, Dokumenten- und Seitenbibliotheken, etc.) einzelner Portalbereiche.

Nicht zu migrierende Inhalte bzw. veraltete Seiten wurden ermittelt und nach Rücksprache mit den entsprechenden Seitenverantwortlichen in geeigneter Form gesichert.

Die Maßnahmen im Rahmen der Migration des NEXTRA nach SharePoint 2013 erfolgten in Übereinstimmung mit dem abgestimmten Projektplan (s. Abb. 14.1). Der Status der Migrationsarbeiten wurde auf einer speziellen internen Webseite ständig aktualisiert und dort den Projektmitgliedern zugänglich gemacht. Über die Fortschritte bei den Anpassungen im Rahmen der Migration wurde der Auftraggeber auf den regelmäßig stattfindenden Jours Fixes NuSi Ausland in Kenntnis gesetzt.

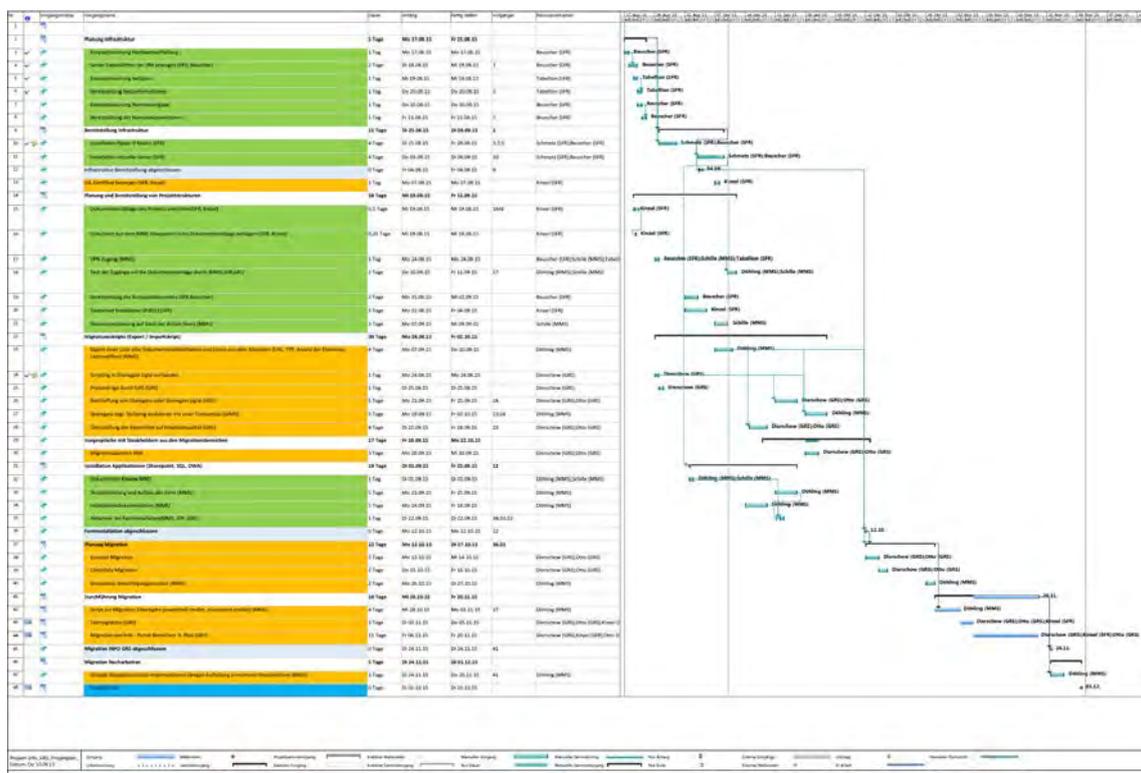


Abb. 14.1 Projektplan zur Migration

Im Rahmen weiterer vorbereitender Maßnahmen zur Migration erfolgten außerdem konzeptionelle Überlegungen zur Überführung der DokuINT in die neue SharePoint-2013-Umgebung. Dabei wurde die Prüfung des Datenaltbestandes (ehem. Lotus Notes), die als SQL-Datenbank auf einem SQL-Testserver vorliegt, als auch der Neubebestand der seit 2014 in der DokuINT erfassten Dokumente bezüglich der in der TechNet-Bibliothek definierten Kriterien auf Kompatibilität fortgeführt. Hierbei zeigte sich, dass wichtige strukturelle und inhaltliche Änderungen zur Umsetzung des Konzepts erforderlich sind. Basierend auf einer Schulung zu SharePoint 2013 (31.08-01.09.2015 in Köln) konnten weitere Erkenntnisse zum Umgang mit großen Datenmengen zur weiteren Optimierung der DokuINT gewonnen werden. Diese sind in die konzeptionellen Überlegungen zur Überführung der DokuINT in die SharePoint 2013 Umgebung eingeflossen. Die Ergebnisse dieser Analysearbeiten wurden kontinuierlich auf der Teamseite „Aufbereitung der Alt-Daten der DokuOst und Strukturanalysen“ zusammengestellt. Diese wurden außerdem in einem Erfahrungsbericht dokumentiert /DIF 17B/.

Ein weiteres Ziel der Arbeiten im Projektzeitraum war der Ausbau und die Weiterentwicklung des RISKAUDIT-Portals (RAP). Dazu wurde das Konzept zum Aufbau und Struktur eines Portals zur Verbesserung der Zusammenarbeit mit Riskaudit weiterentwickelt. Die Umsetzung des Konzeptes erfolgte in Abstimmung mit RISKAUDIT im Zuge der Migration in die SharePoint 2013 Umgebung, um die Nutzung der neuen Projektmanagement-Funktionalitäten zu gewährleisten.

Im Rahmen eines anderen Vorhabens wurden seitens der GRS dem BMUB landesspezifische Informationen auf dem InfoServer bereitgestellt. Hierzu wurde zunächst ein vorläufiges Konzept zur Neuausrichtung dieser Informationen erarbeitet (verstärkte Nutzung des Wiki-Formates). Unter Berücksichtigung der bevorstehenden Migration des InfoServers nach SharePoint 2013 wurde ein Vorschlag zur technischen Umsetzung entwickelt und dem BMUB vorgestellt. Im Jahr 2016 wurde dann allerdings entschieden, die Länderinformationen in eine neu zu entwickelnde zentrale Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ aufzunehmen. Dazu mussten das bestehende Konzept geändert und um weitere Bereiche erweitert werden. Die bereits gewonnenen Erkenntnisse fanden bei der Konzeption dieser Wissensbasis Berücksichtigung und wurden in das technische Konzept der Wissensbasis Nukleare Sicherheit im Ausland integriert (/OTT 16/).

Außerdem wurden weitere konzeptionelle Hilfestellungen bei der Erweiterung einzelner Portalbereiche und Implementierung zahlreicher Webseiten gegeben, wie z.B.

- CNS-Portal,
- Teamsite der Kontaktstellen Moskau und Kiew,
- die Teamsite zur Bereitstellung von relevanten Informationen und Messdaten mit Bezug auf die Umsetzung des Shelter Implementation Plans (SIP) im KKW Tschernobyl,
- Teamsite zur IPPAS Mission der IAEO in Deutschland, oder der
- Bibliothek zur Dokumentation der EBRD-Fonds.

Dabei wurden verschiedene Möglichkeiten des Einsatzes sogenannter Inhaltstypen und Metadaten-basierender Ansichten zur besseren Strukturierung von Dokumenten und anderer Inhalte ermittelt. In diesem Zusammenhang wurde die Entwicklung geeigneter Thesauern betrachtet.

14.3 Betreuung und Weiterentwicklung des InfoServers

Ein besonders wichtiger Aufgabenbereich, um wertvolle Erkenntnisse zur Verbesserung der Informationsbereitstellung und der organisationsübergreifende Zusammenarbeit mit dem Tool MS SharePoint zu gewinnen, ist die Betreuung sowie kontinuierliche Weiterentwicklung des InfoServers. Neben der Unterstützung beim Betrieb des InfoServers, der vom IT-Dienstleister der GRS gehostet wird, wurden der Ausbau und die Optimierung der Portalbereiche PNS, GCP, EEP, RAP weiter fortgesetzt.

Ein besonderer Fokus lag außerdem auf notwendige Anpassungen im Zuge der durchgeführten Migration des Infoservers auf SharePoint 2013 zur Wiederherstellung und Optimierung der Portalfunktionalitäten innerhalb der neuen Umgebung.

Der InfoServer ist über die Internetadresse <https://info.grs.de/> erreichbar. Der aktuelle Entwicklungsstatus und eine detaillierte Beschreibung des NEXTRA wurden für die Nutzer in einem separaten Bericht dokumentiert /DIF 17A/.

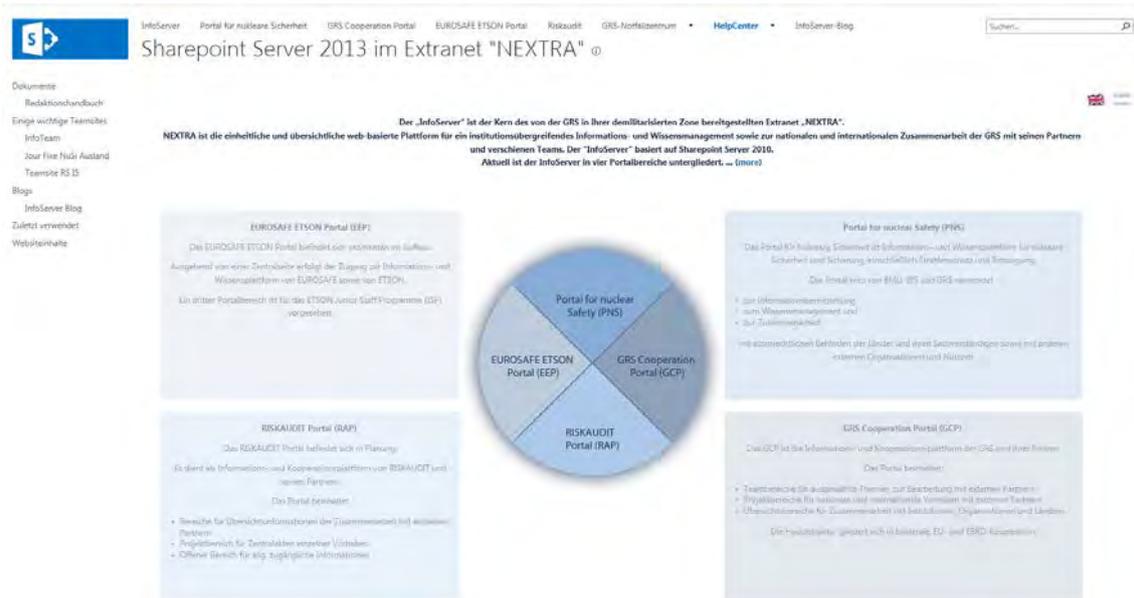


Abb. 14.2 Startseite des InfoServers (SharePoint 2013)

14.3.1 Anpassungen im Zusammenhang mit der Migration des InfoServers (Seitenanpassungen, Email-Funktionalität, etc.)

Nach Beendigung der vorbereitenden Maßnahmen wurde entsprechend des Migrationskonzepts die NEXTRA-Umgebung im Rahmen des entsprechenden BMUB-Vorhabens nach SharePoint 2013 migriert. Dazu wurde die Portalstruktur auf dem Zielsystem in der SharePoint 2013-Umgebung erstellt sowie zunächst eine Testmigration von ausgewählten Bereichen des Portals für nukleare Sicherheit (PNS) durchgeführt. Die Ergebnisse wurden zusammen mit den fachlichen Seitenverantwortlichen intensiv geprüft. Die Ergebnisse der Testmigration machten bereits deutlich, dass ein erheblicher Umfang an Anpassungen zu erwarten war. Auf dieser Basis wurden Aufgaben für den AP13 definiert.

Neben zahlreichen Neuerungen in SharePoint 2013 sind auch einige bisherige nützliche Features, wie zum Beispiel Besprechungsarbeitsbereich oder der Dokumentenarbeitsbereich, entfallen. Da diese in einzelnen Teamseiten verwendet wurden, mussten sie größtenteils neu erstellt bzw. durch analoge Lösungen nachgebildet werden. Inhalte mussten diesbezüglich gesammelt, aufbereitet und entsprechend abgelegt werden. Aufgrund des neuen Designs von SharePoint 2013 sowie des geänderten Standardlayouts war auch hier eine Anpassung der jeweiligen Portalseiten erforderlich. Hierzu

wurden verschiedene Ansätze unter Berücksichtigung des geschätzten Aufwandes diskutiert und geprüft.

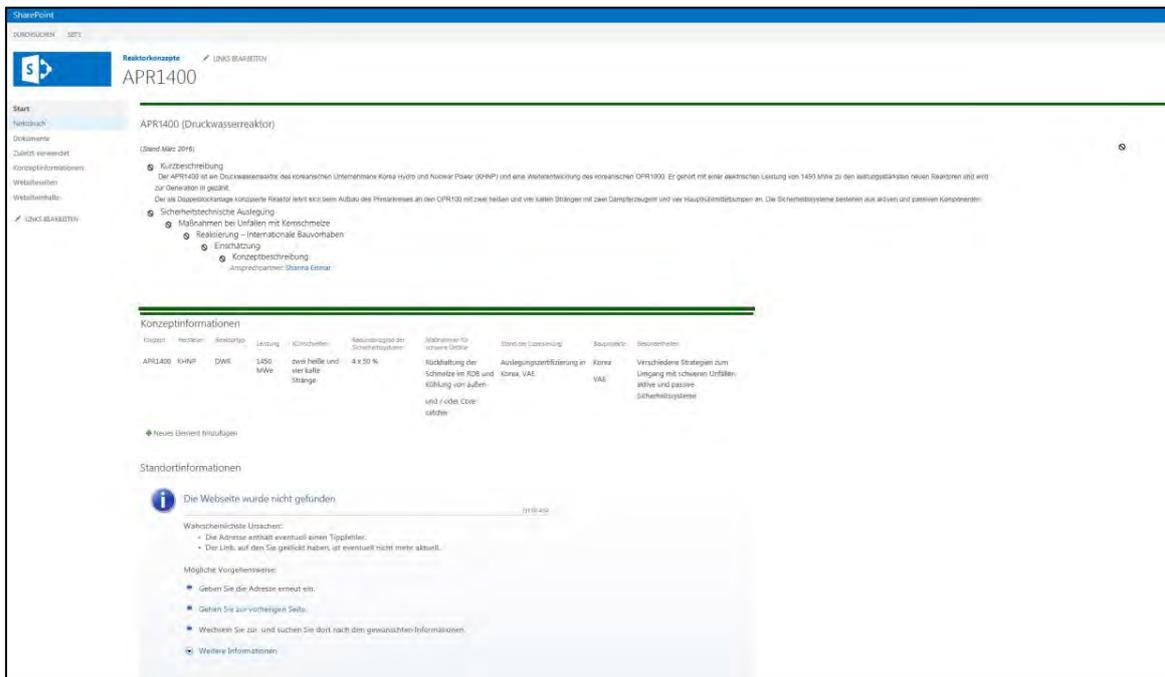


Abb. 14.3 Migrierte Portalseite mit Fehlern

Der Anpassungsbedarf der einzelnen Seiten bezüglich Layouts sowie Funktionalitäten der neuen SharePoint-2013-Umgebung wurde ermittelt und stellte sich aufgrund der Prüfungsergebnisse teilweise ebenfalls als umfangreich dar.

Unter anderem waren folgende Anpassungen zu leisten:

- Auf zahlreichen Teamseiten des GCP mussten Grafiken neu eingebunden sowie die Hyperlinks zu den einzelnen Teilbereichen neu integriert werden.
- Eine große Anzahl an erforderlichen Webparts für spezielle fachliche Themenbereiche mussten neu konfiguriert und für einen Großteil der Beschreibungstexte die ursprünglichen Formate wiederhergestellt werden.
- Für die Literaturdatenbank zur Entsorgung radioaktiver Abfälle mussten beispielsweise die notwendigen MS Access Services eingerichtet und entsprechend konfiguriert werden. Aufgrund der Eigenschaften der Datenbank sowie der geänderten Funktionalität unter SharePoint 2013 war vollständige Migration nicht möglich. Somit musste die als Backup vorhandene Access Datenbank neu in SharePoint veröffentlicht werden. Gemäß den vorgeschriebenen Prozeduren zur Veröffentlichung von Datenbanken mittels MS Access Services

musste die Datenbank in den Urzustand zurückgesetzt werden. Dies hatte umfangreiche Arbeiten am Quelltext der Datenbank zur Folge.

- Die komplette Wiederherstellung der Funktion von INSC-Projektseiten war notwendig.

Alle Anpassungen wurden in enger Zusammenarbeit mit den fachlichen Seitenverantwortlichen der migrierten Portalseiten durchgeführt.

Nach erfolgter Migration wurde der alte InfoServer (SharePoint 2010) für die weitere Bearbeitung gesperrt und das NEXTRA innerhalb der SharePoint 2013 Umgebung für den produktiven Einsatz freigeschaltet, wonach eine nochmalige intensive Prüfung der Portalseiten durch den Anwender erfolgte. Mit diesem Vorgehen konnten weitere versteckte Funktionsmängel identifiziert werden. Ein Großteil der gefundenen Fehler konnten kurzfristig beseitigt werden. Bei einigen wenigen waren und sind umfangreichere Korrekturarbeiten notwendig.

Gemäß Migrationsplanungen wurden Projektseiten von lange abgeschlossenen Projekten in Archiv-Bibliotheken gesichert. Die wesentlichen Inhalte bleiben somit weiterhin über das GCP zugänglich.

14.3.2 Weiterentwicklung des Portals für Nukleare Sicherheit (PNS)

In ausgewählten Teilen des Portals for Nuclear Safety (PNS) bestand, wie bereits beschrieben, ein hoher Anpassungsbedarf im Zuge der Migration des InfoServers nach SharePoint 2013.

Neben der kontinuierlichen Aktualisierung der Inhalte wurde das PNS im Projektzeitraum ständig weiterentwickelt und ausgebaut. Zahlreiche Seiten zur Informationsbereitstellung bzw. Zusammenarbeit wurden neu erstellt und in die Struktur des PNS eingefügt. Die bereitgestellten Informationen wurden dabei in anderen Arbeitspunkten dieses Vorhabens bzw. in externen Projekten erarbeitet.

Beispielsweise sind folgende Teamsites neu erstellt und verfügbar gemacht bzw. umfangreiche Aktualisierungen vorgenommen worden:

- Erstellung einer Teamsite zur Bereitstellung von relevanten Informationen und Messdaten mit Bezug auf die Umsetzung des Shelter Implementation Plans

(SIP) im KKW Tschernobyl im Rahmen des Projektes TAP UM14T01510 (CSF-Sicherheitsrelevante Daten);

- Überführung der deutschen Teamsite zur Vor- und Nachbereitung der Überprüfungskonferenzen der CNS (CNS-Portal) in den Bereich International/Konventionen inklusive Erstellung eines neuen Prototypen;
- Aktualisierungs- und Pflegearbeiten der Teamsites für das WWER Regulators Forum, G7/G8-NSSG; DTK (Deutsch-Tschechische Kommission) Team Site;
- Pflege der Dokumentensammlungen wie Press-Review-Berichte aus der Ukraine und Russland mit Ablage der Dokumente auf dem InfoFile-Server;
- Aktualisierung der Unterlagen zu internationalen Konferenzen,
- Erstellung einer Portalseite zur Bearbeitung der nationalen Aufgaben im Rahmen der IPPAS (International Physical Protection Advisory Service) Mission der IAEO in Deutschland;
- Weiterentwicklung der Wissensseiten zur Tschernobyl-Problematik insbesondere zu Aktivitäten im Rahmen der EBRD-Fonds bezüglich Verbesserung der Datenstruktur;



Abb. 14.4 Erstellte Seite „CSF-Sicherheitsrelevante Daten“

Ein wesentlicher Bereich des PNS zur organisationsübergreifenden Zusammenarbeit mit dem BMUB sowie zur Erprobung von Werkzeugen der SharePoint Plattform bietet die Teamseite des Jour Fixe NuSi Ausland. Über diese Plattform wurden die Arbeitsgespräche mit dem BMUB organisiert und nachgehalten sowie Arbeits- und Bespre-

chungsergebnisse aufbereitet und zur Verfügung gestellt. Diese Seite nimmt dadurch eine zentrale Stellung in der Zusammenarbeit ein.

Des Weiteren sind die Informationen und Dokumente zur Mitarbeit in nationalen und internationale Gremien und Instrumenten auf dem Gebiet nukleare Sicherheit regelmäßig aktualisiert und verfügbar gemacht worden.

14.3.3 Weiterentwicklung des GRS Cooperation Portal (GCP)

Ein Großteil der Arbeiten zur Weiterentwicklung des GCP bestand in den notwendigen Anpassungen im Rahmen der Migration des InfoServers nach SharePoint 2013.

Neben der kontinuierlichen Aktualisierung der Inhalte wurde das GCP im Projektzeitraum ständig weiterentwickelt und ausgebaut. Zahlreiche Kooperationsseiten wurden neu erstellt und in die Struktur des GCP eingefügt. Die bereitgestellten Informationen wurden dabei größtenteils im Rahmen externer bilateraler oder multilateraler Aktivitäten, aber auch teilweise in anderen Arbeitspunkten dieses Vorhabens erarbeitet.

Beispielsweise sind folgende Kooperationsseiten neu erstellt und verfügbar gemacht bzw. umfangreiche Aktualisierungen vorgenommen worden, die in anderen AP oder in anderen Projekten genutzt werden:

- Erstellung eines Teambereich zur Bereitstellung von Unterlagen für Workshops mit SSTC/SNRIU zur Nutzung von Wissensportalen im Bereich „Bilateral Cooperation“ auf der Kooperationsseite GER-UKR,
- Erstellung einer Review Teamsite zur Bewertung der PSA-2 Unterlagen des KKW Armenien einschließlich Sichtung, Zusammenstellung und Bereitstellung der an die GRS übergebenen Unterlagen,
- Erstellung einer Teamsite für ein Vorhaben mit der indonesischen Aufsichtsbehörde,
- Erstellung und Gestaltung einer Teamsite für die neu etablierte Kontaktstelle der GRS in Russland beim Nationalen Forschungszentrum „Kurtschatow-Institut“,
- Erstellung und Gestaltung einer Teamsite für die neu etablierte Kontaktstelle der GRS in der Ukraine bei SSTC NRS,
- Erstellung und kontinuierliche Weiterentwicklung einer Teamsite für die Bereitstellung von Informationen zu internationalen Akquisitionsaktivitäten.

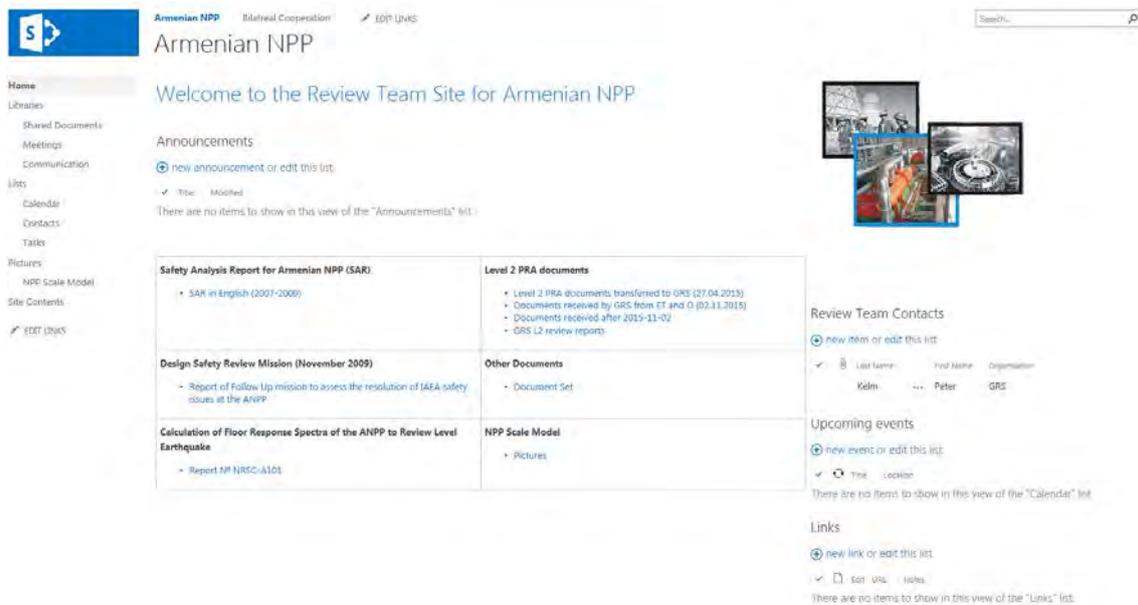


Abb. 14.5 Erstellte Kooperationsseite zum KKW Armenien

Bei der Konzipierung dieser neuen Portalbereiche und Seiten wurden verschiedene Tools zur Verbesserung der Zusammenarbeit getestet. Die Dokumentation erfolgte teilweise auf der Basis von OneNote-Notizbüchern innerhalb der SharePoint-Umgebung. Die Kommunikation mit externen Partnern konnte in Kombination mit dem Einsatz der Lync-WebApp verbessert werden. Weiterführende Erprobungen, beispielsweise zur Kommunikation mit den belarussischen Projektpartnern hinsichtlich Code-Training sowie Anwenderschulungen, wurden durchgeführt.

14.3.4 Weiterentwicklung des EUROSAFE ETSON Portals (EEP)

Ein Großteil der Arbeiten zur Weiterentwicklung des EEP bestand ebenfalls in den Anpassungen im Zuge der Migration des InfoServers nach SharePoint 2013.

Neben der kontinuierlichen Aktualisierung der Inhalte wurde das EEP im Projektzeitraum weiterentwickelt und ausgebaut. Besonderer Schwerpunkt der Arbeiten war dabei die Entwicklung und Etablierung eines gemeinsamen Informationspools zum Wissensmanagement innerhalb ETSON. Dabei wurde gemäß der durchgeführten konzeptionellen Überlegungen ein entsprechender Prototyp erstellt und der Testbetrieb aufgenommen. Die bereitzustellenden Inhalte wurden abgestimmt und die Voraussetzungen zur strukturierten Bereitstellung der Dokumente geschaffen. Die von den ETSON Partnern zur Verfügung gestellten Dokumente und Informationen wurden verfügbar gemacht sowie aktualisiert bzw. ergänzt. Abstimmungsgespräche bezüglich Benutzerer-

fahrung oder Weiterentwicklung dieses sogenannten ETSON InfoPools wurden durchgeführt.

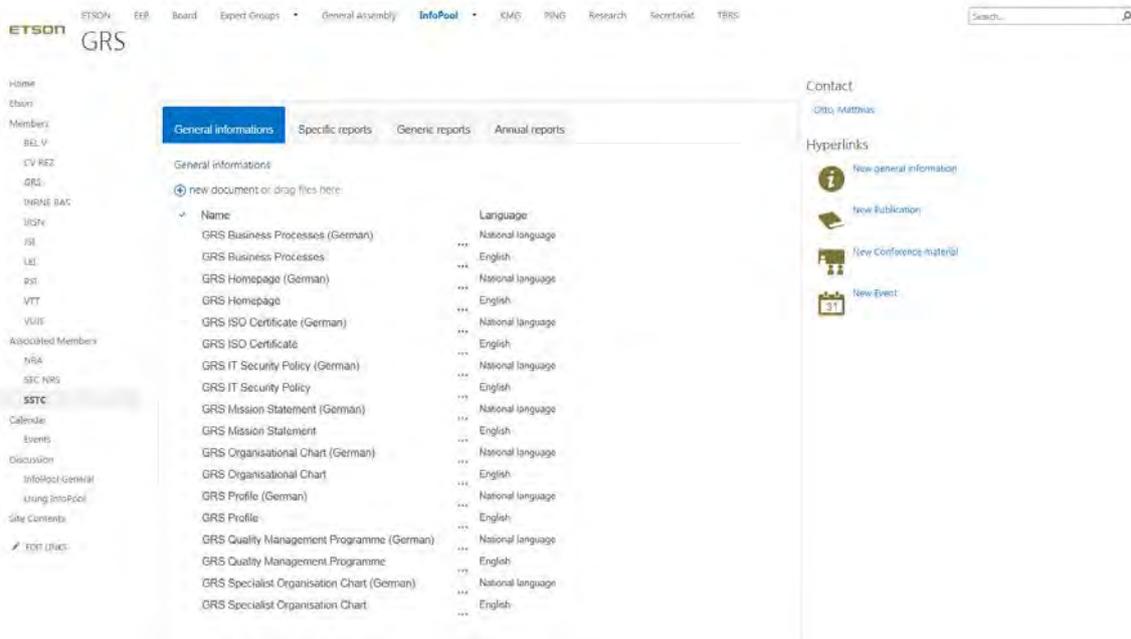


Abb. 14.6 Informationsseite der GRS im ETSON InfoPool

14.3.5 Weiterentwicklung des RISKAUDIT Portals (RAP)

Ein weiterer Schwerpunkt der Arbeiten zur Weiterentwicklung des InfoServers war die Unterstützung von Riskaudit bei der Etablierung des RISKAUDIT-Portals (RAP).

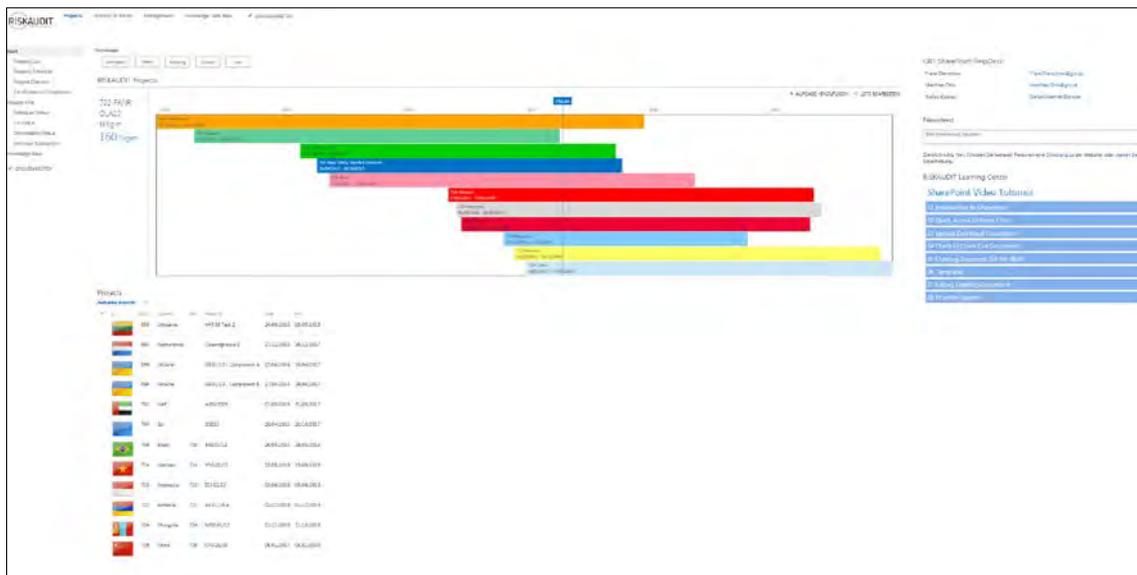


Abb. 14.7 Riskaudit Portal – Einstiegsseite des Teilbereichs „Projects“

Im Rahmen der konzeptionellen Abstimmungen wurde von RISKAUDIT ein ständiger fachlicher Ansprechpartner benannt. Aufgrund der gemachten Erfahrungen war dieser Aspekt besonders wichtig, um einen kontinuierlichen Fortschritt zu erzielen. Gemäß Konzept zu Aufbau und Struktur eines Portals wurden zunächst die für die Datenhaltung und Informationsbereitstellung notwendigen Inhaltstypen definiert und erstellt. Danach sind die Portal-Struktur entsprechend angepasst und die Benutzerrechte vergeben worden. Ein Großteil der Arbeiten bei der Erstellung der Portalseiten lag beim Aufbau der Project-Area, da dieser Bereich zur Verbesserung der Zusammenarbeit und der Implementierung der laufenden INSC Vorhaben dringend benötigt wurde und seit seiner Inbetriebnahme intensiv genutzt wird. Dieser Bereich enthält derzeit eine Übersicht inklusive Dokumentation eines Großteils der laufenden INSC-Vorhaben. Derzeit sind zwölf Projekte über entsprechende Projektseiten verfügbar. Hierzu wurden Vorlagen zum Seitenlayout sowie zu den notwendigen Dokumentenbibliotheken und Ansichten erstellt. Diese Vorgehensweise soll ein einheitliches Layout und Struktur der einzelnen Projektseiten gewährleisten.

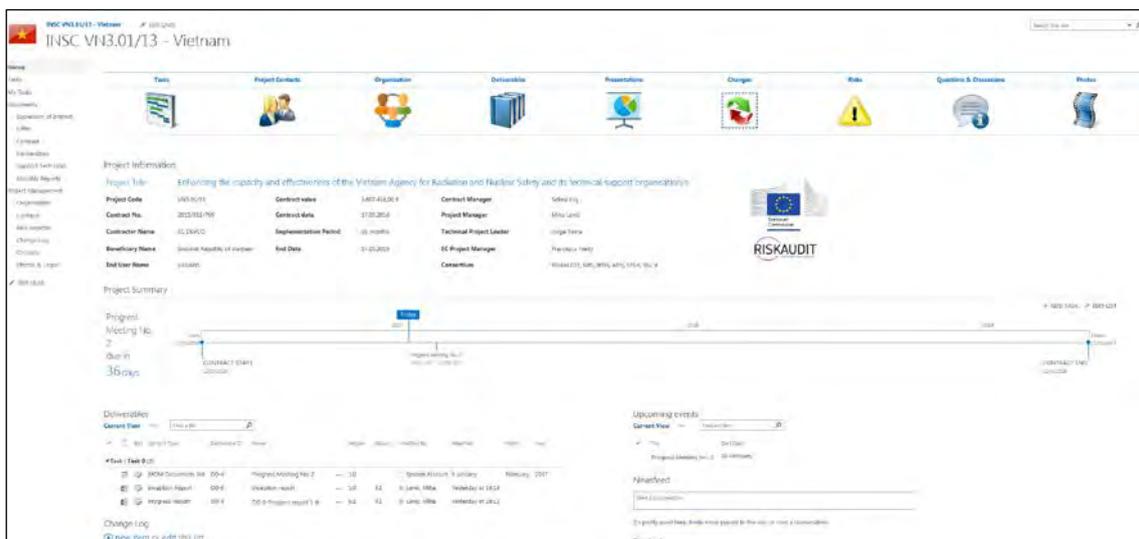


Abb. 14.8 Riskaudit Portal – Projektseite

Neben der Project-Area wurden weitere Teilbereiche, wie Management- oder Communication Area entworfen und erstellt.

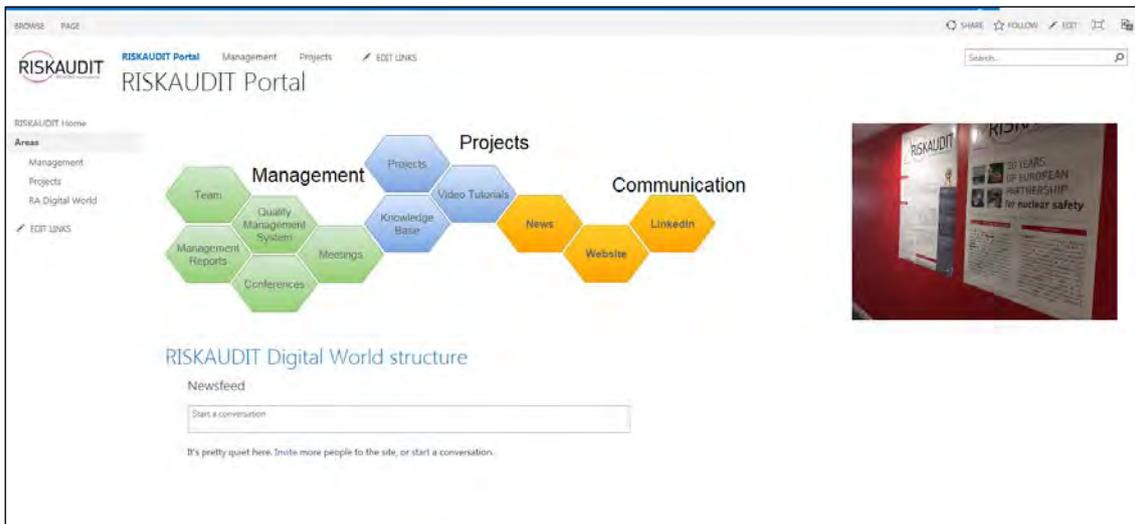


Abb. 14.9 Startseite des RISKAUDIT Portals

Für die Projektmitarbeiter wurde der erforderliche Benutzersupport bei der Verwendung des RAP geleistet. Anleitungen sind in Form von Schulungsvideos erstellt worden. Das Portal wird gemeinsam mit RISKAUDIT ständig mit Inhalten versehen und aktualisiert. Zur Weiterentwicklung des RAP erfolgten Abstimmungsgespräche und ein umfangreicher Email-Austausch.

14.3.6 HelpCenter und Nutzersupport

Im Zuge der Migration auf SharePoint 2013 wurde das HelpCenter an die neue Umgebung angepasst. Bereits erstellte Artikel mussten aufgrund von Änderungen in der Funktionsweise und auch im Design der neuen Plattform geändert und teilweise sogar vollständig redaktionell überarbeitet werden. Insgesamt besteht das HelpCenter derzeit aus 29 Artikeln, die den Benutzern Hilfestellungen geben sowie Funktionen des InfoServers erläutern. Darüber hinaus sind aktuell 305 relevante Artikel aus Fachzeitschriften und Präsentationen von Fachkonferenzen in den Bibliotheken des HelpCenters abgelegt. Diese sind ebenfalls über die Suchfunktion zu erreichen.

Zur Nutzung der Portalseiten, insbesondere für RISKAUDIT Mitarbeiter sowie deren Projektpartner gab die GRS umfangreichen Benutzersupport. Hierbei war besonders zu beachten, dass ein Großteil der Nutzer dieser Seiten bisher noch keine Erfahrungen mit SharePoint gesammelt hatte. Durch die ständige Steigerung der Nutzungsintensität des RAP stieg die Benutzeranzahl stetig an. Die entsprechende Benutzerverwaltung, insbesondere die Zulassung neuer Benutzer zu den Projektseiten, erfolgte kontinuierlich.

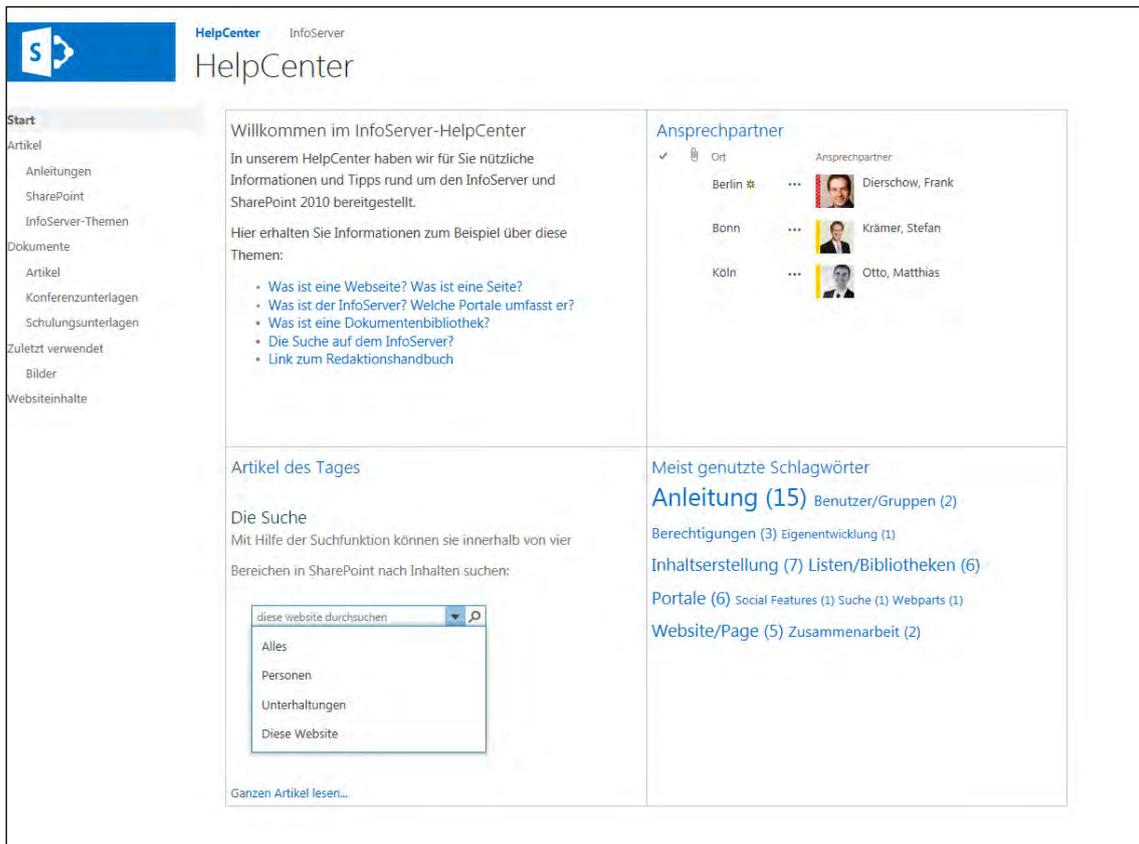


Abb. 14.10 Startseite des HelpCenters auf dem InfoServer

RISKAUDIT Learning Center

SharePoint Video Tutorials

- 01 Introduction to SharePoint
- 02 Quick Access to Project Site
- 03 Upload Download Documents
- 04 Check In Check Out Documents
- 05 Creating Document Set for MoM
- 06 Templates
- 07 Editing Deleting Documents
- 08 Monthly Reports

Abb. 14.11 Schulungsvideos im RISKAUDIT Portal

Zur Benutzung der Projektseiten des RA-Portals wurden diverse Schulungsvideos in englischer Sprache erstellt. Derzeit sind acht Video Tutorials zu verschiedenen Themen verfügbar.

14.4 Erprobung und Pilotanwendung des NEXTRA-InfoServers

Sowohl die Aufbereitung und Bereitstellung als auch die Aktualisierung und der Austausch komplexer Informationen und Inhalte erfordern moderne Verfahren und Werkzeuge. Zur Verbesserung und Weiterentwicklung des InfoServers informierte sich die GRS regelmäßig über die Einsatzmöglichkeiten der neuen SharePoint 2013 Umgebung sowie Neuerungen und entwickelte Ergänzungen durch Drittanbieter. Dazu wurden verschiedene Informationsveranstaltungen und Workshops genutzt. Die erzielten Ergebnisse und erworbenen Kenntnisse wurden - soweit sinnvoll - auf dem InfoServer erprobt und angewendet. Ausgewählte Funktionalitäten sind hinsichtlich der Optimierung von Aufbau und Nutzung von themen-, organisations- und funktionsbezogenen Websites, Webseiten und Portalbereichen überprüft worden.

Besondere Bedeutung hatten bei der Erprobung die Teambereiche des Infoteams und des Jour Fixe NuSi Ausland. Durch die intensive Nutzung dieser Bereiche zusammen mit den Extranet-Partnern BMUB und BfS bei Managementaufgaben und bei der Durchführung der regelmäßigen Arbeitstreffen zum Informationsaustausch über die laufenden Vorhaben zur nuklearen Sicherheit im Ausland konnten nach erfolgter Migration erste Erfahrungen im Einsatz ausgewählter Tools und Verfahren im SharePoint 2013 Umfeld gesammelt und Erkenntnisse zu deren Anwendbarkeit für andere Portalbereiche erlangt werden.

So mussten nach erfolgter Migration nach SharePoint 2013 aufgrund von Änderungen in der Portalstruktur sowie durch einen geänderten Funktionsumfang der neuen Umgebung einige der bisher eingesetzten Tools (wie z.B. Easy Tabs) durch analoge ersetzt werden. Dazu erfolgten umfangreiche Recherchen, um geeignete Methoden zu ermitteln oder Anregungen zu erlangen. Eine Auswahl dieser Tools und Techniken (wie JavaScript Lösungen) wurden intensiv getestet und erprobt.

Außerdem erfolgte eine intensive Prüfung von weiteren ergänzenden SharePoint basierten Werkzeugen sowie externer Unterstützungssysteme zur Weiterentwicklung des NEXTRA. Besonderes Augenmerk lag dabei auf der Durchführung eines Pilotprojekts

zur automatischen Verschlagwortung des Dokumentenbestands der DokuINT durch die Anbindung eines semantischen Systems zur Dokumentenanalyse.

14.4.1 Erprobung ausgewählter Werkzeuge zur Optimierung der SharePoint-Nutzung

Ein Schwerpunkt der Arbeiten ergab sich aus der Erarbeitung/Optimierung von Nutzungsprofilen ausgehend von den SharePoint-basierten Werkzeugen.

So erfolgten intensive Überlegungen und Tests zum Einsatz von sogenannten SharePoint-Inhaltstypen zur Verbesserung der Datenstrukturierung und Bereitstellung auf verschiedenen Teamseiten auf allen Portalen des InfoServer (wie DokuINT, EBRD-Fonds, Projektseiten des RA-Portals, Wissensbasis NuSi Ausland, etc.). Außerdem wurde die Bereitstellung Portal-übergreifender Inhaltstypen über einen eingerichteten Content Type Hub (CTH) getestet. So konnten umfangreiche Erkenntnisse zum Einsatz solcher Werkzeuge zur Verbesserung der Datenstruktur und somit zur Benutzerfreundlichkeit gewonnen werden.

Wesentlich für die Steigerung der Benutzerfreundlichkeit des InfoServers als Informationsplattform ist der Einsatz von Tools und Methoden zum Verfolgen von Ereignissen auf für den Nutzer relevanten Portalseiten. Dazu wurden zahlreiche Tests der Email-Benachrichtigungsfunktionalität (Alarmer) sowie weiterer Monitoring-Funktionen durchgeführt. Webparts zur Anzeige von neu eingestellten oder geänderten Dokumenten wurden konfiguriert und erprobt. Diese werden bereits auf zahlreichen Portalseiten erfolgreich angewendet (s. Abb. 14.12).

Die neue SharePoint 2013 Umgebung liefert außerdem zahlreiche Social Network Funktionen, wie das Folgen von Personen, Dokumenten oder ausgewählter Seiten. Erste Tests hinsichtlich ihrer praktischen Einsetzbarkeit im produktiven Betrieb wurden vorgenommen.

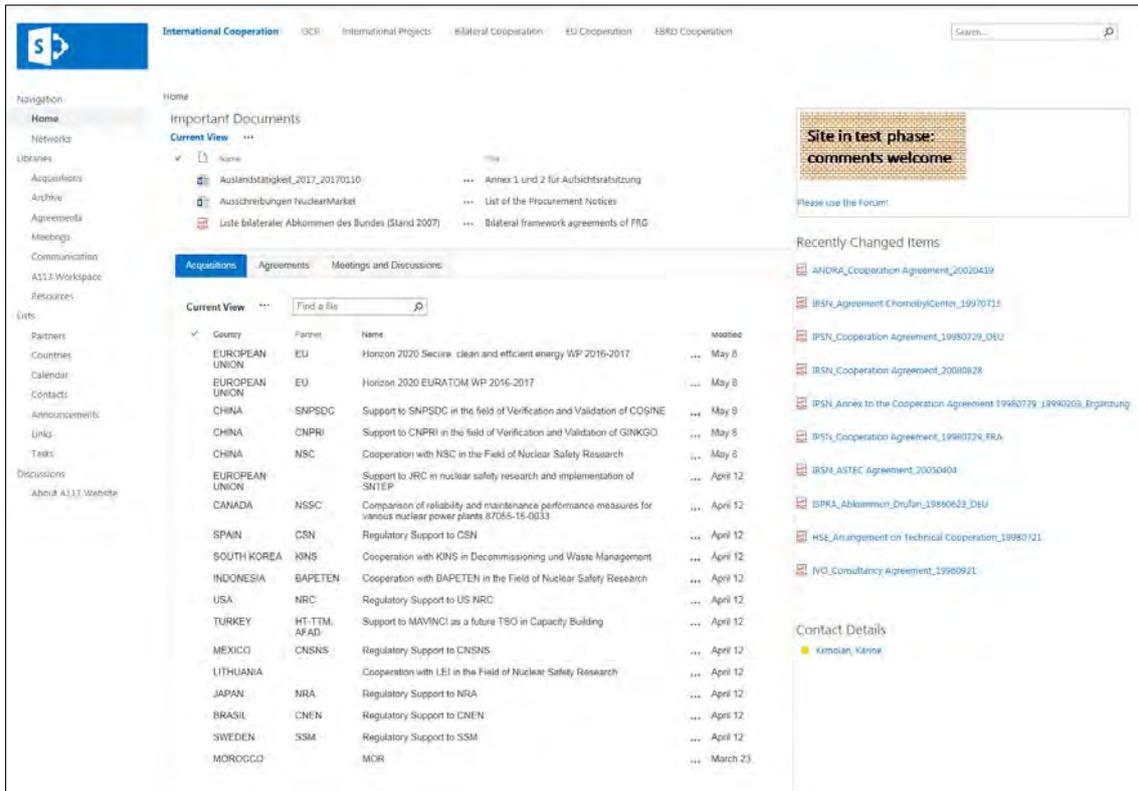


Abb. 14.12 Seite mit Webpart zum Dokumenten-Monitoring (rechts)

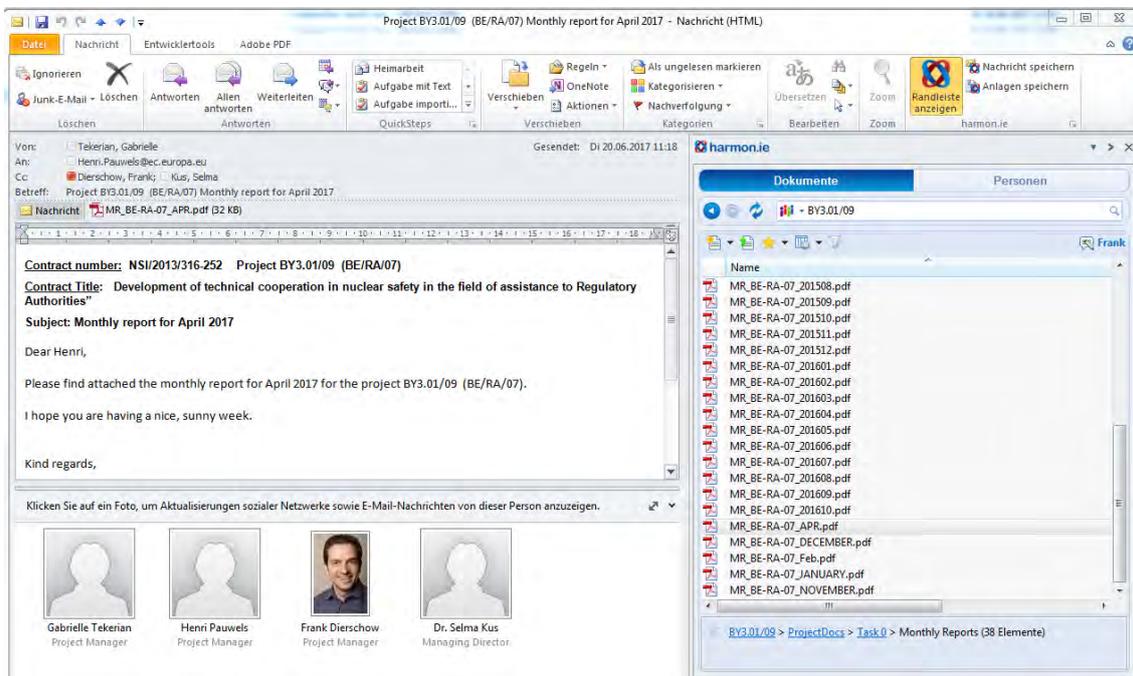


Abb. 14.13 Dokumentenablage mit harmon.ie

Weiterhin konnten weitere vertiefte Erkenntnisse bei der Verknüpfung von SharePoint mit Standard-Office Anwendungen wie MS Outlook, Lync oder OneNote gewonnen

werden. Schwerpunkt waren Anpassungen auf die Änderungen im aufgrund der Migration notwendig waren. Beispielsweise mussten die Verbindungen zu Outlook mittels Tool „Harmon.ie“ neu initialisiert werden. Die Erfassung von Dokumenten aus Emails, die in die jeweiligen Dokumentensammlungen auf dem InfoServer abzulegen waren, konnte intensiv mit Harmon.ie getestet werden. Dieses Tool hat sich sehr stark bei der Überführung der DokuINT nach SharePoint 2013 bewährt (s. Abb. 14.13). Das Tool erlaubt beispielsweise einen einfachen Upload von einer großen Anzahl von Dokumenten und im Gegensatz zur Standardfunktionalität von SharePoint eine gleichzeitige Anpassung von Metainformationen und automatischem Einchecken. Die Darstellung und die Pflege von Kontakten und Terminen sowie das Starten von Telefonanrufen über Lync direkt über eine SharePoint Kontaktliste wurden ebenfalls erprobt.

14.4.2 Pilotprojekt zur automatischen Verschlagwortung des Dokumentenbestands der DokuINT

Der Zugriff (Suche) auf den Datenaltbestand der DokuINT (ehem. DokuOST) wurde in der SharePoint 2010 Umgebung auf der Basis der SharePoint Access Services realisiert und die Funktionsfähigkeit nachgewiesen. Aufgrund der komplexen Datenstruktur und der sehr langsamen Geschwindigkeit der Suche über die entwickelte Benutzeroberfläche im Altbestand bestand noch erheblicher Verbesserungsbedarf bei der Dokumentensuche. Darüber hinaus sollten auch der Alt- und Neudatenbestand zusammengeführt werden. Dabei sollte die Suche im Altbestand auf SharePoint-Funktionen (auch neuer Funktionalitäten in SharePoint 2013) unter Verzicht auf die SharePoint Access Services umgestellt werden, welche als Ursache für die extrem langsame Suchgeschwindigkeit gesehen wurden.

In diesem Zusammenhang mussten geeignete Deskriptoren, die bisher im MS Access Datenbankformat vorlagen in die SharePoint-Dokumentenbibliotheken übertragen werden um eine konsistente Verschlagwortung des Alt- und Neudatenbestandes zu gewährleisten.

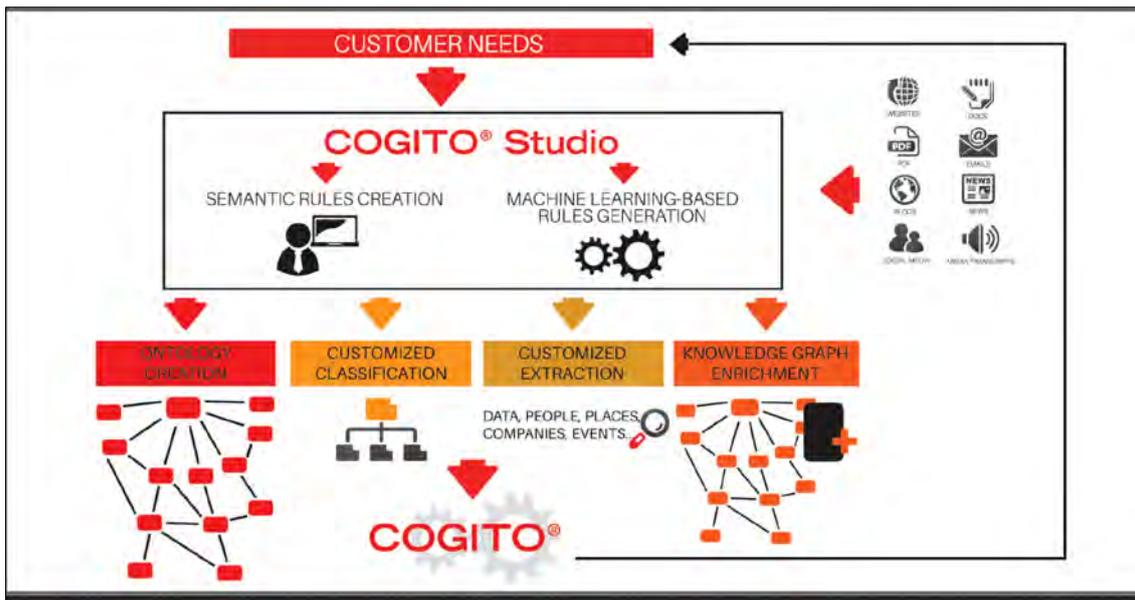


Abb. 14.14 Systemübersicht COGITO Studio (Quelle: Expert System)

Um die Zielvorstellung einer vereinheitlichten und nutzerfreundlichen Datenabfrage mittels Schlagwortsuche zu erreichen, wurde eine intensive Recherche zur Auswahl einer geeigneten Softwarelösung zur automatisierten Verschlagwortung durchgeführt. Als Ergebnis wurden zwei Lösungen als geeignet angesehen und näher untersucht. Dabei wurde als zweckmäßig angesehen, im Rahmen dieses Vorhabens die Softwarelösung COGITO der Firma Expert System in einem Pilotprojekt hinsichtlich ihrer praktischen Anwendbarkeit zu testen. Durch Anbindung dieses externen Assistenzsystems ist es möglich, mittels semantischer Textanalyse Dokumente in SharePoint durch relevante Metadaten anzureichern. Hierzu wurden mögliche Einsatzszenarien diskutiert und Anforderungen an Expert System ausgearbeitet. In diesem Zusammenhang wurden ebenfalls die notwendigen und ergänzenden Arbeiten des IT-Dienstleisters identifiziert. Entsprechende Unteraufträge wurden ausgearbeitet und vereinbart. Die Umsetzung erfolgte auf der Basis eines erstellten Projektplans, der während eines Arbeitstreffens mit den Projektpartnern diskutiert und abgestimmt wurde.

Folgende Arbeiten wurden im Rahmen des Pilotprojektes durchgeführt:

- Analyse des DokuINT-Datenbestandes (Qualität der durchsuchbaren Dokumente, etc.);
- Entwicklung und Implementierung einer geeigneten Taxonomie sowie Aufbau eines Thesaurus mit Hilfe einer geeigneten Software (Webstudio);

- Durchführung der Verschlagwortung des Datenbestandes mit Hilfe der Software COGITO inkl. Qualitätssicherung;
- Anpassung der Suchoberfläche unter Berücksichtigung der entwickelten Taxonomie.

Besondere Bedeutung für die Datenanreicherung hatte die Erstellung eines Thesaurus, der den zentralen Bestandteil der Lösung darstellt. GRS Mitarbeiter besuchten deshalb einen Workshop zur Einführung in die Thesaurus-Erstellung mit Hilfe des Tools Webstudio. In diesem Zusammenhang wurden bereits in der GRS verfügbare Ressourcen, wie bereits verwendete Deskriptoren, Begriffs- und Übersetzungslisten, sowie weitere Glossare ermittelt und auf Verwendbarkeit geprüft. Gemeinsam mit weiteren identifizierten Quellen bildeten diese Ressourcen die Basis für den GRS Thesaurus. Aufgrund der hierarchischen angeordneten Begriffe, deren Beziehungen untereinander sowie die Ermittlung und Erfassung von mehrsprachigen Synonymen und Schreibweisen stellte sich der Erstellungsprozess als sehr aufwendig dar. Das Tool Luxid Webstudio stellte sich hierbei als sehr geeignet und benutzerfreundlich dar. Außerdem konnte durch die Verwendung des Tools ein grundlegendes Verständnis für das in der Semantik verwendete SKOS-Modell entwickelt werden. Ein für die Pilotphase geeigneter Thesaurus konnte innerhalb von wenigen Wochen erstellt und im Laufe des Projektes kontinuierlich weiterentwickelt werden. Diese server-basierte Lösung stand für den Projektzeitraum fünf GRS-Nutzern zur Verfügung. Der Thesaurus ist jedoch im SKOS-Format exportiert worden und kann somit auch in geeigneten Editoren weiter bearbeitet werden. Möglich ist auch eine Überführung in den SharePoint Termstore. Zur Weiterentwicklung des Thesaurus wurde ebenfalls die Berücksichtigung des INIR-Thesaurus der IAEO in Betracht gezogen. Dieser steht jedoch nicht im SKOS-Format zur Verfügung. Erste Kontaktaufnahmen mit zuständigen Vertretern der IAEO zu diesem Thema sind erfolgt. Der Wille zur Zusammenarbeit bei der Weiterentwicklung und Verwendung von Thesauren auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit wurde beiderseitig bekundet.

Der erstellte Thesaurus ist dreisprachig (deutsch, englisch, russisch) aufgebaut und besteht derzeit im Wesentlichen aus den folgenden 4 Terminologien:

- Organisationen
- Länder und Standorte
- Reaktortypen
- Fachgebiete / Deskriptoren

Der IT-Dienstleister der GRS (T-Systems SfR) stellte die notwendige Hardware bereit und führte mit Unterstützung der Fa. Expert System alle Arbeiten zur Installation der COGITO-Lösung der Fa. Expert Systems sowie zur Anbindung an die SharePoint Umgebung der GRS aus. Des Weiteren wurde umfangreiche Unterstützungsarbeit bei der Anpassung und Fehlerbeseitigung geleistet.

Als Ergebnis einer ersten Testannotation konnten die für die Verschlagwortung des vollständigen Datenbestandes notwendigen Voraussetzungen ermittelt und implementiert werden. Aufgrund eingeschränkter Funktionalitäten in der PoC-Ausführung der COGITO-Lösung mussten für jede unterstützte Sprache (deutsch, englisch, russisch) separate Webseiten mit einer für die Annotation vorbereiteter Dokumentenbibliothek erstellt und an den COGITO-Server angebunden werden.

Die Annotation der Dokumente erfolgte schrittweise über einen geeigneten Prozess innerhalb der SharePoint-Umgebung. Die Überführung der Dokumente konnte vorerst mit Bordmitteln realisiert werden und ist für den PoC ausreichend. Dieser Prozess ist jedoch sehr umständlich und sollte in einem eventuellen Produktivbetrieb gegebenenfalls durch einen geeigneteren ersetzt werden

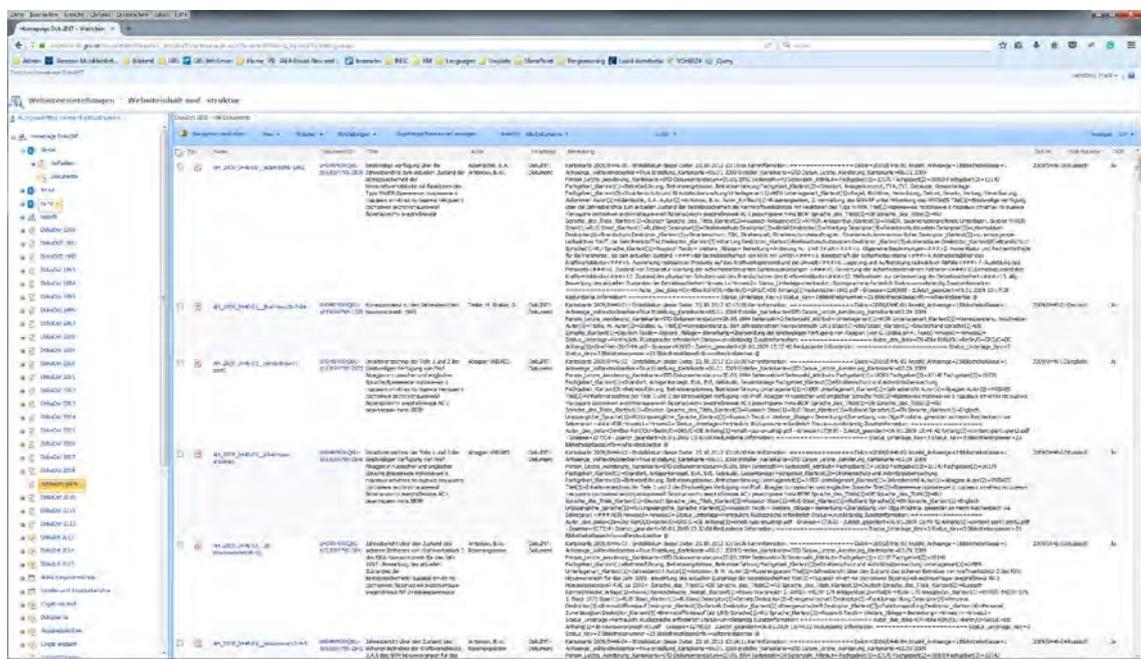


Abb. 14.15 Liste überführter DokuINT Dokumente inkl. Metainformationen

Zur Verbesserung der Suche innerhalb des DokuINT-Datenbestandes wurde eine von der Fa. Expert System gelieferte Suchoberfläche implementiert und angepasst. Deren

Funktionsfähigkeit unter Berücksichtigung der Annotationsergebnisse konnte nach erfolgter Fehlerbeseitigung mit kleinen Einschränkungen hergestellt werden.

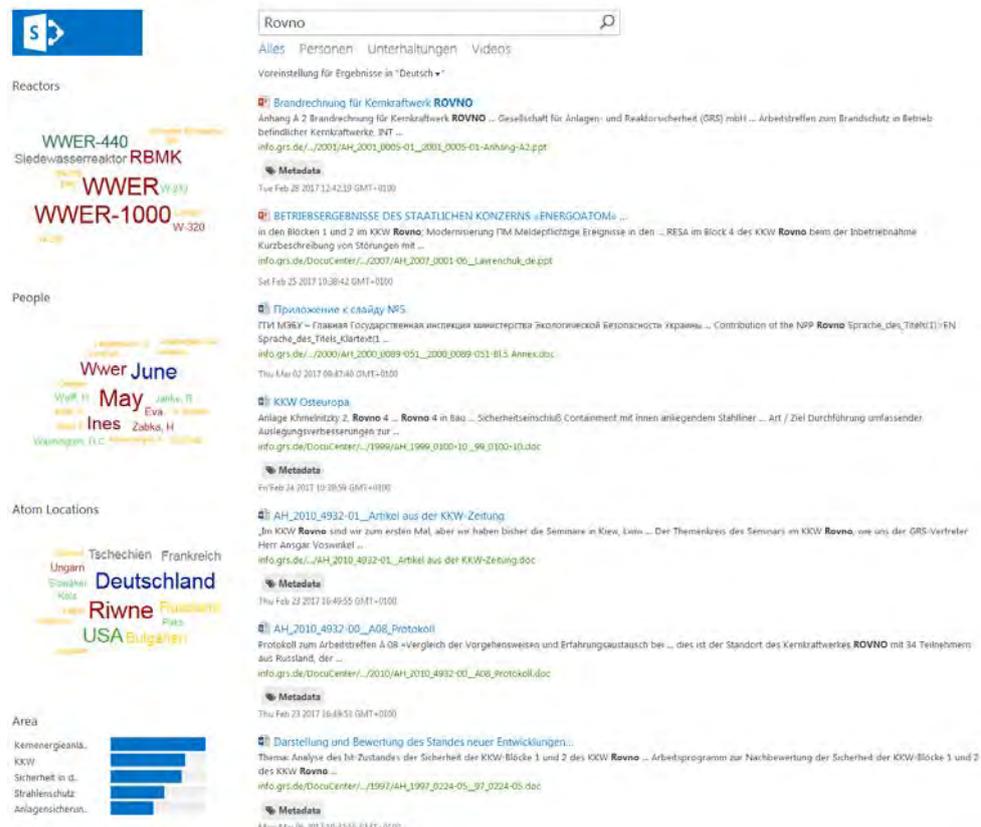


Abb. 14.16 Angepasste Suchseite für die DokuINT

Während der schrittweisen Anreicherung der Dokumente mit Metadaten wurden regelmäßige Tests der Annotationsergebnisse durchgeführt. Dadurch konnten auftretende Fehler in Konfiguration und Annotationsprozess sowie in der Suchoberfläche identifiziert werden. Im Laufe der Fehlerkorrekturen mussten mehrmals sowohl der Annotationsprozess der Dokumente als auch die COGITO Einstellungen geändert werden. Dazu wurde von der Fa. Expert System umfangreicher Support unter Zuhilfenahme eines SharePoint-Entwicklers geleistet. Wegen des engen Zeitrahmens der Realisierung des Pilotprojektes fanden wöchentliche Status- und Abstimmungsgespräche statt. Jedoch stellten sich die Anpassungsarbeiten als unerwartet umfangreich dar.

Im Laufe des Pilotprojektes konnten ca. 28.000 Dokumente der DokuINT mit Hilfe der COGITO-Lösung annotiert werden. Davon waren die Ergebnisse bei der Verschlagwortung von deutschen und englischen Texten erwartungsgemäß. Die Annotation russischer Dokumente erfolgte nur eingeschränkt zufriedenstellend.

Abschließend kann festgestellt werden, dass die Arbeiten zum Pilotprojekt zum größten Teil innerhalb der Laufzeit abgeschlossen werden konnten. Jedoch waren bis April 2017 noch Restarbeiten zur Behebung von Fehlern notwendig. Dafür wurde von der Fa. Expert Systems die Lizenzvereinbarung kostenneutral für den erforderlichen Zeitraum verlängert. Eine detaillierte Beschreibung der Evaluationsergebnisse ist im Erfahrungsbericht /DIF 17B/ dargelegt.

Aufgrund dieser umfangreichen, ungeplanten Fehlerkorrekturen und notwendigen Anpassungen konnte jedoch wegen des engen Zeitplans sowie der eingeschränkten Lizenzlaufzeit der geplante Test eines (teil-) automatisierten Annotationsprozesses für neu zu erfassende Daten nicht durchgeführt werden.

14.5 Pflege und Aktualisierung Doku-INT, CD/DVD-Sammlung und IntPro Weiterentwicklung und Überführung der DokuINT

Im Folgenden werden die Arbeiten und Ergebnisse bei der Nutzung und Weiterentwicklung der Plattformen für technische Dokumentationen zur nuklearen Sicherheit beschrieben. Dazu gehören insbesondere:

- die Nutzung und Weiterentwicklung der DokuINT im Zusammenwirken mit dem InfoServer und dem Nutzen effizienter Suchwerkzeuge sowie deren Überführung in die neue SharePoint-Umgebung des NEXTRA im Rahmen der Migration,
- die Weiterentwicklung der IntPro für internationale Projekte sowie fortgesetzte Nutzung weiterer Dokumentensammlungen und Ressourcen (wie z.B. die CD/DVD-Sammlung DataBerlin),
- die Nutzung und Weiterentwicklung des InfoFileServer (IFS) als die mit dem InfoServer verknüpfte Datenspeicherlösung großer Datenmengen;

14.5.1 Pflege und Weiterentwicklung der DokuINT

Während der Projektlaufzeit wurden kontinuierlich Daten in die DokuINT aufgenommen. Während der Überführung der Datenbank nach SharePoint 2013 mussten diese Arbeiten zeitweise unterbrochen werden.

Daneben war der zentrale Aufgabenschwerpunkt die Zusammenführung von altem Datenbestand der DokuOST mit denen ab 2014 in SharePoint 2010 abgelegten neuen

Daten inklusive Neuerfassung von Dokumenten in die DokuINT. Aufgrund der Migration des InfoServers war dabei die Überführung des gesamten Datenbestandes nach SharePoint 2013 von besonderer Bedeutung. Die Datenerfassung in SharePoint 2010 erfolgte bisher mithilfe von InfoPath Formularen. Diese werden jedoch künftig nicht mehr vom Microsoft als Entwickler dieser Plattform unterstützt.

Deshalb wurden umfangreiche Untersuchungen zur Ermittlung von geeigneten Methoden durchgeführt. Schwerpunkte dieser Untersuchungen waren die Verbesserung der Suche durch Implementierung verschiedener Suchpfade sowie die Berücksichtigung des Zugriffs bzw. Verweises auf Quelldokumente. Möglichkeiten des Datenmanagements unter Verwendung eines SharePoint Dokumentencenters oder Datensatzcenters sowie der Veröffentlichung von Inhaltstypen (Content Type-Hub) wurden untersucht und erprobt. Dazu wurden Analysen und Bewertungen gemäß den Empfehlungen des Microsoft Technet zur Planung der Verwaltung großer Dokumentenbestände sowie zur Planung von Websitesammlungen durchgeführt, deren Ergebnisse in einem Arbeitspapier festgehalten wurden. Es wurde überprüft, ob der Datenbestand der bisher in der DokuINT erfassten Dokumente die in der TechNet-Bibliothek definierten Kriterien auf Kompatibilität erfüllt. Hierbei zeigte es sich, dass wichtige strukturelle und inhaltliche Änderungen zur Umsetzung des Konzepts erforderlich waren. Für die Entwicklung von Funktionalitäten und der daraus zu ziehenden Schlussfolgerungen für die Strukturierung der Technische Dokumentation Internationales (DokuINT) war es außerdem zweckdienlich, eine genaue Analyse des Nutzerverhaltens in der Vorgängerversion DokuOst zu erstellen. Diesbezüglich wurden umfangreiche Analysen des Suchverhaltens verschiedener Nutzerklassen erstellt. Weitere semantische Analysen halfen bei der Ermittlung von Deskriptoren, die zur Verschlagwortung der Dokumente in einem Thesaurus eingearbeitet wurden.

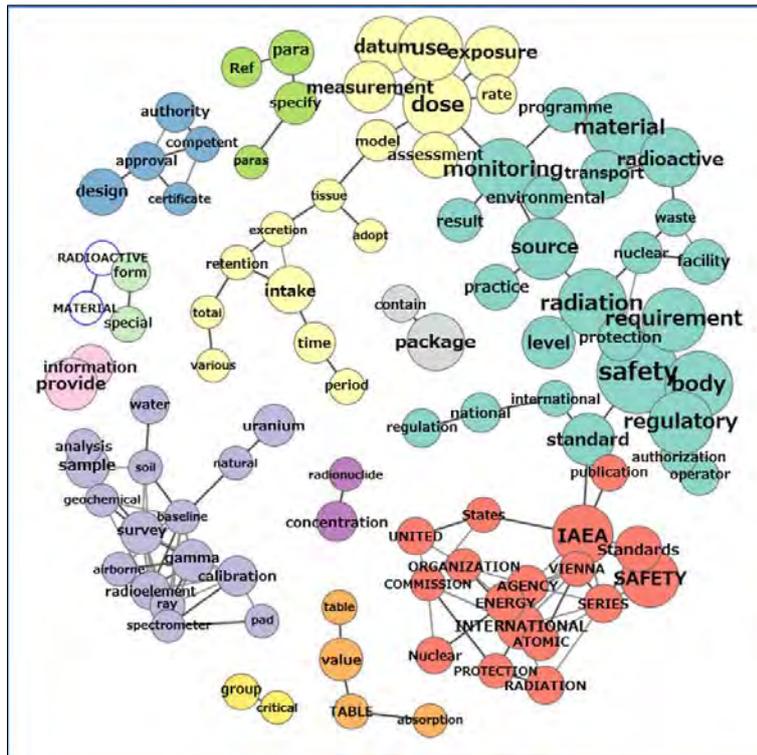


Abb. 14.17 Co-Occurrence Network Analyse eines Dokument-Pools von IAEO-Dokumenten

Zur Überführung der Metainformationen des Altdatenbestandes erfolgte eine Dokumentenanalyse unter folgenden Gesichtspunkten:

- e) Anzahl der gesicherten Karteikarten
- f) Maschinenlesebare Dokumenten (OCR)
- g) Karteikarten mit Mehrfachanhängen
- h) Karteikarten ohne angehängte Dokumente

Die Ergebnisse dieser durchgeführten Analysen wurden kontinuierlich auf der Teamseite „Aufbereitung der Alt-Daten der DokuOst und Strukturanalysen der DokuOst und DokuINT“ zusammengestellt.

Zur Durchführung einer ergänzenden und vertiefenden Dokumentenanalyse im Hinblick auf die Einstellung des DokuINT-Datenbestandes in die entsprechende Portalseite wurden weitere intensive Recherchen und Tests durchgeführt. Eine im Rahmen der Überführung der DokuINT nach SharePoint 2013 geeignete Methode zur Umsetzung wurde ermittelt und in einem internen Arbeitspapier dokumentiert.

Zur Überführung der Dokumente in die vorbereiteten SharePoint-Bibliotheken wurden verschiedene Skripte zu folgenden Gesichtspunkten entwickelt:

- Ermittlung und Überführung der Metainformationen,
- Anlegen von Informationsdokumenten bei öffentlich nicht zugänglichen Dokumenten,
- Neuanlegen von Datenbeständen innerhalb der SharePoint 2013 Umgebung.

Nach erfolgreichem Testbetrieb der entsprechenden Portalseite erfolgte die Überführung der Dokumente, die sich bisher auf dem InfoFileServer befanden. Dazu wurden auf der Basis der konzeptionellen Überlegungen geeignete Datensatz- bzw. Dokumentenbibliotheken im dafür vorgesehenen Datencenter erstellt und die entsprechenden Dokumenten-Inhaltstypen zugeordnet. Die zur Pflege der Metainformationen nötigen Ansichten wurden erstellt. Aufgrund der hohen Anzahl an Dokumenten wurde entschieden, den Datenbestand der DokuOST analog zur bisherigen Ablage in verschiedene Datensatzbibliotheken abzulegen.

Die bei der Migration von Lotus Notes nach Microsoft SQL Server erzeugten Karteikarten des Datenbestandes, die sämtliche Metainformationen der erfassten Dokumenten aus der Lotus Notes Datenbank enthalten, wurden mithilfe eines erstellten Skriptes ausgelesen. Deren Inhalt wurde in entsprechende Spalten innerhalb der Datensatzbibliotheken von SharePoint eingefügt. Für Karteikarten ohne angehängte Dokumente wurden geeignete Datensätze erzeugt, damit diese Karteikarten in den Datensatzbibliotheken sowie in der SharePoint-Suche berücksichtigt werden. Dieses Vorgehen erlaubt eine sofortige Suche nach allen Dokumenten durch Indizierung dieser Informationen durch die SharePoint Suchmaschine.

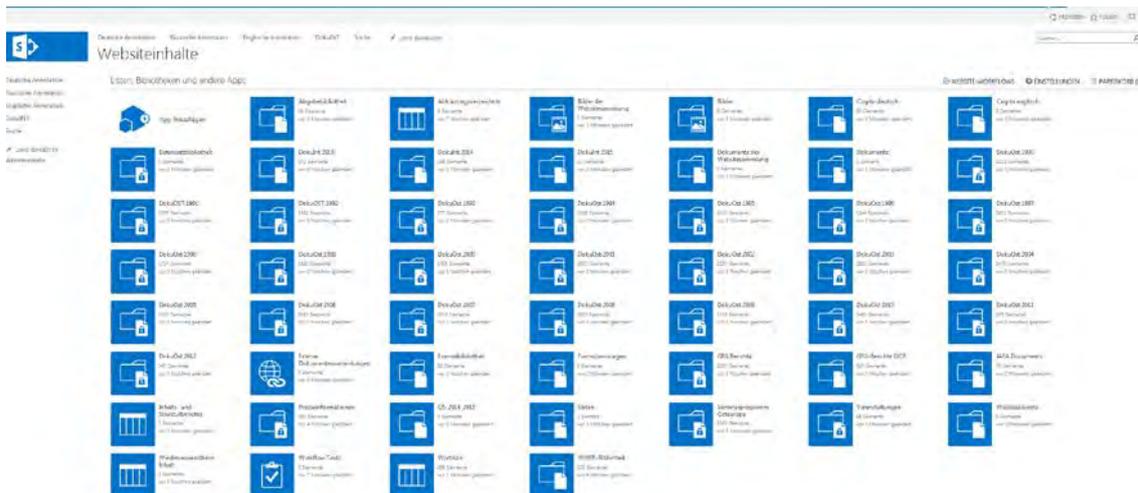


Abb. 14.18 Bibliotheken der DokuINT unter SharePoint 2013

Bei der Dokumenten- und Karteikartenanalyse der Altdaten der DokuOST wurde festgestellt, dass in einigen Karteikarten die angegebene Sprache nicht eindeutig mit der Sprache der angehängten Dokumente übereinstimmte. Außerdem waren mehrsprachige Dokumente nicht als solche erkennbar. In einigen Fällen wurden mehrere Dokumente unterschiedlicher Sprache einer Karteikarte zugeordnet. Dadurch war eine eindeutige Zuordnung der Sprache zu einem Dokument nicht möglich. Deshalb wurden Überlegungen zu Möglichkeiten einer automatischen Spracherkennung für Dokumente angestellt, wobei auch Mehrsprachigkeit berücksichtigt werden sollte. Hierzu wurden sprachspezifische Begriffe definiert, die mit einer sehr hohen Häufigkeit in Texten vorkommen. Ein entsprechendes Skript zu deren Überprüfung wurde erstellt und die Sprache der Dokumente mit dessen Hilfe ermittelt. Anschließend wurden die bereits mit SharePoint 2010 und InfoPath erfassten Dokumente inklusive Metainformationen in die gleiche Infrastruktur übertragen.

Daneben wurde im Zusammenhang mit dem Pilotprojekt zur automatischen Verschlagwortung eine zusätzliche SharePoint Seite für die Suche im Datenbestand der DokuINT erstellt und getestet. Auf der Basis der Testergebnisse erfolgte eine kontinuierliche Anpassung oder gegebenenfalls erforderliche Fehlerbeseitigung.

Derzeit sind 53.389 Dokumente erfasst und über die DokuINT SharePoint-Seite verfügbar gemacht worden. Ein Großteil dieser Dokumente konnte im Rahmen des Pilotprojekts zur automatischen Verschlagwortung annotiert werden.

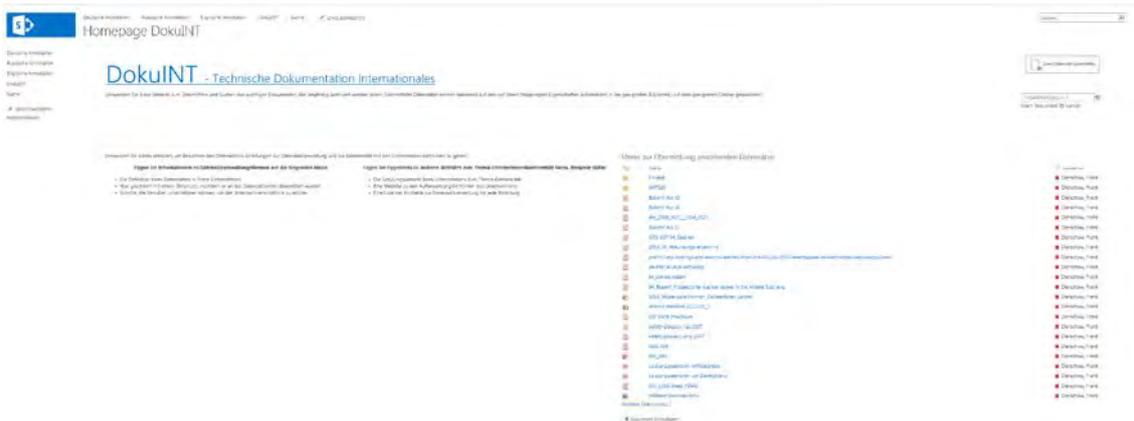


Abb. 14.19 Startseite der Technischen Dokumentation Internationales (DokuINT)

14.5.2 Nutzung und Weiterentwicklung des Projektkontrollsystem IntPro und weitere Datensammlungen

Im Projektzeitraum wurden kontinuierlich die Informationen zu internationalen Projekten in der IntPro sowie weitere Datensammlungen (wie DataBerlin) auf dem InfoServer aktualisiert bzw. neue Dokumente erfasst.

Für das Projektkontrollsystem IntPro wurde Benutzerunterstützung und Wartung geleistet sowie die Übertragung der relevanten Daten aus dem SAP System nach IntPro und ins Project Center unter SharePoint überwacht. Auf Knopfdruck können jetzt die relevanten Daten aus dem SAP System wie die Auftragsnummer des Auftragsgebers, die GRS-Vertragsnummer, die Auftragsnummer, die Vertragslaufzeit, das Vertragsvolumen, der Projektleiter und Controller, die zugehörige Angebotsnummer und die GRS-Projektkategorie direkt in das Dokument eingespielt werden.

Zur weiteren Verbesserung des Systems wurde eine Synchronisation der IntPro-Aktionen mit den Projektportal-Aufgaben erprobt und implementiert. Außerdem erfolgten Tests zur automatisierten Erstellung von Formblättern zur Projektabwicklung. Die Implementierung eines entsprechenden Reports wurde nach einer positiven Testphase in die Benutzerumgebung übernommen.

Darüber hinaus wurden kontinuierlich Arbeiten zur Aktualisierung weiterer Datensammlungen auf dem InfoServer durchgeführt. Neben der CD/DVD-Sammlung DataBerlin wurden beispielsweise folgende Listen aktualisiert:

- GRS-A-Berichte

- GRS-S-Berichte
- GRS-V-Berichte
- Sammlung der Serienpublikationen „Aktis“ (IRSN Research News)

Zusätzlich wurden die Presse-Informationen aus der Ukraine und auf dem InfoFileServer eingepflegt sowie die Konferenzunterlagen zusammengestellt und über den InfoServer zugänglich gemacht.

14.6 Aufbau einer zentralen Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“

Im Rahmen eines anderen BMUB-Vorhabens wurde ein fachliches und technisches Konzept für den Aufbau einer zentralen Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ auf dem InfoServer entwickelt und abgestimmt. Gemäß diesem Konzept wurde im Rahmen des Arbeitspunkt 13 die technische Umsetzung der entsprechenden Portalseiten für die Wissensbasis durchgeführt. Dazu wurde zunächst eine entsprechende Seitenstruktur erstellt, das Layout angepasst sowie die Navigation implementiert.

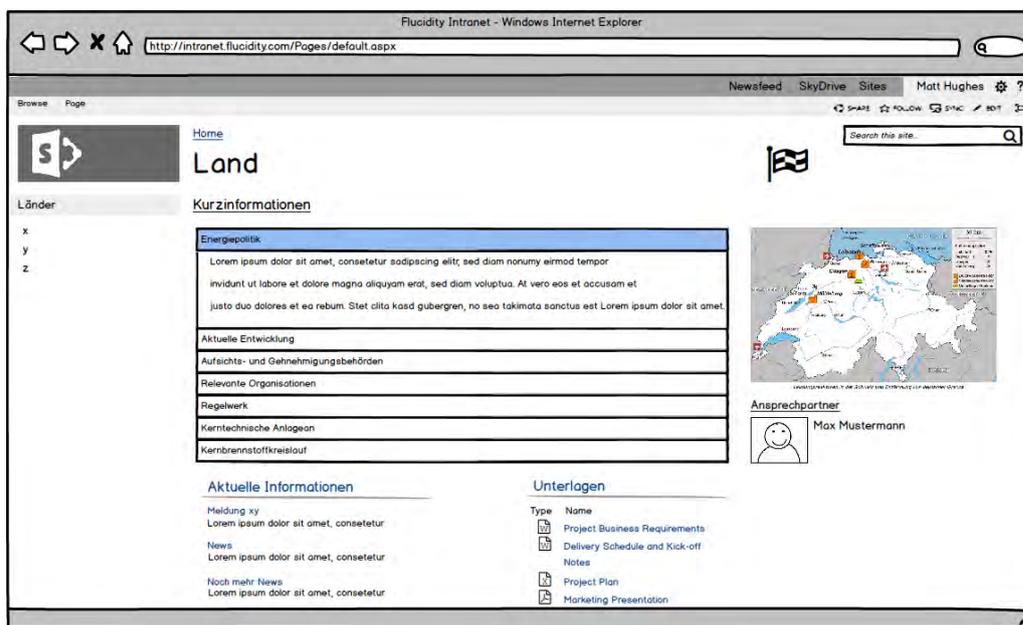


Abb. 14.20 Designentwurf für die Länderinformationsseite

Das Informationsportal ist in folgende drei verschiedene Bereiche geteilt:

1. Bereich für Länderinformationen („Länder“),
2. Bereich für Reaktorkonzepte („Reaktortypen“),

3. Bereich für übergreifende Themen („Themen).

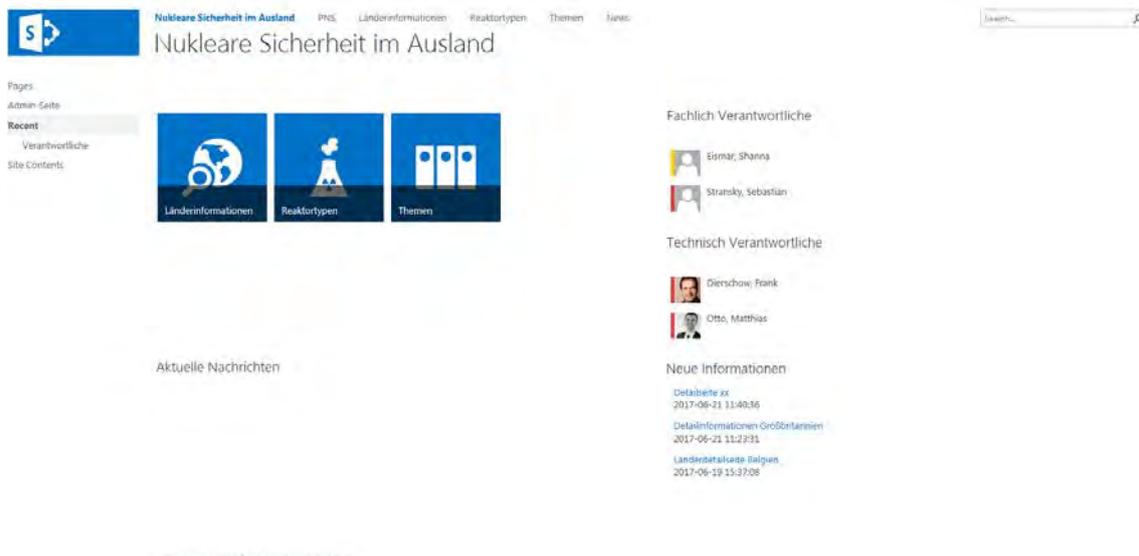


Abb. 14.21 Startseite der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“

Zur besseren Strukturierung der Daten der Wissensbasis wurden sogenannte Inhaltstypen definiert und verwendet. Für die Darstellung einzelner Webseitenelemente mussten Skripts entwickelt werden, die in die jeweiligen Pagelayouts eingebettet wurden. Für die Pilotphase wurden Seiten für ausgewählte Länder eingerichtet. Zur Einstellung neuer Seiten und zur Bereitstellung weiterer Informationen (Dokumente, Hyperlinks, Blogbeiträge) wurde eine eigene Administrationsseite implementiert, über die sämtliche Aktionen ausgeführt werden können (s.). Sämtliche Layouts, Skripte, Inhaltstypen, etc. werden in einer technischen Dokumentation beschrieben, die im Rahmen der Weiterentwicklung der Wissensbasis fortgeschrieben wird (/OTT 16/).

Wie vereinbart wurden zunächst die Seiten mit Länderinformationen zu Finnland als Beispiel mit Inhalten versehen. Ergänzend ist mit der Erstellung analog gestalteter Seiten für andere Länder begonnen worden.

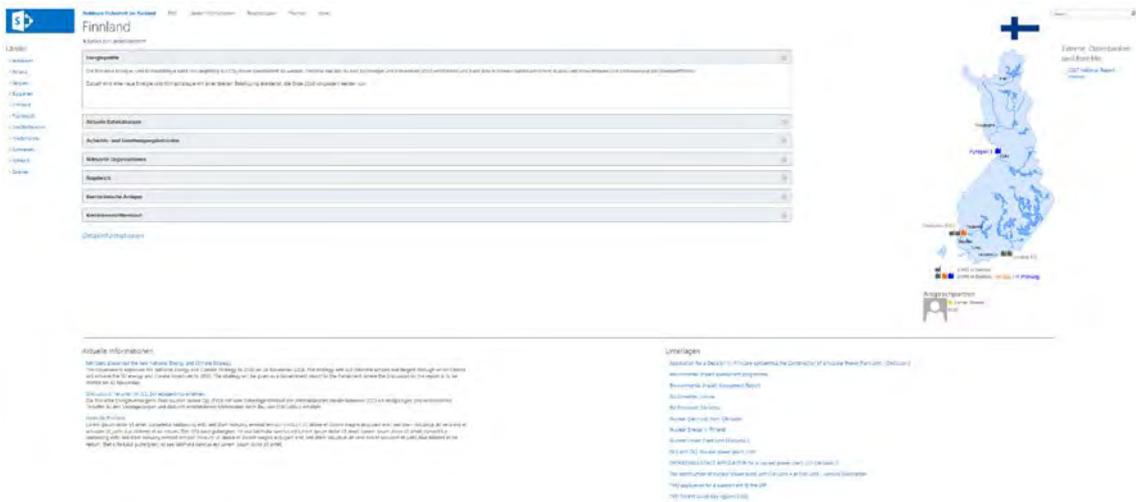


Abb. 14.22 Länderinformationsseite für Finnland

Ebenfalls ist mit der Ausgestaltung des Themenbereichs für Reaktorkonzepte begonnen worden. Hierfür wurden einzelne Seiten für neue Reaktorkonzepte, wie des EPR, ABWR und AP1000 von der Wissensbasis Neue Reaktoren auf die zentrale Wissensbasis überführt und Links zu bereits verfügbaren weiterführenden Detailinformationen eingefügt.



Abb. 14.23 Informationsseite für Reaktorkonzept ASTRID

Im Rahmen von Abstimmungsgesprächen wurden regelmäßig Benutzererfahrungen ausgetauscht und gegebenenfalls entsprechende Anpassungen durchgeführt. Die weiteren Inhalte für die Wissensbasis werden in anderen Arbeitspunkten dieses Vorhabens sowie anderer Projekte erarbeitet, aufbereitet und kontinuierlich aktualisiert.

14.7 Externe Unterstützung

Für die Realisierung der im Arbeitspaket 13 geplanten Arbeiten zur Pilotanwendung von elektronischen Wissensnetzen und Informationsplattformen war die technische Unterstützung eines IT-Dienstleisters unumgänglich. Dazu wurden im Projektzeitraum kontinuierlich Abstimmungsgespräche mit dem langjährigen IT-Dienstleister der GRS, T-Systems Solutions for Research GmbH (SfR) durchgeführt. Zum Hosting und Administration des InfoServers sowie weiterer ergänzender Arbeiten erfolgte die Festlegung von Lastenheften und daraus folgende Unterbeauftragungen. In dieser Zusammenarbeit mit SfR konnten gemeinsam relevante Fragestellungen identifiziert, technische Probleme gelöst sowie umfangreicher Benutzersupport sichergestellt werden.

14.8 Zusammenfassung

Durch die im Arbeitspunkt 13 durchgeführten Arbeiten konnten die vorgegebenen Zielstellungen erreicht werden. Die nun über die Laufzeiten mehrerer Vorhaben gewonnenen Erfahrungen und Ergebnisse bei der Etablierung und Weiterentwicklung des vorhandenen GRS-Extranets auf der Basis von MS SharePoint als ein umfassendes Portal zur benutzerdefinierten Bereitstellung von Informationen zur nuklearen Sicherheit konnten weiterentwickelt und vertieft werden. Die Piloterprobung von Funktionen und Lösungsansätzen wurde erfolgreich fortgesetzt. Konzeptionelle Überlegungen wurden überprüft und bei der Umsetzung der Migration auf SharePoint 2013 berücksichtigt. Die Voraussetzungen für ein institutionsübergreifendes Wissensmanagement und die themen- bzw. projektbezogene Zusammenarbeit von BMUB, BfS, GRS und den atomrechtlichen Behörden der Länder, ihrer Sachverständigen sowie anderen externen Organisationen konnten weiter gestärkt werden.

Durch den Einsatz der aktualisierten SharePoint Version konnte die Plattform um zahlreiche Funktionalitäten erweitert werden. Diese wurden in ersten Piloterprobungen auf Zweckmäßigkeit überprüft und bereits auf ausgewählten Portalseiten eingesetzt.

Ein weiterer Meilenstein beim Ausbau des InfoServers war die Implementierung des RISKAUDIT-Portals (RAP) als einem der vier Hauptbereiche des InfoServers. In Zusammenarbeit mit Riskaudit ist es gelungen, einen für die Zusammenarbeit speziell in INSC Projekten sehr wichtigen Bereich zu schaffen. Dieser ermöglicht in besonderem Maße eine Vervollkommnung des InfoServers nicht nur für organisationsübergreifen-

des Teamwork mit Riskaudit als Projektmanagementorganisation sondern auch für den Informations- und Dokumentenaustausch mit allen beteiligten Projektpartnern.

Durch kontinuierliche Pflege und Aktualisierung der Inhalte vorhandener Datenbanken und Dokumentensammlungen sowie die Entwicklung und Implementierung neuer Wissensbasen wurde der InfoServer als zentrale Informations- und Wissensplattform weiter ausgebaut. In Ergänzung zu den regelmäßigen Aktualisierungen und Erweiterung der Internetseiten zu Themen der nuklearen Sicherheit sowie der Wissens- und Kooperationsseiten stellt der InfoServer eine ständig wachsende bedeutende Ressource der Wissensbereitstellung innerhalb der GRS dar.

Mit der Überführung der DokuINT in die neue SharePoint Umgebung im Rahmen der Migration wurde gleichzeitig eine Vereinheitlichung des Datenbestandes herbeigeführt. Durch den Einsatz von Inhaltstypen konnte die Datenstruktur und somit die Datenqualität verbessert werden. Das ermöglichte eine erhebliche Verbesserung der Benutzerfreundlichkeit sowie der Funktionalität der DokuINT. Das betrifft insbesondere die Suche nach relevanten Informationen.

Im Rahmen eines Pilotprojektes zur automatischen Verschlagwortung konnten wertvolle Erfahrungen nicht nur in der Anbindung von externen Assistenzsystemen sondern auch in der Verwendung semantischer Technologien gesammelt werden. Um solche Systeme im Produktivbetrieb erfolgreich einsetzen zu können, sind jedoch weiterführende Untersuchungen notwendig. Mögliche Einsatzszenarien im Rahmen von GRS Aufgaben wurden bereits identifiziert:

Weiterhin konnte die GRS durch intensive konzeptionelle Überlegungen und umfangreiche Erprobungen von neuen funktionalen Tools ihre Kompetenzen und Fähigkeiten über Funktion, Betreuung und Weiterentwicklung komplexer nationaler und internationaler Netzwerkstrukturen weiter vergrößern. Das bildet die Grundlage für die ständige Verbesserung einer benutzerfreundlichen, ortsunabhängigen Bereitstellung von Dokumenten über NEXTRA und/oder das GRS-Portal.

15 Kooperation mit europäischen Regulatoren und deren TSO (AP 14)

15.1 Zielsetzung

Im Rahmen des Arbeitspaketes 14 erfolgte die Koordination bilateraler Zusammenarbeitsaktivitäten der GRS mit den russischen, ukrainischen und weißrussischen Behörden und deren TSO. Die Nutzung der Kooperation mit europäischen Regulatoren und deren TSO ermöglicht die Bereitstellung von Informationen und Wissen bezüglich Status, Aktivitäten und Ergebnissen bei der Verbesserung der nuklearen Sicherheit in Mittel- und Osteuropa sowie in ausgewählten anderen Regionen. Darüber hinaus erfolgt hier auch die Erfassung und Nutzung der fachlichen Informationen aus den multilateralen Kooperationsprogrammen der EU (INSC) und die Mitarbeit im europäischen TSO-Netzwerk, insbesondere in der Arbeitsgruppe für das Wissensmanagement.

15.2 Koordinierung der bilateralen Zusammenarbeit und Informationsaustausch mit der Ukraine

Die GRS hat seit Anfang der 1990er Jahre enge Beziehungen zur ukrainischen atomrechtlichen Behörde (heute SNRIU) und deren TSO (heute SSTC NRS). Für den aktuellen Zeitraum sind die Felder der Zusammenarbeit in einer gemeinsamen Absichtserklärung „Memorandum über die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit zwischen BMU/GRS und SNRIU/SSTC für den Zeitraum 2014 bis 2017“ vereinbart. Auf dieser Basis erfolgt auch der Informationsaustausch der GRS mit SNRIU.

Für die wissenschaftliche Kooperation mit SSTC NRS wurden jeweils jährliche Arbeitsprogramme für die Jahre 2015, 2016 und 2017 vorbereitet, abgestimmt und realisiert. Sie beinhalten Aktivitäten die der Bearbeitung der Arbeitspakete in den wissenschaftlichen Forschungsvorhaben dienen. Teilweise werden auch Themen (Optionen) definiert, für die erst Realisierungsmöglichkeiten gefunden werden müssen. Je nach Dringlichkeit wurden gegebenenfalls Anpassungen an die ursprünglich geplanten Arbeiten vorgenommen. Aber auch darüber hinaus enthalten die Programme Aktivitäten, die von Interesse sind, aber aktuell nicht realisiert werden konnten.

Folgende Schwerpunkte waren in den Arbeitsprogrammen der letzten drei Jahre vereinbart:

- Durchführung von thermohydraulischen Analysen für schwere Störfälle in WWER-Anlagen unter Nutzung von in der GRS entwickelten Codes;
- Fortführung der Durchführung von sicherheitstechnischen Analysen zur Reaktorphysik;
- Erfahrungsaustausch auf dem Gebiet des Umgangs mit radioaktiven Abfällen;
- Zusammenarbeit bei der Erarbeitung von Kriterien und Grenzen des sicheren Betriebs für den Gesamtkomplex des Sarkophags und des Neuen Sicheren Confinements im Block 4 des KKW Tschernobyl;
- Erfahrungsaustausch zur Analyse von Betriebserfahrung und von Ereignissen in kerntechnischen Anlagen;
- Fortführung des Erfahrungsaustauschs auf dem Gebiet der Erstellung und Nutzung von Wissensportalen;
- Zusammenarbeit bei methodischen Fragen zur Analyse der Folge von Flugzeugabstürzen auf Kernkraftwerke;
- Erfahrungsaustausch bei der Bewertung sicherheitsrelevanter Leittechnik;
- Erfahrungsaustausch zu Optimierung von Notfallzentren.

Bei den Treffen zwischen ukrainischen und GRS Experten, die in der Regel 2-4 mal jährlich stattfanden, wurden neben der Koordination von gemeinsamen Forschungsaufgaben auch andere Themen von gegenseitigem Interesse besprochen, u.a. zum Status und den weiteren Planungen zu den laufenden INSC-Vorhaben, an denen das SSTC NRS und die GRS beteiligt sind, sowie zu weiteren Fragen von gegenseitigem Interesse (z. B. zur Einrichtung einer Kontaktstelle der GRS im SSTC NRS und zu möglichen gemeinsamen Aktivitäten auf dem Gebiet des physischen Schutzes).

Seit dem 1. Quartal 2016 hat die GRS beim staatlichen wissenschaftlich-technischen Zentrum SSTC NRS eine Kontaktstelle zur organisatorischen und ausgewählten fachlichen Unterstützung der GRS-Aktivitäten sowie zur Bereitstellung von Informationen zur nuklearen Sicherheit in der Ukraine etabliert. Von ukrainischer Seite wurde ein zuständiger Vertreter benannt, der Ansprechpartner der Kontaktstelle für die GRS ist. Bestandteil der Zusammenarbeit sind auch regelmäßige Informationszusammenstellungen aus Presseveröffentlichungen oder offiziellen Informationskanälen zu relevanten Ereignissen und Entscheidungen sowie Informationen über Veranstaltungen und Tagungen, die das Thema Kernenergienutzung zum Inhalt haben. Durch die Kiewer Kontaktstelle werden darüber hinaus für GRS-Mitarbeiter, die sich in Kiew aufhalten, Arbeitsplätze bei der ukrainischen TSO zur Verfügung gestellt und logistische

Unterstützung gewährleistet. Die Kontaktstelle hat sich über den zurückliegenden Zeitraum sehr bewährt und soll auch künftig fortgeführt werden.

15.3 Koordination der bilateralen Zusammenarbeit und Informationsaustausch mit Russland

Die GRS hat ebenfalls seit Anfang der 1990er Jahre enge Beziehungen zur russischen atomrechtlichen Behörde (heute Rostechnadzor) und deren TSOs (heute SEC NRS und VO „Safety“). Eine wichtige Grundlage dieser Zusammenarbeit bildet das „Abkommen zwischen dem Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit der Bundesrepublik Deutschland und dem Föderalen Dienst für die Aufsicht über Atom- und Strahlensicherheit der Russischen Föderation über Zusammenarbeit, Informations- und Erfahrungsaustausch auf dem Gebiet der Genehmigung, der Aufsicht und Begutachtung der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes“ vom 03.09.05.2003. Die konkreten Themen der Zusammenarbeit zwischen GRS und SEC NRS werden in diesem Rahmen für kürzere Zeiträume von den beiden Partnern in Form von Absichtserklärungen zur wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit zwischen GRS und SEC NRS mit in der Regel 3-jähriger Laufzeit vereinbart. Derzeit wird die Zusammenarbeit auf der Basis der „Absichtserklärung zur Organisation der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes im Zeitraum 2016 bis 2018 ...“ organisiert.

In das in diesem Arbeitspaket erstellte und abgestimmte Arbeitsprogramm wurden alle Themen aufgenommen, die in verschiedenen Vorhaben der GRS in bilateraler Zusammenarbeit mit SEC NRS bearbeitet werden sollen. Teilweise werden aber auch gemeinsam Themen (Optionen) definiert, für die Realisierungsmöglichkeiten erst noch gefunden werden müssen, deshalb gilt für die Themen der Absichtserklärung auch ein Finanzierungsvorbehalt.

In der Absichtserklärung werden lediglich die Ziele der gemeinsamen Projekte kurz beschrieben. Die detailliertere Untersetzung und Realisierung dieser Projekte erfolgt entsprechend den vorhandenen Möglichkeiten der Partner zur Finanzierung der Arbeiten im Rahmen der jeweiligen Vorhaben. Soweit erforderlich erfolgt die Anpassung des Programmes in gegenseitigem Einvernehmen.

In der Absichtserklärung von 2016 wurden beispielsweise nachfolgend genannte Schwerpunkte mit unmittelbarem Bezug zu diesem Vorhaben und dem beantragten Nachfolgevorhaben vereinbart:

- Erstellung, Erprobung und Verifikation/Validierung von Eingabe-Datensätzen für WWER-Reaktoren der dritten Generation für von der GRS entwickelte und von SEC NRS genutzte Rechenprogramme für die beiderseitige Anwendung
- Untersuchung des Reaktivitätsverhaltens bei Transienten und Störfällen in RBMK-1000-Reaktoranlagen mit ATHLET und QUABOX/CUBBOXB
- Anpassung und Validierung von Computer-Simulationsprogrammen für Sicherheitsanalysen von flüssigmetallgekühlten schnellen Kernreaktoren
- Untersuchung der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes beim Umgang mit Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen sowie bei der Stilllegung von kerntechnischen Anlagen
- Informationsnetzwerke und Wissensmanagement
- Seminare und Arbeitstreffen zum Informations- und Erfahrungsaustausch

Seit dem 4. Quartal 2015 hat die GRS beim Nationalen Forschungszentrum „Kurtschaw-Institut“ (KI) eine Kontaktstelle zur organisatorischen und ausgewählten fachlichen Unterstützung der GRS-Aktivitäten sowie zur Bereitstellung von Informationen zur nuklearen Sicherheit in Russland etabliert. Der entsprechende Vertrag wurde mit Tech-MashInter Ltd. (TMI), einer Tochterfirma des KI, abgeschlossen. Von russischer Seite wurden zwei zuständige Vertreter benannt, die Ansprechpartner der Kontaktstelle für die GRS sind. Bestandteil der Zusammenarbeit sind auch regelmäßige Informationszusammenstellungen aus Presseveröffentlichungen oder offiziellen Informationskanälen zu relevanten Ereignissen und Entscheidungen sowie Informationen über Veranstaltungen und Tagungen, die das Thema Kernenergienutzung zum Inhalt haben. Die Kontaktstelle hat sich über den zurückliegenden Zeitraum sehr bewährt und soll auch künftig fortgeführt werden.

15.4 Informationsaustausch mit Regulatoren und deren TSOs

Auf Grund der guten über Jahre aufgebauten persönlichen Kontakte mit Mitarbeitern und Leitern von mittel- und osteuropäischen Behörden und deren TSOs war es mög-

lich, sich zu aktuellen Fragen auszutauschen und Informationen einzuholen. Darüber hinaus erfolgte auch der Austausch mit Regulatoren aus anderen Regionen. Nachfolgende Beispiele sollen dies exemplarisch verdeutlichen:

- Anfang Dezember 2014 fanden zwei kurze Informationstreffen mit ukrainischen Partnern (dem Chairman der ukrainischen Behörde SNRIU und dem Direktor von SSTC NRS) in Kiew statt, auf denen die aktuelle Situation in der Ukraine erörtert, Informationen über die Situation bezüglich des Einsatzes der Westinghouse-Brennelemente TVS-W eingeholt, sowie der konkrete Sachstand zum Ereignis Ende November im KKW Saporoshje dargelegt wurden.
- Im Februar 2015 erfolgten auf Wunsch der vietnamesischen Seite bilaterale Gespräche zwischen den Mitarbeitern der künftigen vietnamesischen TSO VINATOM und der GRS. Anlass war die Bitte um Beratung, wie die für die sicherheitstechnische Bewertung von technischen und genehmigungsrechtlichen Unterlagen von kerntechnischen Anlagen zu schaffende fachliche Kompetenz bei VARANS und VINATOM vertieft werden kann. Die GRS wurde gebeten, auf der „2nd National Regulatory Conference“ von VARANS über diese Erfahrungen zu berichten.
- Im Mai 2015 fand bei der GRS in Köln ein informelles Treffen zwischen der GRS, dem SSTC NRS und Kiewenergoprojekt zur Bewertung der Folgen eines Flugzeugabsturzes auf ein in Betrieb befindliches Kernkraftwerk statt. Ziel des Treffens war der Erfahrungs- und Informationsaustausch zur methodologischen Herangehensweise in beiden Ländern bei der Bewertung eines Flugzeugabsturzes.
- Anfang Juni 2015 sowie 2016 wurde die Teilnahme an der AtomExpo dafür genutzt, um Gespräche mit Vertretern von Rosatom, Rostechnadzor und SEC NRS zu führen. 2015 erfolgten auch Besprechungen mit dem Kurtschatow-Institut zur Kontaktstelle Moskau sowie mit Nuclear.Ru zur Zukunft des Informationsdienstes.
- Im November 2016 wurde ein Arbeitsgespräch mit Vertretern der indonesischen Aufsichtsbehörde BAPETEN in Berlin durchgeführt. Es diente dem Erfahrungsaustausch zur Entwicklung der Behörde BAPETEN sowie zur Arbeit der GRS als TSO im Auftrag der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde. Die Indonesier informierten auch über ein Projekt zu Errichtung und Betrieb eines Forschungsreaktors.
- Im März 2017 beteiligte sich die GRS an der vom SSTC organisierten internationalen Konferenz anlässlich des 25. Jahrestages der Bildung der unabhängigen ukrainischen TSO. Auf der Konferenz wurden mehrere Vorträge gehalten, die die enge

Kooperation zwischen deutschen und ukrainischen Experten sowie die Nutzung der Störfallanalysecodes dokumentierten.

15.5 Erfahrungsaustausch zum Aufbau eines Wissens- und Kooperationsplattformen von SSTC NRS

Im Rahmen der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit zwischen der GRS und SSTC NRS im Zeitraum 2014 - 2017 wurden auf Wunsch von SSTC NRS mehrere Arbeitstreffen zum Erfahrungsaustausch über regulatorische Informations- und Wissensplattformen organisiert und durchgeführt. Unter Nutzung der BMUB/GRS-Erfahrungen auf nationaler und internationaler Ebene traf SSTC Entscheidungen zu Konzeption sowie zu Hard- und Software für ihr eigenes Wissens- und Kooperationsplattformen.

Im Juli 2015 fand ein erstes Treffen zum Erfahrungsaustausch auf dem Gebiet der Implementierung und Nutzung von Portalen zum Wissensmanagement. Während des Treffens wurden allgemeine Herangehensweise zur Umsetzung von Portalprojekten diskutiert. Ebenso wurde SharePoint als Softwarelösung von der GRS vorgestellt. Die Diskussion konzentrierte sich vor allem auf die Möglichkeiten der Implementierung sowie zum Aufbau eines Unternehmensportals. Besonderes Augenmerk wurde auf die Erarbeitung eines Konzeptes der geplanten Wissens- und Kooperationsportals des SSTC gelegt. Ergänzend dazu wurden auch Fragestellungen zur Verbesserung der IT-Sicherheit angesprochen.



Abb. 15.1 GRS-SSTC Arbeitstreffen im Juli 2015 bei der GRS in Berlin

Im November 2015 wurde der Informationsaustausch während einer Videokonferenz weiter vertieft. SSTC NRS stellte erste Ergebnisse bei der Konzeptionierung ihrer geplanten Wissens- und Kooperationsplattform vor. SSTC NRS stellt sich das Ziel, dass das Wissens- und Kooperationsportal auf dem modernsten Stand betrieben werden soll. Deshalb wird die geplante Plattform auf der Basis von MS SharePoint 2016 entwickelt und sowohl interne Arbeitsvorgänge abbilden als auch die Zusammenarbeit mit externen Partnern (vor allem mit der Aufsichtsbehörde SNRIU) ermöglichen.

In den Jahren 2016-2017 folgte dann eine weitere Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Implementierung und Nutzung von Portalen zum Wissensmanagement. Dazu wurden zwei Seminare organisiert und durchgeführt. Die Hauptschwerpunkte beider Arbeitstreffen bildeten der Erfahrungsaustausch zum aktuellen Entwicklungsstand und zur Nutzung des Knowledge Management Systems, zur Anpassung von Arbeitsprozessen im Rahmen einer Portal-Lösung sowie zu Herangehensweisen an die Schulung von Experten für die Nutzung des Portals und seine technische Unterstützung.

Heute verfügt das SSTC NRS über eine international vorzeigbare Plattform.

15.6 Wissensaufbereitung aus multilateralen Projekten (INSC u.a.)

In diesem Rahmen wurden Arbeiten zur Auswertung INSC Jahresarbeitsprogramme (Annual Action Programmes) durchgeführt. Für das Jahr 2016 wurde dabei besonderes Augenmerk auf die beiden von der EU-Kommission avisierten Projekte in den Ländern Türkei und Iran gelegt. Es erfolgte eine Betrachtung und Bewertung der beiden Projekte hinsichtlich der Projektinhalte und der Zielstellung auch vor dem Hintergrund des fachlichen Interesses für die GRS.

Die Bewertung der INSC Jahresarbeitsprogramme umfasst nicht nur Projekte zur Unterstützung von nuklearen Behörden. Darüber hinaus werden auch Informationen zu INSC Projekten auf dem Gebiet der Schulung von Experten, des Umgangs mit radioaktiven Abfällen und abgebrannten Kernbrennstoffen und zu Sanierungsprojekten verfügbar gemacht und können bei der grundsätzlichen Bewertung der EU Aktivitäten genutzt werden. Dabei spielen auch gemeinsam EU/IAEO Projekte eine Rolle.

Für die INSC-Vorhaben zur Zusammenarbeit mit der Aufsichtsbehörde der Republik Belarus wurden Informationen und Daten zu projektübergreifenden Themen, wie Un-

terstützung bei der Bewertung des vorläufigen Sicherheitsberichts, Training zur Anwendung von Computercodes zur Störfallanalyse oder Arbeiten und Ergebnisse des OSM-Teams (EU-Experten mit Vor-Ort-Präsenz in Belarus) zusammengefasst und für die Bereitstellung auf dem GRS Zusammenarbeitsportal (GCP) des InfoServers aufbereitet. Diese Informationen wurden kontinuierlich zusammengetragen und aktualisiert.

15.7 Mitarbeit an Aktivitäten der ETSON Arbeitsgruppe für Wissensmanagement

Im Rahmen des ETSON Netzwerkes nimmt die GRS eine aktive Rolle zu Fragen des Wissensmanagements innerhalb der entsprechenden Arbeitsgruppe (Knowledge Management Group - KMG) ein. Gemäß dem vereinbarten Arbeitsprogramm sowie den Überlegungen des ETSON Boards und der KMG, die bei den ETSON Members verfügbaren Informationen leichter für alle ETSON-Mitglieder (und teilweise für die Öffentlichkeit) verfügbar zu machen, startete die GRS eine Initiative zur Implementierung eines gemeinsamen Informationspools [15-03-27]. Um eine schnelle Verfügbarkeit zu ermöglichen, soll dieser in das bereits bestehende ETSON Portal (ggf. ETSON-Internetseite) integriert werden. Von der GRS entwickelte konzeptionelle Überlegungen zur Gestaltung und Umsetzung eines entsprechenden SharePoint Bereiches (ETSON InfoPool) wurden mit den ETSON-Partnern diskutiert. Es wurde vereinbart, dass vorerst alle frei im Internet verfügbaren Informationen zusammengestellt und strukturiert bereitgestellt werden sollen. In einem zweiten Schritt wurde ein Prototyp des ETSON-InfoPools auf dem ETSON-Portal erstellt und die von den Partnern zur Verfügung gestellten Informationen eingepflegt. Die Ergebnisse wurden im Rahmen der Eurosafe 2015 und 2016 diskutiert. Die Nutzung dieses Informationspools sowie die weitere Vervollkommnung erfolgen gemeinsam mit allen ETSON-Mitgliedern.

Weiterhin wurden die Vorbereitungsarbeiten zur Migration der Inhalte des EUROSAFE ETSON Portals (EEP) nach SharePoint 2013 im Jahr 2015 als auch die Migration des Portals selbst im Jahr 2016 abgeschlossen.

15.8 Teilnahme und Auswertung ausgewählter Veranstaltungen und Tagungen

Eine wichtige Informationsquelle als auch Möglichkeit zum Austausch mit Behörden und TSOs sind Veranstaltungen und Tagungen in den mittel- und osteuropäischen

Ländern. Informationen zu den Veranstaltungen und zu den dabei erhaltenen Unterlagen werden in Reiseberichten dokumentiert oder sind auf dem Portal für nukleare Sicherheit verfügbar gemacht worden. Nachfolgend wird beispielhaft über diesbezügliche Veranstaltungen informiert:

Bulatom Konferenz 2015 und 2016

Die GRS nahm an der Konferenz Bulatom des bulgarischen Atomforums im Juni 2015 in Varna teil. Dabei informierte die GRS über speziellen Fragestellungen zur Freigabe von Gebäuden und Gelände kerntechnischer Anlagen [15-02-39]. Bei dieser Gelegenheit erfolgte auch ein Austausch mit dem stellvertretenden Behördenleiter von BNRA zu bilateralen Arbeiten. Es wurde vereinbart, diese im Rahmen von bestehenden Projekten seitens der GRS fortzusetzen. Die GRS nahm ebenfalls an der Konferenz im Jahr 2016 teil. Auch hier erfolgte ein Austausch mit Vertretern bulgarischer Partner.

AtomEco 2015

Im Rahmen des AP 14 erfolgte die Teilnahme eines GRS-Mitarbeiters an der internationalen Konferenz AtomEco im November 2015 in Moskau. Zu dieser Gelegenheit erfolgte auch ein fachlicher Austausch mit Vertretern von Rostechnadzor und SEC NRS zu bilateralen Arbeiten und insbesondere zu den im AP 5 bearbeiteten Themen.

- **Internationale Tagungen zum 30. Jahrestag von Tschernobyl**

Die GRS nahm im April 2016 an zwei Veranstaltungen aus Anlass des 30. Jahrestags des Reaktorunglücks im KKW Tschernobyl in Kiew teil. Die internationale Konferenz „Kernenergie: 30 Jahre nach Tschernobyl“, wurde vom ukrainischen Betreiberkonzern Energoatom und der ukrainischen kerntechnischen Gesellschaft organisiert. Die Veranstaltung war insbesondere den aktuellen Themen der ukrainischen Kernenergiepolitik, der Priorität der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit und der Transparenz in der Nutzung der Kernenergie gewidmet. Das internationale Forum „Tschernobyls Hinterlassenschaft für die nukleare Sicherheit in der Welt“ behandelte in drei Plenarsitzungen Themen wie die neue Strategie einer weltweiten nuklearen Sicherheit, technologische humanitäre und internationale Aspekte der Tschernobyl-Hinterlassenschaft sowie Aufgaben zur Lösung der immer noch offenen Probleme in und um Tschernobyls Reaktor N°4.

- **Dialog-Forum „«Nuclear Energy, Environment, Safety-2016“**

Im November 2016 beteiligte sich die GRS am gemeinsam von Rosatom und Rostechnadzor organisierten 11. Internationalen öffentlichen Dialog-Forum „«Nuclear Energy, Environment, Safety-2016“ in Moskau, an der ca. 330 Teilnehmern aus 18 Ländern und ca. 100 Organisationen teilnahmen. Veranstaltungsziel war die Information der breiten Öffentlichkeit über aktuelle Fragen und perspektivische Entwicklung der Kernenergienutzung, der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit sowie der Stilllegung von Kernanlagen und Sanierung der Standorte. In einem Rundtisch-Forum wurden Fragen der Interaktion mit der Öffentlichkeit im Zusammenhang mit der Realisierung von Kernenergieanlagen diskutiert. Dabei berichtete auch eine Reihe von Vertretern verschiedener westlicher nichtstaatlicher Organisationen über Erfahrungen und Aktionen auf diesem Gebiet. In der Sektion „Regulierung der Sicherheit bei der Nutzung der Kernenergie als integraler Bestandteil des globalen nuklearen Sicherheitssystems“ bestand die Möglichkeit zu einer ausführlichen Vorstellung der Aufgaben und Tätigkeit der GRS. Daneben wurde der Aufenthalt in Moskau für Arbeitstreffen mit Vertretern der beiden russischen TSO SEC NRS und VO Safety zu genutzt, in denen sich diese Firmen ausführlich vorstellten und gemeinsame Interessen für die Fortführung der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit identifiziert wurden.

16 Tschernobyl-Aktivitäten (AP 15)

16.1 Zielsetzung

Die seit mehreren Jahrzehnten durchgeführten international und national finanzierten Programme zur Unterstützung der Ukraine bei der Beherrschung und Bewältigung der Folgen des Reaktorunfalles von Tschernobyl haben zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit, des Strahlenschutzes und zur Verringerung der vom Unfallort ausgehenden Gefahren für Mensch und Umwelt geführt. Dabei wurde eine umfangreiche Wissensbasis über Auswirkung und Folgen sowie deren Minimierung, aber auch über mögliche Konzepte zur Beherrschung schwerer Störfälle und zum Umgang mit kernbrennstoffhaltigen Materialien und radioaktiven Abfällen geschaffen.

Die GRS ist seit vielen Jahren im Rahmen verschiedener Projekte an Maßnahmen zur technischen Sicherung der Überreste des havarierten Reaktors, des Sarkophags, aber auch beim Umgang mit unfallbedingt angefallenen radioaktiven Abfällen und der Sanierung kontaminierter Areale beteiligt. Mit dieser Zusammenarbeit im Rahmen internationaler Gremien und Konsortien konnte die GRS grundlegende Erkenntnisse über diese Thematik erlangen und für die Vervollkommnung ihrer Wissens- und Kompetenzbasis auswerten und anwenden.

Die derzeit laufenden Arbeiten zur Errichtung des New Safe Confinements, dessen Inbetriebnahme und die weitere konzeptionelle Vorbereitung und Lösung von Fragen der Entsorgung radioaktiver Abfälle, von Kernbrennstoffen und kernbrennstoffhaltigen Materialien sind von großer Bedeutung, auch auf internationaler Ebene. Darüber hinaus befindet sich eine Reihe von Infrastrukturprojekten in der 30 km Zone (z. B. in der Vektor-Anlage) in der Vorbereitung bzw. Realisierung. Auch diese Projekte sind von internationaler Bedeutung.

Zur Sicherung des Informationsflusses und der Aufrechterhaltung und der notwendigen Erweiterung dieser Wissensbasis müssen auch in der Zukunft Aktivitäten im Zusammenhang mit der Bewältigung der Tschernobyl-Unfallfolgen ein wichtiger Bestandteil der Arbeiten der GRS sein.

Da ein direkter Informationsfluss über die Teilnahme an internationalen Projekten, wie zum Beispiel dem beendeten EBRD Projekt SIP-LC, nicht mehr im ausreichenden Um-

fang gegeben ist, ist es notwendig neue Informationsquellen und -wege zu erschließen. Damit soll auch zukünftig eine aktuelle Informationsbasis zur Tschernobyl-Problematik zur Verfügung stehen, um die vom Standort Tschernobyl und der 30 km Zone ausgehenden Gefahren fundiert einschätzen und die weitere Entwicklung des Standortes bewerten zu können. Ebenso sind auch mögliche Auswirkungen der aktuellen politischen und gesellschaftlichen Entwicklungen in der Ukraine für den Standort Tschernobyl zu verfolgen.

16.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

Die Entwicklungen am Standort Tschernobyl und insbesondere am zerstörten Block 4 des KKW Tschernobyl sind gegenwärtig und auch zukünftig Gegenstand weiterer Analysen. Dazu war und ist es notwendig Informationen zu den aktuellen Entwicklungen bei der Realisierung des Shelter Implementation Plan (SIP) und weiterer Aktivitäten am Standort Tschernobyl kontinuierlich zu verfolgen und aufzubereiten.

Auf der Grundlage dieses abgesicherten Fachwissens konnte die GRS fachlich kompetente Antworten auf Presseanfragen und Informationen zu Anfragen des Bundes vorbereiten und auch in Interviews Antworten auf interessierende Fragen geben. Damit kann die GRS auch ihrer Informationspflicht, z.B. über die GRS Homepage zu diesem Thema nachkommen.

Dieses Fachwissen ermöglichte u.a. auch, dass die GRS vorhandene Kenntnisse zum Thema SIP, dem Sarkophag und dem Neuen Sicherem Einschluss in einem Vortrag auf der VDI-Fachkonferenz „Rückbau kerntechnischer Anlagen“ am 23./24.06.2015 in Düsseldorf präsentieren konnte.

Neben dem Sarkophag und dem unmittelbar angrenzendem Territorium mit den dort vorhandenen Lager- und Verarbeitungseinrichtungen für Kernbrennstoffe und radioaktive Abfälle stellt auch weiterhin die 30-km Zone ein Risiko für die Umwelt dar. So kann z.B. durch Waldbrände in der Tschernobylzone ein Aktivitätsaustrag erfolgen. Daneben werden in der 30 km Zone weitere Anlagen für die Verarbeitung, Lagerung und Endlagerung errichtet. Die so gewonnenen Erfahrungen bei der Überwindung der Folgen der Nuklearkatastrophe von Tschernobyl sind ein wertvoller und unverzichtbarer Beitrag auch zur Entwicklung von entsprechenden Strategien in anderen Ländern.

Etappe	Ziele	Zeitraum
0	Reduzierung der Auswirkungen des Störfalls: Errichtung des Sarkophags	26. April 1986 bis 30. November 1986
1	Meilenstein 1 SIP: Stabilisierung	2004 - 2008
2	Meilenstein 2 SIP: Bau des Neuen Sicheren Einschlusses	2009 - 2017
3	Meilenstein 3 Bergung der kernbrennstoffhaltigen Materialien und Endlagerung	Bis 2117
4	Stilllegung	Nach 2117

Tschernobyl - Der „Shelter Implementation Plan“ (SIP) - 23. Juni 2015 - 26

Abb. 16.1 Etappen und Strategien der Konversion des Sarkophags

Besondere Aufmerksamkeit erhält die Situation in und um Tschernobyl in Vorbereitung des jeweiligen Jahrestages der Reaktorkatastrophe. Der 30. Jahrestag des Unfalls stand insbesondere im Focus der Öffentlichkeit. Speziell dazu erfolgten umfangreiche Dokumentationsarbeiten, die auf dem gemeinsamen BMUB/GRS Info-Server verfügbar sind. Umfangreiche Arbeiten erfolgten auch im Zusammenhang mit der Erstellung einer Hintergrundinformation („Factsheet“) zum Reaktorunfall von Tschernobyl

Gemäß dem Unterauftrag mit dem SSTC NRS wurde durch SSTC ein Bericht zur o.g. Analyse vorbereitet /SST 17/. Dieser Bericht wurde während eines Abschlusstreffens für diese Arbeiten zusammen mit der Ukrainischen Behörde SNRIU und Vertretern des KKW Tschernobyl präsentiert und diskutiert. Ein wesentliches Ergebnis dieser Arbeiten ist die Möglichkeit, aufbauend auf den durchgeführten Analysen und vorhandenen bzw. sich in der Vorbereitung befindlichen Normen und Richtlinien eine spezielle Richtlinie für den sicheren Betrieb des Sarkophags unter dem NSC vorzubereiten.

Es wurde im Rahmen der gemeinsamen Arbeiten nochmals darauf verwiesen, dass ohne die Weiterführung von Demontage- und/oder Stabilisierungsarbeiten der Sarkophag nicht als ein sicheres Objekt zu betrachten ist.

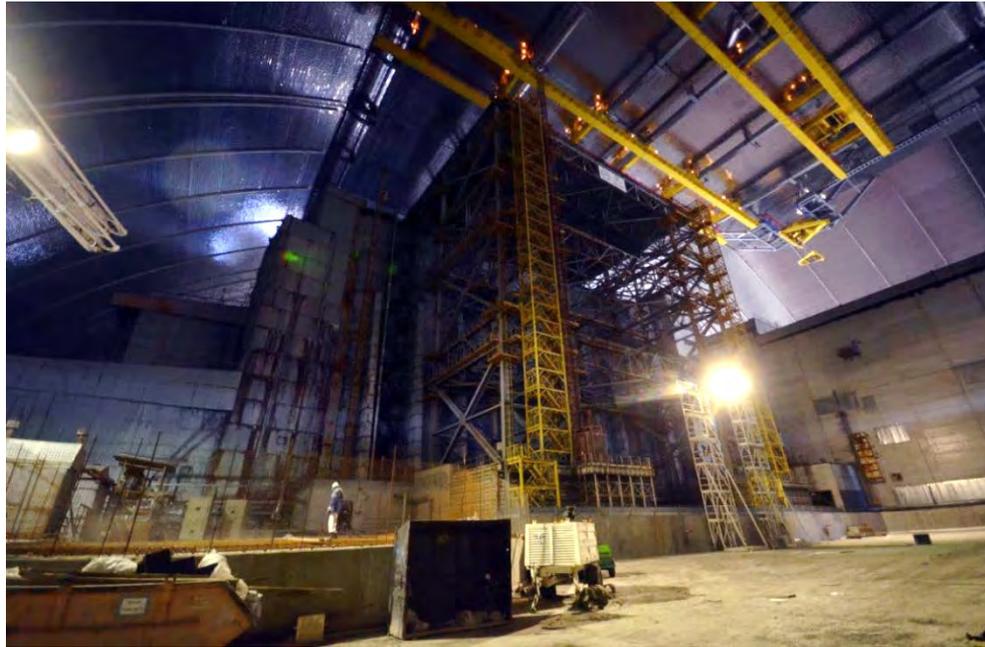


Abb. 16.2 Blick auf den Sarkophag nach Platzierung des NSC

In dem gemeinsam von Experten des SSTC NRS und der GRS verfassten Artikel „Shelter Implementation Plan at the Stage of Radiation Risks Elimination for Public“ für die ukrainische wissenschaftliche Zeitschrift „Nuclear and Radiation Safety“ wurden Details zu den erzielten Arbeitsergebnissen im Rahmen des SIP dargestellt /KIL 17/. Dabei erfolgte auch eine Bewertung der aktuellen sicherheitstechnischen Lage.

16.3 Zusammenfassung und Ausblick

Im Arbeitspaket 15 „Tschernobyl-Aktivitäten“ des Vorhabens 3614R01520 (LV-2) wurden Fragen zur Einschätzung des Sicherheitsniveaus am Standort Tschernobyl und insbesondere des Sarkophags bearbeitet. Diese Arbeiten erfolgten komplementär und in enger Abstimmung mit einem weiteren Vorhaben der GRS zu dieser Thematik, welches mehr auf die systematische Sammlung und Aufbereitung von Daten gerichtet ist. Die im vorliegenden Bericht präsentierten Arbeiten legen dagegen ihren Fokus auf genehmigungstechnische und regulatorische Fragen, Als ein Ergebnis ist die Erstellung einer Analyse von Faktoren und Bedingungen des sicheren Betriebs des Sarkophags unter dem NSC zu sehen. Die Möglichkeit der Fortsetzung der gemeinsamen Arbeiten auf diesem Gebiet in einem Folgevorhaben wird sowohl von SSTC NRS als auch der GRS ausdrücklich begrüßt und würde dazu beitragen den aktuellen Kenntnisstand zur sicherheitstechnischen Situation am Standort Tschernobyl, einschließlich regulatorischer Fragestellungen weiter zu vertiefen und auf einem aktuellen Stand zu halten.

17 Weiterentwicklung von internationalen Netzwerken der nuklearen Sicherheit (AP 16)

17.1 Zielsetzung

Im Rahmen dieses Arbeitspaketes sollten die Entwicklungs- und Erprobungsarbeiten zur Nutzung von Netzwerken zur nuklearen Sicherheit und Sicherung, insbesondere die jeweiligen nationalen nuklearen regulatorischen Portale (engl. National Nuclear Regulatory Portal - NNRP), als Interface zwischen nationalen Informations- und Wissensressourcen und dem globalen Netzwerk GNSSN sowie anderer Elemente der Netzwerke fortgeführt werden.

Dazu zählte auch die Mitarbeit an den regionalen Workshops und Schulungen für nationale Koordinatoren von Ländern, die an der Entwicklung der NNRP bereits beteiligt sind bzw. die neu hinzukommen, sowie an den IAEA Expert Missions zum Aufbau der nationalen Portale für die ausgewählten Mitgliedsländer.

In diesem AP waren verschiedene Aktivitäten vorgesehen, u. a. die Aktualisierung, Anpassung und Ergänzung des deutschen NNRP und anderer Netzwerkelemente des GNSSN. Weitere Aktivitäten betreffen die Kooperation mit der IAEA und anderen Mitgliedsstaaten zur Weiterentwicklung und Nutzung der nationalen Portale sowie des GNSSN und der GNSSN-Ressourcen. Ebenso erfolgten Methodentransfer und Kooperation mit ausgewählten Regulatoren beim Aufbau ihrer nationalen Portale.

17.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

Während der Vorhaben-Laufzeit hat die GRS kontinuierlich und teilweise federführend an der konzeptionellen und inhaltlichen Entwicklung und Optimierung des GNSSN und der GNSSN-Ressourcen, insbesondere die NNRP-Portale, mitgearbeitet. Grundlage für diese Arbeiten bildeten sowohl die Kenntnisse der GRS aus BMUB-Vorhaben zum internationalen Wissensmanagement als auch die in diesem Vorhaben durchgeführten Arbeiten im Arbeitspaket 13. Dabei wurden die Erfahrungen aus der Erprobung und der Pilotanwendung und Nutzung vom InfoServer in den internationalen Maßstab umgesetzt. Des Weiteren setzte die GRS ihre Mitarbeit in den IAEA regionalen Workshops sowie Consultancy und technischen Meetings zur Weiterentwicklung und Nutzung der NNRP sowie der GNSSN-Ressourcen fort.

17.2.1 Entwicklung der Nationalen Nuklearen Regulatorischen Portale (NNRP)

Die nationalen nuklearen regulatorischen Portale wurden in Rahmen des globalen Netzwerkes GNSSN geschaffen um die Mission des GNSSN zu unterstützen. Die NNRPs sind einerseits Teil des GNSSN und andererseits stellen sie den Zugang zu den nationalen Informations- und Wissensressourcen der IAEO-Mitgliedsstaaten dar. Das jeweilige NNRP beinhaltet die Informationen über kerntechnische Anlagen und die strahlenschutzrelevanten Aktivitäten. Es beschreibt ebenso die Rolle der Regierung und der Behörden bei der zivilen Nutzung der Kernenergie. Die Information bietet Hilfe zum Verständnis dessen, wie die Regulierung auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit in einzelnen Mitgliedsstaaten organisiert ist und wie sie zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit und des physischen Schutzes dient.

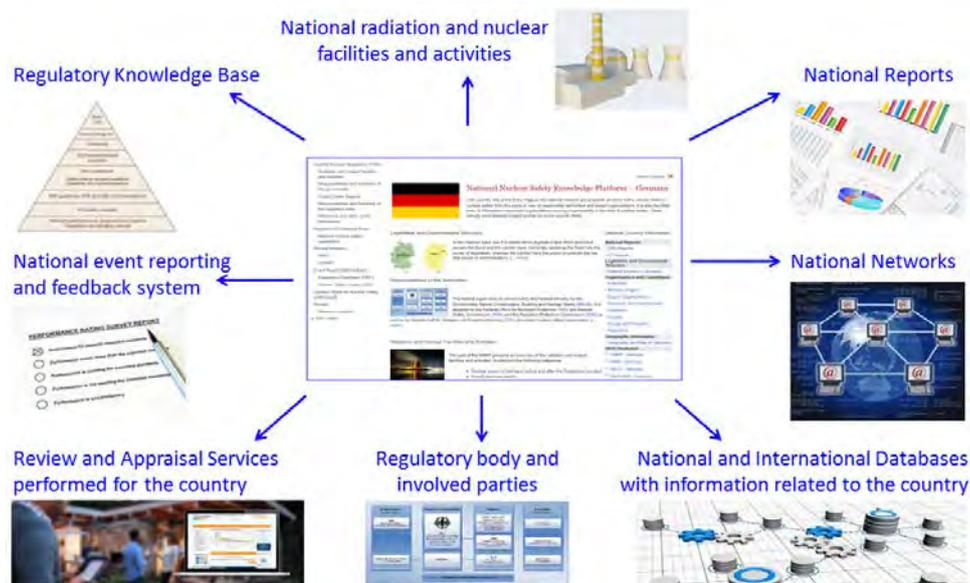


Abb. 17.1 Informationsbereich der nationalen Plattformen innerhalb des GNSSN

Im Laufe der Projektlaufzeit wurde bei der IAEO unter Beteiligung der GRS das Konzept der nationalen nuklearen regulatorischen Portale weiterentwickelt, dass neben dem NNRP-Teil (jetzt als Informationsbereich genannt) auch national genutzte Wissens- und Kollaborationsbereiche (ähnlich dem Portal für nukleare Sicherheit - PNS sowie GRS Cooperation Portal - GCP auf dem InfoServer) konzipiert und erprobt werden. Diese weiterentwickelten NNRPs werden künftig bei der IAEO als nationale Wissensplattformen für nukleare Sicherheit bezeichnet (National Nuclear Safety Knowledge Platforms - NNSKP).

Zur inhaltlichen und konzeptionellen Weiterentwicklung der nationalen Plattformen sowie zur Unterstützung von Staaten beim Aufbau ihrer NNRP/NNSKPs war die Kooperation mit der IAEO und anderen Mitgliedsstaaten wichtig. Dazu wurden von der IAEO unter Beteiligung der GRS mehrere Workshops, Consultancy Meetings und IAEO Expert Missionen organisiert und durchgeführt.

Im Dezember 2014 nahm ein Mitarbeiter der GRS als Experte an einer IAEO Expert Mission bei der japanischen Aufsichtsbehörde (NRA) in Tokio/Japan teil. Ziel des Expert Meetings war die Vorstellung der nationalen nuklearen regulatorischen Portale innerhalb des GNSSN und die Diskussion über Möglichkeiten und Ausgestaltung eines eigenen japanischen NNRP. Der teilnehmende GRS-Experte informierte ausführlich über das deutsche Wissensmanagement im Bereich nukleare Sicherheit, den generelle Aufbau und die Architektur eines NNRP und stellte das deutsche NNRP vor. Seitens der IAEA wurde betont, dass beim GNSSN großes Interesse daran besteht, dass Japan als asiatisches Land mit einer entwickelten nuklearen Infrastruktur ein NNRP entwickelt und damit im asiatischen Raum eine beispielgebende Rolle einnimmt.

Im Januar 2015 wurde in Minsk/Weißrussland der erste regionale NNRP Workshop für Länder der Europäischen Region von der IAEO organisiert. Das Hauptziel des Workshops war die Vermittlung von Informationen an die Mitgliedsstaaten über die Idee des NNRP, die Präsentation des NNRP Konzeptes sowie die Schulung der National Contact Points im Umgang mit den SharePoint-basierten NNRP-Portalen. Ein großer Teil des Workshops erfolgte in Form eines Trainings, bei dem SharePoint-Grundlagen vermittelt und die praktische Handhabung geübt wurden.

Angesichts des massiven Ausbaus der Kernenergie in China und dem damit verbundenen steigenden institutionsübergreifenden Zusammenwirken beschloss das Sekretariat des GNSSN im April 2015 eine IAEO Expert Mission zur Entwicklung einer Chinesischen Wissensplattform für Nukleare Sicherheit unter dem NNRP im Rahmen des Globalen Netzwerkes GNSSN zu organisieren. Das grundlegende Ziel der Expert Mission war es, den Informationsfluss und die Zusammenarbeit zwischen zuständigen chinesischen Behörden und Expertenorganisationen durch die Nutzung des NNRP als eine Nationale Wissens- und Kooperationsplattform für Nukleare Sicherheit zu fördern. Im Ergebnis wurde das chinesische NNRP fast komplett inhaltlich ausgestaltet und in die Liste der NNRP-Beispielländer im passwortgeschützten GNSSN-Bereich aufgenommen.

Auf Bitten des Sekretariates des GNSSN wurde von der GRS ein Cosultancy Meeting zum Thema „National Contact Points (NCP) for National Nuclear Regulatory Portals“ im November 2015 in Berlin organisiert und inhaltlich und organisatorisch betreut. Zielstellung des Treffens war die NCPs von Mitgliedsstaaten, die bereits ein entwickeltes oder im Aufbau befindliches NNRP besitzen, zu einem Meinungs- und Erfahrungsaustausch einzuladen sowie das neue Konzept der Erweiterung des NNRP zu einer „National Nuclear Safety Knowledge Platform“ vorzustellen und zu diskutieren. In der Diskussionsrunde wurde festgehalten, welche Maßnahmen noch umzusetzen sind, damit die Mitgliedsländer ihre nationalen Plattformen reibungslos entwickeln sowie für die nationalen Zwecke nutzen können. Dazu gehören u. a. einige funktionale Verbesserungen der NNRP-Seiten wegen der Darstellungsprobleme nach der Migration des GNSSN auf SharePoint 2013, ein Angebot an Trainings- und Supportmaßnahmen bei dem Aufbau der nationalen Plattformen. Es wurde auch der dringende Wunsch geäußert, die SharePoint-Schulungen anzubieten.



Abb. 17.2 Teilnehmer des IAEO Consultancy Meeting in Berlin

Des Weiteren nahm ein GRS-Mitarbeiter am „GNSSN/ANSN Consultancy Meeting“ zur Schaffung SharePoint-basierter Knowledge Management Plattformen im November 2015 in Kuala Lumpur teil. Ziel des „Consultancy Meetings“ war die Vorstellung der Möglichkeiten, die sich aus dem Angebot der unter dem Dach des globalen Netzwerkes GNSSN entwickelten Wissens- und Informationsplattformen für den Aufbau entsprechender Werkzeuge bei den asiatischen Staaten ergeben. Die teilnehmenden Staaten, die gleichzeitig auch im Asian Nuclear Safety Network (ANSN)

organisiert sind, sollten sensibilisiert werden, sich noch aktiver am Aufbau dieser nationalen Plattformen zu beteiligen.

Im Juni 2016 fand in Wien im Rahmen des GNSSN ein Workshop zur Entwicklung der nationalen Wissensplattformen - NNSKP statt, der von der IAEO für Mitglieder der regionalen Netzwerke FNRBA (afrikanisches Netzwerk), ANNuR (arabisches Netzwerk) und ANSN (asiatisches Netzwerk) organisiert wurde. Auf Bitte von der IAEO war die GRS in die Vorbereitungs- sowie Mitarbeiteraktivitäten involviert. Zielstellung des Workshops war die Präsentation und Diskussion des aktuellen Status der NNSKPs sowie der Wissenstransfer zur Aufbereitung und Gestaltung des Informationsbereiches der NNSKPs. Die Länder haben ihre NNSKP-Seiten mit wichtigen Inhalten ergänzt und ausgebaut. Die NNSKP-Plattformen von Nigeria, Kenia, Vietnam, Malaysia, Ägypten, Süd Afrika, Tunesien, Indonesien und Ethopien wurden stark vorangetrieben, sodass ihre NNSKP-Plattformen in die Liste der finalisierten NNSKPs aufgenommen wurden.

Auf Bitten der IAEO beteiligte sich die GRS am Consultancy Meeting zur Entwicklung der Spanischen Wissensplattformen - NNSKP, welches vom GNSSN-Sekretariat im Rahmen der regionalen Aktivitäten im November 2016 in Wien organisiert wurde. Das grundlegende Ziel des Meeting war, durch die Nutzung der NNSKPs als die Nationalen Wissens- und Kooperationsplattformen für Nukleare Sicherheit den Informationsfluss und die Zusammenarbeit zwischen den FORO-Mitgliedern zu fördern sowie den Aufbau von Kapazitäten in der lateinamerikanischen Region zu stärken. Dabei soll Spanien eine Vorreiterrolle bei der Entwicklung sowie Nutzung der Nuclear Safety Knowledge Platform in Lateinamerika spielen. Ein weiterer wichtiger Aspekt war die Vermittlung von Informationen an den spanischen Vertreter über die Idee der NNSKPs, die Präsentation des NNSKP-Konzeptes sowie die Entwicklung und Gestaltung des NNSKP von Spanien.

Inzwischen sind für 20 IAEO Mitgliedsstaaten die nationalen Wissensplattformen für nukleare Sicherheit verfügbar.



Abb. 17.3 Länder mit finalisieren NNSKP-Plattformen

Die NNSKP-Plattformen werden hauptsächlich von nationalen Regulierungsbehörden und ihren TSOs sowie den IAEO-Mitarbeitern genutzt. Die NNSKP-Seiten sind aktuell nur für autorisierte GNSSN-Nutzer zugänglich. In Zukunft beabsichtigt die IAEO den Informationsbereich der nationalen Plattformen auch für die Öffentlichkeit zugänglich zu machen.



Abb. 17.4 Einstiegsseite zu NNSKP-Plattformen im geschlossenen Bereich des GNSSN

17.2.2 Weitere durchgeführte Aktivitäten im Rahmen dieses Arbeitspaketes

Teilnahme am 4th ASEM Seminar on Nuclear Safety

Im Oktober 2015 fand in Madrid/Spanien als Veranstaltung des Asian Europe Meeting (ASEM) das „4th ASEM Seminar on Nuclear Safety“ statt. Themenschwerpunkt war „Knowledge Management to Enhance Nuclear Safety“. Die GRS war auf der Veranstaltung mit einem Vortrag vertreten, in dem Struktur, Aufbau Arbeitsweise des und Erfahrungen beim Umgang mit dem BMUB/GRS-InfoServer dargelegt wurden.

Teilnahme an der 3rd International Conference on Nuclear Knowledge Management

Die Konferenz zum Wissensmanagement fand im November 2016 bei der IAEO in Wien statt. Gegenstand war die Diskussion der wachsenden Bedeutung eines effektiven Wissensmanagements als Ressource für die Erhöhung der kerntechnischen Sicherheit. Vorgestellt und diskutiert wurden die Grundsätze für ein entsprechendes Wissensmanagement die damit verbundenen Herausforderungen, Entwicklungsrichtlinien und die Rolle des NKM für die nachhaltige Gewährleistung nuklearer Sicherheit im Rahmen regulatorischer, technisch-wissenschaftlicher und Betreiberaktivitäten /KRM 16/.

Teilnahme am IAEA FORATOM 14th Workshop Leadership and Management – From Standards to Practices

Im 2016 fand ein gemeinsam von IAEO und FORATOM organisierter Workshop zu Leadership und Management in Wien statt. Themen waren die aktuellen Herausforderungen auf den Gebieten Unternehmenskultur, Change Management, Führung und Managementsysteme. Ein GRS-Mitarbeiter nahm an der Veranstaltung teil und präsentierte zwei Postervorträge zu den Themen „Change Management“ und „Integriertes Managementsystem“.

Die Ergebnisse dieses Arbeitspaketes sind auf dem institutionsübergreifend genutzten Wissens- und Informationsportal für nukleare Sicherheit (InfoServer) für die jeweils berechtigten Teammitglieder verfügbar. Dazu gehören Verbesserungsvorschläge zur Weiterentwicklung des GNSSN inklusive der NNRP/NNSKPs, Hintergrundinformationen, Reiseberichte, Vermerke und Sachstandsberichte.

18 Internationale Kooperation und Mitarbeit in multilateralen Aktivitäten (AP 17)

18.1 Zielsetzung

Ziele und Schwerpunkte des Arbeitspakets 17 waren der Wissenserwerb sowie der Erfahrungsaustausch durch Beteiligung an internationalen Gremien, insbesondere am WWER Regulators Forum, an dessen Arbeitsgruppen sowie an der armenischen Sicherheitskommission NESC. Darüber hinaus erfolgte die Teilnahme an und die Auswertung ausgewählter wichtiger wiederkehrender Tagungen/Konferenzen zur kern-technischen Sicherheit mit dem Ziel der Erfassung des Standes von Wissenschaft und Technik, der technischen Zusammenarbeit, des Wissenserhalts und des Erfahrungsaustausches der GRS.

18.2 Jahrestreffen des WWER Regulators Forum

Eine langfristige Aufgabe bestand in der Mitarbeit im WWER Regulators Forum der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der WWER-Betreiberländer (in der Vergangenheit auch bezeichnet als WWER Cooperation Forum, ehemals Komitee der WWER-Sicherheitsbehörden) sowie bei Bedarf in dessen Arbeitsgruppen. Während der Laufzeit des Vorhabens fanden drei Treffen des Forums (2015 in Armenien, 2016 in Russland und 2017 im Iran) statt. Da sich hier ranghohe Vertreter der Regulatoren treffen und informell austauschen sind die Veranstaltungen immer informativ. Die GRS nahm daran als Beobachter teil. Auf den Treffen des WWER Regulators Forums berichten die Behördenchefs im Wesentlichen zu den drei Aspekten Kernenergieentwicklung, behördliche Entwicklung und aktuelle Ereignisse im Zeitraum zwischen der aktuellen und der letzten Veranstaltung. Die Beobachter (GRS, IAEO) informieren über interessierende Themen der internationalen Kooperation. Alle Informationen und Unterlagen dieser Treffen werden vertraulich behandelt. Sie sind für Berechtigte über den InfoServer im Teambereich WWER-Forum verfügbar.

Das 22. Jahrestreffen des WWER Regulators Forums fand im September 2015 in Jerewan/Armenien statt. Die Informationen zu den Ländern und Arbeitsgruppen waren wie immer von großem Interesse. Armenien selbst berichtete u.a. über die Ergebnisse der IRRS-Mission vom Sommer 2015 und über die Vorbereitung von Sicherheitsverbesserungen sowie Arbeiten zur Lebensdauerverlängerung, die auf Grundlage eines

Kredits von Russland umgesetzt werden sollen. Der Nationale Stress-Test-Bericht wurde im August 2015 an die EC übergeben. Zwei der drei zeitlich befristeten Arbeitsgruppen informierten über die durchgeführten Arbeiten. Diskutiert wurde des Weiteren die Einrichtung einer Gruppe, die sich mit Fragen der Alterung bei WWERs beschäftigen soll. Die Vertreter der iranischen Behörde, die seit der Inbetriebnahme des KKW Bushehr erstmalig wieder teilnahmen, äußerten ihr Interesse an der Teilnahme an allen Aktivitäten des Forums sowie an einer Kooperation und dem Erfahrungsaustausch mit ausländischen Partnerorganisationen.

Im Juli 2016 fand das 23. Treffen des WWER Regulators Forums in Murmansk/Russland statt. Auch hier wurden die aktuellsten Informationen zum Genehmigungssystem und zum Status der Nutzung der Kernenergie in diesen Ländern offen ausgetauscht. Ebenso wurde der Fortschritt der Arbeit der Arbeitsgruppen eingeschätzt und die weiteren Aktionsvorschläge bestätigt. Ein Schwerpunktthema des Treffens waren die Erfahrungen in den Mitgliedsländern mit der Alterung (sowohl von Ausrüstungen, Gebäuden und Komponenten als auch des Personals). Auf dem Treffen wurde dann auch die Bildung einer entsprechenden Arbeitsgruppe vereinbart. Fortschrittsberichte wurden zur Tätigkeit der Arbeitsgruppen „Inbetriebsetzung“ sowie „Reaktorphysik“ präsentiert. Beschlossen wurde die Einstellung der bestehenden AG „Inbetriebsetzung“, da Inbetriebsetzungsfragen zwischenzeitlich besser in der neu geschaffenen WWER-Gruppe im MDEP behandelt werden. Der Besuch des KKW Kola war ebenfalls auf Fragen der Alterung sowie auf die Maßnahmen nach Fukushima fokussiert. Die GRS berichtete über die Erfahrungen und Kompetenz bezüglich der Alterung von KKW-Komponenten und mit der Kernenergie insgesamt verbundenen Ausrüstungen, wie z. B. Transport- und Lagerungsbehältern.

Im Mai 2017 fand das 24. Jahrestreffen des Forums der Regulatoren von Staaten mit WWER-Reaktoren in Isfahan/Iran statt. Damit trafen sich die Chefs der WWER-Regulatoren zum ersten Mal im Iran und zum zweiten Mal in einem nichteuropäischen Land. Die Behördenchefs des WWER Regulators Forum berichteten über aktuelle Entwicklungen zu den drei Aspekten Kernenergieentwicklung, behördliche Entwicklung und aktuelle Ereignisse sowie erneut über Aspekte der Alterung in den kerntechnischen Anlagen ihrer Länder. Präsentiert wurden ebenso die Ergebnisse der Arbeitsgruppe Reaktorphysik sowie die künftige Thematik der neuen Arbeitsgruppe Alterung. Für die iranische Behörde war das Treffen besonders wichtig. Ihre intensivere Einbindung in die internationale Kooperation und den Erfahrungsaustausch führt zur Stär-

kung der eigenen Autorität und der nuklearen Sicherheit beim Betrieb und Bau der iranischen KKW. Hervorgehoben wurde die Bedeutung des offenen und informativen Wissens- und Erfahrungsaustausches auf höchster Ebene der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden für WWER-Reaktoren.

18.3 Mitarbeit in den Arbeitsgruppen des WWER Regulators Forum

Im Zeitraum 2014 bis 2017 waren folgende Arbeitsgruppen des WWER Regulators Forum aktiv oder wurden gebildet:

- Working Group on Regulatory Use of PSA (PSAWG)
- Reactor Physics Analysis Working Group (RPWG)
- Working Group on Commissioning of new WWERs (CommWG)
- Ageing Management Working Group (AMWG)

Entsprechend der üblichen Vorgehensweise des Forums sind die Arbeitsgruppen in der Regel zeitlich befristet tätig. Entsprechend ihrem Mandat berichten sie über die ihre Arbeit, die erzielten Ergebnisse und die weitere Planung.

Die GRS hat an den Arbeiten der PSAWG und der RPWG teilgenommen und beabsichtigt an der AMWG teilzunehmen. Im Weiteren wird über einzelne Aktivitäten kurz informiert.

18.3.1 Working Group on Regulatory Use of PSA (PSAWG)

Im Rahmen der Mitarbeit der GRS in der PSAWG nahmen GRS-Experten an allen fünf Treffen der Arbeitsgruppe im Vorhabenzeitraum teil:

- 11.-13.02.2015 in Helsinki,
- 25.-27.08.2015 in Jerewan,
- 08.-10.03.2016 in Budapest,
- 27.-29.09.2016 in Bratislava,
- 04.-06.04.2017 in Prag.

Die Teilnehmer des Arbeitsgruppentreffens bei STUK in Helsinki informierten sich gegenseitig über aktuelle Aufgaben und Ergebnisse auf dem Gebiet der PSA für äußere Einwirkungen in ihren jeweiligen Ländern. Die GRS berichtete dabei über die Lehren

aus dem Unfall im japanischen KKW Fukushima-Daiichi in Bezug auf PSA und gab eine Übersicht über die der GRS bekannten internationale Aktivitäten auf diesem Gebiet mit Schwerpunkt auf den bisherigen Ergebnissen aus dem laufenden EU-Forschungsvorhaben ASAMP_{SA}_E (Advanced Safety Assessment Methodologies: Extended PSA).

Während des Meetings bei der bulgarischen Behörde BNRA in Sofia im August 2015 informierte die IAEA über die Auswertung der Erfahrungen aus dem Fukushima-Unfall bezüglich PSA, des Weiteren wurde über nationale Erfahrungen bei der Einbeziehung von externen Ereignissen in die PSA und der nationalen Erfahrungen aus dem Fukushima-Unfall bezüglich PSA beraten. Der Arbeitsplan für die nächste Zeit wurde vereinbart.

Auf dem Arbeitsgruppentreffen der PSAWG im September 2016 in Bratislava/Slowakei informierte der GRS-Vertreter u.a. über den aktuellen Status des ASAMP_{SA}-E Projektes, insbesondere über das End-User Gruppentreffen Anfang September in Wien. In der zweiten GRS-Präsentation wurde auf den ASAMP_{SA}-E Bericht über die Liste der externen Einwirkungen eingegangen.

Das bisher letzte Treffen der PSAWG fand vom 04. bis 06.04.2017 in Prag statt. Hier stellte der Vertreter von AERB/Indien die behördlichen Vorgaben bei Inspektionen von KKWs und das Vorgehen bei Maintenance efficiency monitoring (MEM) in Indien vor. Darüber hinaus wurde der aktuelle Stand des Berichts über Risk Informed Decision Making (RIDM) sowie des finalen Berichts der Arbeitsgruppe vorgestellt, diskutiert und weiterentwickelt. Das weitere Vorgehen für die Fertigstellung der Berichte wurde vereinbart. Dabei wurde vorgeschlagen, im Oktober 2017 in Helsinki ein weiteres Meeting zur Fertigstellung des finalen Berichts durchzuführen.

18.3.2 Reactor Physics Working Group (RPWG)

Das WWER Regulators Forum beschloss die Bildung der Reactor Physics Working Group (RPWG), um die Zusammenarbeit im Bereich der Neutronenphysik-Analysen für WWER zwischen den Regulatoren und TSOs der interessierten Länder zu intensivieren. Im Moment sind acht Länder aktiv an den RPWG-Meetings beteiligt: Armenien, Weißrussland, Bulgarien, Finnland, Indien, Iran, Deutschland, Ungarn und Russland. Bisher wurden vier RPWG Treffen organisiert und durchgeführt: zwei in Moskau, eines in Deutschland und eines in Armenien.

Die Hauptthemen der Arbeitsgruppe sind:

- Anforderungen des Regulators an die für den Review-Prozess verwendeten Simulationscodes
- von den Regulatoren angewandte Code-Validierungsprozesse
- Informations- und Messdaten-Austausch über Erfahrungen der Regulatoren um die Safety Review in der Neutronenphysik / Thermohydraulik zu unterstützen
- Informationsaustausch über neutronenphysikalische Codes für die Safety Review zum Reaktorkern
- Methoden zur Erstellung von Wirkungsquerschnitt-Bibliotheken für Kernberechnungen
- Anwendung von Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen bei der Durchführung neutronenphysikalischer und/oder thermohydraulischer Berechnungen
- Information über laufende internationale gekoppelte Benchmarks für WWER KKWs
- Teilnahme an internationalen Benchmarks mit Schwerpunkt WWER „start-up“ Benchmarks
- Kontaktaufnahme der RPWG mit den AER Working Groups A-J, um an allen AER Aktivitäten teilzunehmen.

Bei jedem Treffen werden die Themen und die berichtende Organisationen für das nächste Meeting festgelegt.

Auf dem Arbeitsgruppentreffen im Juli 2015 in Jerewan/Armenien informierte die GRS über die deutschen Anforderungen an neutronenphysikalische Codesysteme und die neutronenphysikalische und thermo-hydraulische Rechenkette der GRS. Im März 2016 organisierte die GRS das nächste Treffen der Arbeitsgruppe in Berlin und präsentierte im Vortrag „Uncertainty and sensitivity analysis in coupled code calculations“ die GRS-Methoden zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse der Rechenergebnisse. Im Oktober 2016 nahm die GRS am vierten Treffen der Gruppe in Moskau teil.

Während des vierten Treffens der Arbeitsgruppe in Moskau diskutierten die Teilnehmer über zwei Themenfelder: Anforderungen der Behörden an die Simulationscodes, die bei der Begutachtung der Sicherheitsdokumentation verwendet werden sowie zu den von den Behörden angewandten Validierungsprozeduren. Der GRS-Beitrag war auf

den bevorstehenden OECD/NEA Validation Benchmark on “High quality measurements performed at Russian NPP Rostov-2 (WWER-100)” ausgerichtet.

Das nächste Working Group Meeting wird vom 03. - 05. Juli 2017 am Safety Research Institute of Atomic Energy Regulatory Board (AERB) in Kalpakkam, Tamilnadu, Indien stattfinden. Wie beim letzten Treffen in Moskau geplant, wird die GRS zwei Präsentationen vorstellen:

1. GRS code chain to generate cross section libraries for 3D steady-state/transient core neutron-physics analysis
2. German requirements for nuclear calculation systems

Die Teilnahme der GRS an diesem Meeting ist von besonderer Bedeutung, da u.a. der Rostov-2 Benchmark der OECD/NEA sowie der letzte Entwurf dieser Benchmark Spezifikation diskutiert werden. Die GRS ist Co-Autor des Dokuments und im Rahmen des WTZ- Abkommens mit Russland wird die GRS mit vielen Simulationsrechnungen in den beiden Phasen des Benchmarks beteiligt sein.

18.3.3 Working Group on Commissioning of new WWERs (CommWG)

Diese Arbeitsgruppe, die auf Anregung Indiens initiiert wurde, sollte Themen behandeln, die größtenteils identisch mit der im MDEP geschaffenen Arbeitsgruppe für neue WWER-Konzepte ist. Um Doppelarbeit zu vermeiden wurde 2015 entschieden, die Tätigkeit der Forums Gruppe nicht weiter fortzusetzen und dafür die eigene Beteiligung in der MDEP zu intensivieren. Über die Aktivitäten der MDEP Gruppe wurde auf den Jahrestreffen des WWER Forums 2015 und 2016 ausführlich berichtet. Die GRS nutzt diese Informationen und die Kontakte zu SEC NRS für den Ausbau ihres Wissens zu diesen Themen.

18.3.4 Working Group on Ageing Management (AMWG)

Die Arbeitsgruppe über Alterungsmanagement wurde Sommer 2016 initiiert. Bis zum Mai 2016 erfolgte die Diskussion des ersten Mandates, das auf dem 24. Treffen des WWER Regulators Forum in Isfahan angenommen worden ist. Die GRS wird sich, wie die Mehrzahl der anderen Forums-Mitglieder an der Arbeitsgruppentätigkeit beteiligen.

18.4 Sachstandbericht „Internationale Initiativen bei der Anwendung der Kernenergie“

Im Jahr 2015 wurde der in den Vorjahren genutzte Statusbericht aktualisiert, der einen aktuellen Überblick über multilaterale und internationale Aktivitäten, Vereinbarungen und Initiativen gibt. Aus der Vielzahl der hauptsächlich im Internet recherchierten Unterlagen wurden Informationen von insgesamt ca. 120 neuen Unterlagen in den Bericht übernommen.

Neben Aktualisierungen von Initiativen wurden vor allem Informationen zu den folgenden Initiativen ergänzend aufgenommen: Entwicklung der G8 bzw. G7, Nichtverbreitungsvertrag NPT, Gruppe der Nuklearlieferländer NSG, Internationales Forum Generation IV GIF, Innovative Reaktoren und Kernbrennstoffkreislauf INPRO, Nukleare Sicherung, Umweltpartnerschaft für die Nördliche Dimension NDEP, Globale Initiative zur Bekämpfung von Nuklearterrorismus GICNT, USA Megaports Initiative MI, Initiative von Privatpersonen NTI, Baltische Region Brilliant und die Initiative zum Iran.

Hinsichtlich der bisher verfolgten internationalen Initiativen war allerdings zu beobachten, dass einige Initiativen nicht mehr, wie anfangs geplant, weiter verfolgt werden bzw. zu einigen der Initiativen keine aktuellen Informationen und Ergebnisse veröffentlicht werden. Auf Grund dessen konnten zu diesen Initiativen, wie z. B. Österreich, USA – Russland, Wirtschaftsforum und Italien, keine Aktualisierungen vorgenommen werden. Es ist auch zu beobachten, dass sich bei einigen Initiativen der zeitliche Ablauf der Umsetzung der gestellten Ziele verzögert, wie z. B. bei den Initiativen GIF und GNEP/IFNEC. Neu ist auch die Entwicklung, dass bei wenigen Initiativen die Beendigung beschlossen wurde.

18.5 Teilnahme an einer technischen Mission der WANO im KKW Saporishshja

Eine technische Unterstützungsmission (TSM) der WANO fand im Oktober 2015 im KKW Saporishshja zu Identifikationsmöglichkeiten der freigesetzten Radioaktivität während eines schweren Unfalls mit dem Ziel einer Prognose statt. Die Zielsetzung war ein internationaler Abgleich von Methoden zur frühzeitigen Vorhersage von radioaktiven Freisetzungen und der Einleitung von Gegenmaßnahmen im Falle eines schweren Unfalls.

Von Seiten der GRS wurde über eine Software zur Quelltermprognose auf Basis einer Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) Level 2 und eines BBN (Bayesian Belief Net) berichtet. Die Schnittstelle der GRS-Software zu RODOS wurde seitens des KKW positiv hervorgehoben und der Einsatz einer auf WWER-1000 Anlagen angepassten Version QPRO im ZNPP als erstrebenswert dargestellt. Auch andere Themen fanden starke Beachtung (u.a. Nutzung von Rekombinatoren, Dosismesssensoren im Containment, künftige Nutzung von Quelltermprognosesoftware, Verwendung von vorberechneten Unfallabläufen). Die Erstellung einer Datenbank (elektronisch oder in Papierform) mit relevanten, vorberechneten Freisetzungspfaden und den zugehörigen Quelltermen wurde als überaus wichtig angesehen.

18.6 Teilnahme an Aktivitäten von armenischen Koordinationsgremien (NESC, IAEA Safety Coordination)

Im Oktober 2015 fand das 14. Treffen des Nuklearen Sicherheitsrates des Präsidenten der Republik Armenien in Jerewan statt. Er berät seit 1996 den Präsidenten Armeniens zu sämtlichen Fragen der Sicherheit des armenischen KKW in Medzamor. Das Gremium besteht aus Sicherheitsexperten verschiedener Länder, seine Mitglieder werden vom Präsidenten ernannt und kamen 2015 aus Armenien, den USA, UK, Frankreich, Russland, Tschechien, Slowakei/IAEO und Deutschland.

Einleitend bekräftigte der armenische Präsident die Bedeutung der internationalen Unterstützung für die Betriebsfähigkeit der armenischen KKW. Thematischer Schwerpunkt des Treffens war die praktische Umsetzung der geplanten sicherheitserhöhenden Maßnahmen und der Maßnahmen, die Voraussetzung für die geplante Lebensdauererlängerung sind. In diesem Zusammenhang berichteten sowohl das KKW als auch die atomrechtliche Behörde über die aktuelle Situation. Die armenische Aufsichtsbehörde ANRA steht bezüglich der aktuellen Aufgaben (Lizensierung laufender Sicherheitserhöhungen, EU-Stress-Test, Bewertung der Antragunterlagen und Nachweise zur Lebensdauererlängerung des KKW, Einschätzung der Unterlagen zum KKW-Neubau und zur Strategie der Regierung bezüglich der Behandlung radioaktiver Abfälle) vor großen Herausforderungen. Deshalb ist eine geeignete weitere internationale Unterstützung für die Behörde in Bezug auf Sicherheitsbewertung sowie Aufsicht und Genehmigung von Block 2 des KKW Medzamor bedeutsam.

Ein Vertreter der GRS nimmt seit Jahren auf Wunsch der armenischen Behörde an dem Treffen teil. Dazu gehören auch Vor- und Nachbereitung der Treffen. Das vorhergehende 13. Treffen fand im Jahr 2013 statt.

Ebenso gab es in 2015 einen Informationsaustausch mit Vertretern der IAEO, die für die Koordinierung der Geberländer zuständig sind, die sich an der Sicherheitskooperation für Armenien beteiligen. Auch hieran beteiligte sich die GRS als Beobachter.

Im Rahmen eines Meetings der Geberländer bei der IAEO in Wien im September 2015, an dem sich die GRS als Beobachter beteiligte, stellten die armenischen Vertreter alle Modernisierungsmaßnahmen mit offener Finanzierung vor. Diese Maßnahmen waren strikt nach Empfehlungen des EU-Stresstests klassifiziert. Die vorläufige Zuordnung der Maßnahmen an verschiedene künftige Geber (u.a. USA, RF, EU) lässt einen hohen Koordinierungsaufwand seitens der Industrie und seitens der Behörde vermuten, so dass auch die GRS in ihrer Rolle als Partner der armenischen Behörde und TSO weiterhin gefragt bleibt. Die EU Kommission betonte, dass das KKW keine Unterstützung zur Lebensdauererlängerung erwarten kann, jedoch aus dem Stresstest resultierende Maßnahmen finanziert werden könnten.

18.7 Teilnahme und Auswertung ausgewählter thematischer Tagungen im internationalen Maßstab zur nuklearen Sicherheit im Ausland

Eine wichtige Informationsquelle zur Vertiefung des Wissens über Sicherheitsthemen in mittel- und osteuropäischen Staaten sowie ausgewählten anderen Ländern sind entsprechende Veranstaltungen und Tagungen. Informationen zu den Veranstaltungen und zu den dabei erhaltenen Unterlagen werden in Reiseberichten dokumentiert oder sind auf dem Portal für nukleare Sicherheit verfügbar gemacht worden. Nachfolgend wird beispielhaft über diesbezügliche Veranstaltungen informiert:

Internationaler Kongress und Ausstellung ATOMEXPO 2015 und 2016

In Russland finden inzwischen jährlich drei bis vier zentrale Veranstaltungen von herausragender nationaler und internationaler Bedeutung in Bezug auf die Kernenergieentwicklung und die damit verbundenen Sicherheitsfragen statt, die zu verfolgen sind.

Dazu gehören die fachlich orientierten Veranstaltungen, u.a. die im jährlichen Wechsel als Gidropress-Konferenz (WWER-Konstrukteur) oder als Rosenergoatom-Konferenz

(Betreiberkonzern) bekannten Treffen, sowie Veranstaltungen zu innovativen kerntechnischen Entwicklungen und zu ökologischen Themen.

Herausragend ist aber die jährlich von Rosatom, der Staatskooperation für Nuklearwirtschaft, organisierte AtomExpo. Diese Veranstaltung ist eine Kombination aus internationalem Kongress, Ausstellung und Treffen mit Partnern sowie Interessenten der russischen Nuklearindustrie. Hier werden die strategischen Highlights und deren Implementierung dargestellt. Die GRS hat in der zurückliegenden Zeit an den Veranstaltungen der AtomExpo teilgenommen, um die aktuellen Entwicklungen zur nuklearen Sicherheit und zur Kernenergie in Russland und bei seinen Partnern zu verfolgen. Dies war auch 2015 und 2016 der Fall.

Die Teilnahme an der AtomExpo 2015 und 2016 bot eine gute Gelegenheit, sich umfangreich über die aktuellen Rosatom-Entwicklungen sowie über Kooperationsbeziehungen mit dem Ausland zu informieren. Thematischer Schwerpunkt 2015 war die Zusammenarbeit Russlands mit den BRIC-Staaten. In 2016 lag der Fokus auf dem Zusammenhang von Kernenergienutzung und Umsetzung der Zero-Carbon-Strategy. Rosatom machte deutlich, dass das Unternehmen selbst in die Entwicklung, die Herstellung und die Nutzung der regenerativen Energiequellen aktiv einsteigen werde. Weitere Schwerpunkte waren die wissenschaftliche Basis der Kernenergieentwicklung und die Finanzierungsoptionen des Neubaus kerntechnischer Anlagen. Hier machte Russland deutlich, dass es sein Grundverständnis ist, auch die notwendige Unterstützung – je nach Wunsch und Bedarf – bereitzustellen. Beeindruckend war die Anzahl der Absichtserklärungen, Vereinbarungen und Verträge die während oder am Rand der beiden Veranstaltungen abgeschlossen wurden. Seitens der GRS und des BMUB konnten eine Reihe von Treffen und Gesprächen durchgeführt werden, die es erlaubten aktuelle Themen zu erörtern. Im Nachgang sind auch die Vortragshandouts verfügbar gemacht und auf den InfoServer übernommen worden. Über die Erkenntnisse wurde auf den jeweiligen Jour Fixes informiert.

Side Events der IAEA Generalkonferenzen 2015 und 2016

Die 59. und 60. IAEA Generalkonferenz boten wieder sehr gute Möglichkeiten zum Informationsaustausch und zu Treffen mit Vertretern anderer Länder, insbesondere der atomrechtlichen Behörden und deren TSO. Die GRS hatte im Jahr 2015 auch einen gut besuchten Informationsstand, wo sie über die GRS-Aktivitäten im In- und Ausland informierte. Soweit Unterlagen zu den Side Events der 59. bzw. 60. GK übergeben

worden sind, wurden diese (ausgewählt) auch über das Portal für Nukleare Sicherheit, das von BMUB und GRS genutzt wird, verfügbar gemacht.

AER-Symposium des Verbands „Atomic Energy Research“ (AER) in 2015 und 2016

Im Oktober 2015 fand das 25. AER-Symposium des Verbands „Atomic Energy Research“ (AER) in Balatongyörök, Ungarn, statt. Das AER-Symposium wird jährlich durchgeführt und beschäftigt sich mit den Ergebnissen der Forschung der Mitgliedsorganisationen in den Bereichen Reaktorphysik und Reaktorsicherheit. Der Fokus liegt dabei auf Anlagen des Typs WWER. Die GRS wurde durch drei Mitarbeiter vertreten. In einem Vortrag „Coupled Code Analysis of Uncertainty and Sensitivity of Kalinin-3 Benchmark“ machte sie den starken Einfluss von Unsicherheiten auf die Ergebnisse von Simulationen im kerntechnischen Bereich deutlich. Verwiesen wurde darauf, inwiefern die Reduzierung von Unsicherheiten im Bereich der Instrumentierung und Steuerung den stabilen Betrieb von Kernkraftanlagen unterstützen kann. In einem zweiten Vortrag „Hybrid Thermo - Hydraulic Description of the VVER-1000 Core Using System Code ATHLET“ wurden die Ergebnisse von Rechnungen mit einem komplexen ATHLET-Modell mit einer Vielzahl von parallelen Kanälen verschiedener räumlicher Auflösung diskutiert.

Im Dezember 2015 fand in Budapest/Ungarn ein AER-Arbeitstreffen zum Thema „Scientific Council (SC) of AER Meeting“ statt an dem ein Experte der GRS teilgenommen hat.

Ein GRS-Mitarbeiter nahm im Oktober 2016 am „26th AER-Symposium on VVER Reactor Physics Safety“ in Helsinki/Finnland teil. Auf der Konferenz präsentierte die GRS ihre Arbeiten und Ergebnisse zur multiskalen Modellierung eines WWER-Reaktorkerns mit dem Systemcode ATHLET für detaillierte Kernanalysen.

OECD/NEA Arbeitsgruppentreffen 2016

Im März 2016 fand bei der OECD in Paris ein Arbeitsgruppentreffen (4th Meeting of the Expert Group on Multi-Physics Experimental Data, Benchmarking and Validation (EGMPEBV) OECD Working Group) statt. Das Ziel dieser Arbeitsgruppe ist die Festlegung der Spezifikation eines Benchmarks zur Nachrechnung von Multiphysik-Experimenten und die Vorbereitung geeigneter Daten für die entsprechende Datenba-

sis mit. Die GRS beabsichtigt, sich aktiv gegebenenfalls an diesen Arbeiten zu beteiligen, deshalb hat ein GRS-Experte an dem oben genannten Treffen teilgenommen.

Im November 2016 fand bei der OECD in Paris das 5. Treffen der EGMPEBV OECD Working Group statt. Das Ziel der Taskforce 3 „Experimental Multiphysics Benchmark“, die von einem GRS-Experten geleitet wird, ist es, experimentell basierte Benchmarks für realistische Konfigurationen vorzuschlagen und auszuführen, in denen multiphysikalische Phänomene beobachtet und gemessen werden können. Von russischer Seite werden dafür Inbetriebnahme-Messungen des KKW Rostow bereitgestellt werden. Die Arbeiten sind wichtig um an die notwendige Datenbasis zu gelangen und um die eigenen Analysetools mit denen anderer Staaten vergleichen zu können.

International Conference on Effective Nuclear Regulatory Systems 2016

Im April 2016 fand die International Conference on Effective Nuclear Regulatory Systems bei der IAEO in Wien statt. Neben Vertretern des BMUB nahmen auch drei GRS-Mitarbeiter an der Konferenz teil. Diese Konferenz, organisiert von der IAEO, ist die dritte in einer Serie, die das Ziel haben, die regulatorischen Systeme in den einzelnen Mitgliedstaaten durch gemeinsamen Erfahrungsaustausch und die Diskussion mit verbessern zu helfen. Aufbauend auf den Erfahrungen der Vorgängerkonferenzen in Ottawa, Kanada 2013, Kapstadt, Südafrika 2009 und Moskau, Russland 2006 haben Mitarbeiter von Aufsichtsbehörden aus Ländern mit langjähriger Erfahrung und hoher Kompetenz zusammen mit Behördenvertretern aus Einsteigerländern in die nukleare Technologie über wichtige Aspekte zur organisatorischen und fachlichen Weiterentwicklung der Aufsichtsbehörden diskutiert. Die GRS nutzt die Konferenz um sich über die aktuellen Entwicklungen bei der Entwicklung effektiver regulatorischer Systeme in den Ländern aus Mittel- und Osteuropa zu informieren sowie sich über aktuelle Entwicklungen auszutauschen. Die Konferenzdokumentation ist auf dem InfoServer abgelegt

Technische Arbeitsgruppe für fortschrittliche LWR 2016

Im April 2016 nahm die GRS am „20th Meeting of the Technical Working Group on Advanced Technologies for LWRs (TWG-LWR)“. Das Meeting wurde kombiniert mit dem 16th Meeting of the Technical Working Group on Advanced Technologies for HWRs. Es nahmen ca. 25 Vertreter aus 16 Ländern, hauptsächlich von Industrie, Betreiber und Forschungsinstituten teil. Ziel des Meetings war die Diskussion aktueller Entwicklungen im Bereich der Leicht- und Schwerwasserreaktoren und die Identifikation des gemein-

samen Forschungsbedarfs. Die TWG-LWR hat eine beratende und unterstützende Funktion für die Entwicklung der zukünftigen Aktivitäten und des Arbeitsprogramms des Nuclear Energy Departments bei der IAEO im Bereich der fortschrittlichen Reaktortechnologien. Die Teilnahme an der TWG-LWR ermöglichte die Verfolgung neuer internationaler technischer Entwicklungen auf dem Gebiet der Leichtwasserreaktoren. Damit liefert sie einen Beitrag zur Erfassung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik. Darüber hinaus wurden verschiedenen Entwicklungen in den Ländern deutlich, darunter Forschungsansätze und Ausbaupläne.

Internationale Konferenz „WWER 2016“

Ende Oktober bis Anfang November 2016 fand in Prag die Konferenz „WWER 2016“ statt, an der ein GRS Mitarbeiter teilnahm. Diese Konferenz ist ein wiederkehrendes Forum auf dem Organisationen von WWER-Reaktoren betreibenden Staaten über aktuelle sicherheitstechnische, rechtliche und organisatorische Aspekte bei der Nutzung von WWER-Reaktoren berichten und diskutieren. Schwerpunkte des diesjährigen Konferenzprogramms waren die Energiepolitik in der Tschechischen Republik, welche die weitere langfristige Nutzung der Kernenergie beinhaltet aber auch politische Entwicklungen in anderen Ländern in Europas und außereuropäisch in Ländern, die entweder bereits WWER-Anlagen betrieben oder beabsichtigen in die Nutzung dieser Technologie einzusteigen. Neben der Vorstellung von Planungen für Neubauprojekte in einzelnen Ländern nahm das Thema der Laufzeitverlängerung aus rechtlicher und technischer Sicht breiten Raum im Tagungsprogramm und den einzelnen Vorträgen ein.

8. Internationale Konferenz „Nuclear Power Asia“

Im Berichtszeitraum nahm ein GRS-Mitarbeiter an der 8. Internationale Konferenz „Nuclear Power Asia“ teil, welche im März 2017 in Kuala Lumpur stattgefunden hat. Auf der Konferenz wurde ausführlich über die Entwicklung der Kernenergie in den ASEAN-Staaten sowie über weltweite Arbeiten zur Schaffung einer kerntechnischen Infrastruktur in verschiedenen asiatischen Ländern informiert und diskutiert.

19 Zusammenfassung

Im vorliegenden Abschlussbericht werden die Ergebnisse der Arbeiten zusammenfassend dargestellt, die im Zeitraum Dezember 2014 bis Mai 2017 im BMUB-Vorhaben 3614R01520 „Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit und Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland (insbesondere in Osteuropa und bei INSC-Partnern) - Reaktorbaulinien und Wissensnetze (LV-2)“ realisiert wurden.

Übergeordnetes Ziel dieses Vorhabens war es, die Kompetenz und Effektivität der GRS als technischer Sachverständigenorganisation auf dem Gebiet der Bewertung der sicherheitstechnischen Risiken aus dem Betrieb von ausländischen Kernkraftwerken und der Effektivität der regulatorischen Systeme zu erhalten, zu erweitern und zu vertiefen. Dies erfolgte im vorliegenden Vorhaben durch eigene wissenschaftlich-technische Untersuchungen, die Beteiligung an internationalen Aktivitäten zu Fragen der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit im Ausland sowie durch die Verfolgung der Entwicklung ausgewählter neuer Reaktorkonzepte und der regulatorischen Rahmenbedingungen für Kernanlagen. Das Erarbeiten, Weiterentwickeln, Zusammentragen und Vorhalten des erforderlichen Wissens zur nuklearen Sicherheit (NuSi) im Ausland (insbesondere in Osteuropa) wurde systematisch fortgesetzt.

In der GRS wurde seit Beginn der 90er Jahre des vergangenen Jahrhunderts ein Kompetenzteam „Nukleare Sicherheit in Osteuropa“ aufgebaut. Ein wichtiges Ziel der durchgeführten Arbeiten war es, diese Kompetenz zur nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken russischen Designs aufrechtzuerhalten und weiter zu entwickeln. Demgemäß wurden im Vorhaben eine Reihe von Aufgaben zum Erhalt, zur Aktualisierung und zur systematischen Erweiterung der Wissensbasis der GRS sowohl für bereits betriebene Anlagen russischen Designs als auch für Neubauprojekte bzw. –konzepte durchgeführt. Darüber hinaus haben auch Arbeiten zur Verfolgung, Analyse und Bewertung der internationalen Entwicklungen im Hinblick auf geplante westliche und asiatische Reaktorkonzepte im Vorhaben zunehmend an Bedeutung gewonnen.

Im Vorhaben wurde ein breites Spektrum technischer Einzelfragen mit Relevanz für die nukleare Sicherheit für unterschiedliche Anlagen bzw. Reaktorbaulinien untersucht. Dabei wurden die Methoden und Simulationsprogramme der GRS in enger internationaler Zusammenarbeit an die Spezifik der ausländischen Anlagen angepasst, teilweise weiterentwickelt und für die Analyse ausgewählter sicherheitstechnischer Fragestellungen eingesetzt. Die Ergebnisse dieser Arbeiten für die ausländischen Reaktoren haben

eine über den Einzelfall hinausgehende Bedeutung für die Weiterentwicklung und Validierung der GRS-Methoden und Simulationsprogramme für die Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken. Die wichtigsten Partner der GRS in der internationalen Zusammenarbeit in diesem Vorhaben waren hierbei die TSO der atomrechtlichen Behörden der Betreiberländer von WWER-Reaktoren, in Einzelfällen aber auch industriennahe Forschungs- und Entwicklungseinrichtungen dieser Länder.

Ein weiteres Ziel bestand in der Weiterentwicklung und pilotartigen Erprobung von Methoden des Wissensmanagements und von Kooperationsplattformen. Unter Federführung der IAEO beteiligte sich die GRS aktiv an der Weiterentwicklung und Implementierung eines umfassenden Systems für nukleare Sicherheit und Sicherung. Hier sind die engen Kontakte der GRS zu den Regulatoren aus Osteuropa und anderen Regionen von Vorteil. Die zur Bewertung und Verbesserung der nuklearen Sicherheit in Osteuropa aufgebauten Fachkompetenzen werden für die Stärkung der nuklearen Sicherheit unter den Bedingungen globalisierter Anforderungen genutzt.

Die große Zahl verschiedener Arbeitsaufgaben war aus Gründen der besseren Übersichtlichkeit insgesamt siebzehn Arbeitspaketen (AP) zugeordnet worden.

Im AP 1 „*Projektmanagement und –controlling*“ wurden während der Laufzeit des Projektes kontinuierlich die erforderlichen Aktivitäten zu Planung, Koordinierung, Organisation der Arbeiten sowie zum Controlling des Vorhabens durchgeführt. Für die Abstimmung der Aufgaben mit den Fachabteilungen der GRS, externen Sachverständigen und mit potentiellen ausländischen Partnern wurden zahlreiche Abstimmungsgespräche durchgeführt und entsprechende Festlegungen getroffen. Zum jeweiligen Jahresbeginn wurden präzisierte Jahresarbeitsprogramme erstellt und mit den beteiligten Fachabteilungen bzw. Experten sowie dem Auftraggeber abgestimmt. Zur Anpassung des Arbeitsprogramms des Vorhabens an veränderte Rahmenbedingungen wurden sechs Änderungsanträge vorbereitet und umgesetzt.

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

Im AP 2 „*Informationsaustausch und Programmkoordination*“ wurden dem Auftraggeber der erreichte Arbeitsstand und die erzielten Zwischenergebnisse vorgestellt im

Rahmen der regelmäßig stattfindenden Besprechungen von BMUB/BfS/GRS („JF NuSi Ausland“) 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.

Die Jour fixes (JF) dienten in erster Linie dem umfassenden Informationsaustausch der Kernteams von GRS und BMUB, die sich mit Fragen der nuklearen Sicherheit in Osteuropa bzw. im Ausland befassen. Die behandelten Themen waren dabei nicht auf das Vorhaben 3614R01520 beschränkt sondern betrafen alle relevanten Aspekte mit Bezug zur nuklearen Sicherheit im Ausland. (z. B. andere BMUB-Vorhaben auf diesem Gebiet, INSC-Vorhaben, Zusammenarbeit mit der EU, EBRD-Gremien, G7 AG Nukleare Sicherheit)Gremien, ,)

Im AP 3 „*Baulinienspezifische Arbeiten und GRS-Baulinienhandbücher*“ wurden die Arbeiten der GRS zur systematischen baulinienspezifischen Erfassung, Analyse und Zusammenfassung von Informationen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen russischen Designs mit Schwerpunkt auf den in Betrieb befindlichen Anlagen in Mittel- und Osteuropa unter einheitlichen fachlichen Gesichtspunkten fortgeführt. Hierzu wurden alle verfügbaren Informationsquellen, wie Pressemeldungen, Mitteilungen und Publikationen der Behörden, Betreiber, Designer und Hersteller auf den entsprechenden Internetseiten als auch die Auswertung von nuklearen Informationsdiensten und ähnliches mehr genutzt. Durch die Teilnahme an internationalen Konferenzen mit Bezug zum sicheren Betrieb der russischen Reaktorbaulinien in den Betreiberländern und die Auswertung der dort vorgetragenen Präsentationen, die Auswertung der veröffentlichten Unterlagen weiterer Veranstaltungen sowie die Recherche in Fachzeitschriften und weiteren Publikationen wurden aktuelle technische Informationen gesammelt. Die Arbeitskontakte zu Experten in den Betreiberländern der Anlagen wurden genutzt, um Hintergrundinformationen zu aktuellen Fragen zu diskutieren und zusätzliche Informationen zu aktuellen Ereignissen zu erhalten.

Ein Schwerpunkt der Arbeiten war die Verfolgung des Störungsgeschehens in den Anlagen. Die Arbeiten hierzu bezogen sich sowohl auf die Klärung des Sachverhalts, die Analyse und Bewertung der sicherheitstechnischen Relevanz von aktuellen Ereignismeldungen als auch auf die periodische Auswertung der Meldungen im „Incident Reporting System (IRS)“ von IAEO und NEA zu meldepflichtigen Ereignissen in Kernkraftwerken russischen Designs. Darüber hinaus wurde je ein Arbeitstreffen zum

Erfahrungsaustausch über die Auswertung der Betriebserfahrung der KKW in den beteiligten Ländern mit Experten der ukrainischen Behörde SNRIU und ihrer TSO SSTC NRS bzw. der russischen Behörde Rostechnadzor und ihrer TSO SEC NRS organisiert.

Zu ausgewählten aktuellen Themen des sicheren Betriebs der Anlagen wurden Informationsdossiers erstellt, die bei Vorliegen neuer Informationen fortgeschrieben wurden (z. B. Einsatz von Westinghouse-Brennelementen in ukrainischen WWER-Reaktoren, Lebensdauererlängerung). Darüber hinaus wurden die generischen Trends beim Einsatz von Leittechnik in WWER-Anlagen) weiterhin erfasst und ausgewertet. Besonderes Augenmerk wurde dabei auf die Vervollständigung der Kenntnisse zum Einsatz digitaler Leittechnik in neuen und modernisierten WWER-Anlagen sowie auf die Entwicklung der regulatorischen Anforderungen für den Einsatz der sicherheitsrelevanten Leittechnik in den WWER-Anlagen gelegt.

Die Ergebnisse der Arbeiten wurden in systematischer Form im Intranet der GRS bzw. auf dem InfoServer zur weiteren Nutzung durch Fachleute der GRS und des Auftraggebers bereitgestellt. Im diesem Rahmen wurden auch die GRS-Baulinien-Handbücher fortgeführt und weiterentwickelt. Der Schwerpunkt der Arbeiten lag dabei in der Sicherung, Aufarbeitung und Einbindung in die Handbücher von relevanten Ergebnissen, die sowohl in diesem Arbeitspaket als auch in anderen Vorhaben erzielt wurden. Darüber hinaus wurden sowohl neue Abschnitte erstellt als auch vorhandene Datenbestände teilweise aktualisiert. Weitere Informationen dazu können auch Kapitel 4.3 entnommen werden, welches die Ergebnisse der Arbeiten zur Weiterentwicklung der GRS-Baulinien-Handbücher zusammenfasst.

Der AP 4 „*Verfolgung und Aufarbeitung von Entwicklungen neuer Reaktorkonzepte*“ des Vorhabens beinhaltet Aufgaben zur Verfolgung der Entwicklung und Realisierung neuer Reaktorkonzepte im Ausland sowie zur Aufbereitung und Bereitstellung entsprechender Informationen sowohl für russische als auch für westliche Anlagenprojekte der Generationen 3 und 4. Die Ergebnisse dieser Arbeiten wurden sowohl in die entsprechenden Webseitensammlungen „*Neue Reaktoren*“ und „*Russische Reaktorkonzepte*“ auf dem InfoServer eingearbeitet als auch für die Erstellung von Fachberichten zu ausgewählten internationalen Entwicklungen und Anlagenkonzepten genutzt. In diesem Zusammenhang wurden Berichte zu Forschungsprogrammen zur Entwicklung zukünftiger Reaktorkonzepte und zu den Herausforderungen bei der Realisierung von kleinen, modularen Reaktoren (SMR) sowie Konzeptbeschreibungen für den ASTRID-

Reaktor und zum russischen Konzept WWER-TOI. In einem weiteren Bericht wurde ein Überblick über aktuelle russische Reaktorkonzepte gegeben.

Im Jahre 2016 wurde eine Diskussion über eine Neuorganisation der auf dem InfoServer vorhandenen landesspezifischen und technologiespezifischen Daten angestoßen. In der zweiten Jahreshälfte 2016 wurde das Konzept der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ erarbeitet, die zukünftig auch die Informationen zu neuen russischen und westlichen Reaktoren integrieren soll. Diese Wissensbasis besteht aus den Hauptbereichen landesspezifische Informationen, Anlagenkonzepte und übergreifende Fachthemen und Regulierungsansätze. Nachdem im AP13 dieses Vorhabens konzeptionelle und technischen Arbeiten zur Vorbereitung des Bereichs der Wissensbasis auf dem InfoServer realisiert worden waren (s. a. Kapitel 14.6), wurden in diesem AP erste Arbeiten zur Erstellung der vereinbarten Pilotseiten mit dem Schwerpunkt Anlagenkonzepte durchgeführt.

Im AP 5 „Nukleare Sicherheit und Strahlenschutz beim Umgang mit Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen sowie bei der Stilllegung von Kernkraftwerken“ wurden Fragen der Nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes beim Umgang mit Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen sowie bei der Stilllegung von Kernkraftwerken mit dem Partner SEC NRS bearbeitet. Dabei wurden beiderseits interessierende Arbeiten durchgeführt. Als ein wichtiges Ergebnis ist die Bereitschaft und das Interesse an der Fortsetzung der Kooperation von GRS und SEC NRS auf diesem Gebiet zu sehen. Entsprechende Absprachen und Festlegung sind in den Protokollen der Meetings dargestellt.

Das AP 6 „*Modellentwicklung und Störfallanalysen für russische Reaktorkonzepte*“ umfasste verschiedene Aufgaben zur zusätzlichen Validierung von ATHLET für WWER-Reaktoren, zur Entwicklung von ATHLET-Datensätzen für neue russische Reaktoren sowie zum Aufbau und zur Weiterentwicklung des Know-hows der GRS auf dem Gebiet der Sicherheitsanalysemethoden für flüssigmetallgekühlte schnelle Reaktoren.

Zur Validierung von ATHLET für WWER-Reaktoren wurde ein Versuch an der Integralen Versuchsanlage PSB-WWER nachgerechnet, bei dem ein komplexer Störfall untersucht wurde. In dem Szenario wurde nach einem Dampfleitungsbruch bei gleichzeitigem Bruch eines Dampferzeugerheizrohrs die Effektivität der Druckentlastung von Primär- und Sekundärkreislauf als Maßnahme zur Beherrschung des Störfalls geprüft. Für die Notkühlung stand lediglich die aktive Niederdruckeinspeisung zur Verfügung.

Der Versuch hat gezeigt, dass die Druckentlastung über den Druckhalter und das ADS-System ausreichend ist, um die Niederdruckeinspeisung zu ermöglichen bevor die Heizstabbündel überhitzen. Der Versuch wurde mit den ATHLET-Versionen 3.0 A sowie 3.0 B nachgerechnet. Die Ergebnisse lagen für beide Versionen von ATHLET nahe an den Messungen.

Im Hinblick auf die Entwicklung von Datensätzen für die neue russischen WWER der Baulinie AES-2006 ergab sich während der Laufzeit des Vorhabens die Notwendigkeit von größeren Anpassungen des Arbeitsprogramms infolge fehlender Genehmigungen zur Übergabe der benötigten technischen Daten für den russischen Partner SEC NRS. Nach einer intensiven Recherche der für die GRS zugänglichen Daten für eine Modellierung der Kühlkreisläufe und des Containments musste festgestellt werden, dass infolge des Fehlens ausreichender Daten für das Containment kein COCOSYS-Datensatz erstellt werden kann. Daraufhin wurde die Aufgabe gestellt, einen lauffähigen Datensatz für die Anlagen des Typs WWER-1200/W-491 für die ATHLET-Version 3.1A zu entwickeln.

Der im Vorhaben erstellte generische Datensatz für einen Reaktor des Typs WWER-1200/W-491 enthält die Darstellung der Hauptkomponenten des Primärkreislaufs und des Sekundärkreislaufs einer solchen Anlage. Die Anlagensteuerung ist durch eine Kombination von zusätzlichen TFOs, HCOs und verschiedener Schaltungen in GCSM realisiert. Einige der entwickelten GCSM-Regelungen für die „Balance-of-Plant“ (BOP) benötigen den Einsatz von ATHLET-Plugins, Die Implementierung der Plugin-Funktionen ist weitgehend abgeschlossen, sie müssen allerdings weiterhin getestet werden. Außerdem muss der Datensatz zukünftig im Hinblick auf die Systeme zum Management auslegungsüberschreitender Störfälle erweitert werden.

Die Arbeiten zur Weiterentwicklung der Sicherheitsanalysemethoden für schnelle Reaktoren wurden in Zusammenarbeit mit SEC NRS unter Verwendung der Daten des BFS-62-3A-Benchmark durchgeführt, der auf dem Kern des russischen natriumgekühlten schnellen Reaktors BN-600 basiert. Das Ziel der Analysen war die Untersuchung der Anwendbarkeit von reaktorphysikalischen Programmen, die für thermische Reaktoren validiert sind, auf schnelle natriumgekühlte Reaktoren. Dazu wurden neue Methoden für die Erzeugung makroskopischer Wirkungsquerschnitte für jedes Material entwickelt und eine stationäre Berechnung mit dem Diffusionscode DYN3D-MG durchgeführt, um verschiedene Sicherheitsparameter zu ermitteln. In einem ersten Schritt wurde ein sehr genaues Monte-Carlo-Modell unter Nutzung der Rechenpro-

gramme KENO bzw. Serpent für die Durchführung von Referenzrechnungen entwickelt. Der nächste Schritt war die Berechnung eines homogenisierten Modells zur Berechnung eines stationären Zustands mit dem Diffusionscode DYN3D-MG. Dafür mussten die makroskopische Gruppen-Wirkungsquerschnitte für jedes Material vorab berechnet werden. Es wurden zwei Sätze von Wirkungsquerschnitten erzeugt und zur Berechnung von Multiplikationsfaktoren genutzt. Aus dem Vergleich dieser Ergebnisse mit den Ergebnissen der Monte-Carlo-Codes sowie aus dem Vergleich der mit DYN3D-MG berechneten Steuerstabwirksamkeiten mit experimentellen Daten wurde geschlossen, dass Anwendung von DYN3D-MG für natriumgekühlte schnellen Reaktoren möglich ist. Daraufhin wurde in einem nächsten Schritt die Kopplung ATHLET-DYN3D-MG für Schnelle Systeme anhand des Modells eines natriumgekühlten mittelgroßen metallischen Kerns aus einem OECD/NEA-Benchmark wurde im stationären Zustand getestet. Die ersten Ergebnisse sind plausibel und zeigen, dass die Kopplung funktioniert.

Im AP 7 „Analyse von schweren Störfällen für WWER-Reaktoren“ waren die geplanten Arbeiten zur Analyse schwerer Störfälle mit den Rechenprogrammen ATHLET-CD, den gekoppelten Programmen ATHLET-CD und COCOSYS sowie mit ASTEC zusammengefasst worden. Der Schwerpunkt der Arbeiten lag dabei auf der schrittweisen Weiterentwicklung der Datensätze von ATHLET-CD und COCOSYS für WWER-1000 und ihre Kopplung, um in komplexer werdenden Simulationen die Phänomene bei schweren Kernschmelzunfällen in WWER-Reaktoren immer vollständiger zu simulieren.

Dazu wurde eine Reihe von Variantenrechnungen mit ATHLET-CD, COCOSYS und den gekoppelten Programmen für einen Totalausfall der Wechselstrom-Versorgung in einem generischen WWER-1000-Kraftwerk mit Druckabsenkung über geöffnete Druckhalter-Sicherheitsventile durchgeführt, die Ergebnisse analysiert und beschrieben. Dabei wurde eine Reihe von Problemen identifiziert, die entweder im verwendeten ATHLET-CD- bzw. COCOSYS-Datensatz begründet sind oder aus dem Entwicklungsstand beider Programme resultieren.

Bei der Modellierung von Kernschmelzunfällen in WWER-440/W-213-Anlagen besteht eine wesentliche Einschränkung darin, dass die Kernzerstörungsprozesse für den Teil der Brennelemente, der sich nach der Reaktorabschaltung im Unteren Plenum des Reaktors befindet, nicht mit ATHLET-CD modelliert werden können. In einer ersten Näherung wurde deshalb eine vereinfachte Modellvariante in einer Pilotrechnung für den Totalausfall der Wechselstromversorgung mit gleichzeitigem 2F-Bruch einer heißen Kühlmittelschleife untersucht. Dabei bleibt die sinnvolle Simulationszeit auf die An-

fangsphase der Kernzerstörung im eigentlichen Kern beschränkt, wenn im unteren Plenum noch wegen der besseren Kühlung noch keine Zerstörungen eintreten

Bezüglich der mit ASTEC geplanten Arbeiten haben sich infolge der in der Laufzeit des Vorhabens getroffenen strategischen Entscheidungen der GRS zur Entwicklung der Rechenprogramme für die Simulation schwerer Störfälle (Konzentration auf Codeentwicklung für ATHLET-CD und COCOSYS und Abkehr von ASTEC) grundsätzlich veränderten Bedingungen zur Nutzung von ASTEC in der GRS ergeben. Darüber hinaus war eine benötigte, stabile ASTEC-Version 2.1 nicht rechtzeitig verfügbar.

Deshalb wurden die Arbeiten zur Erstellung des entsprechenden Datensatzes abgebrochen und ein Programmvergleich von ASTEC und ATHLET-CD hinsichtlich der Modellierung des Spaltprodukttransports im Kühlkreislauf mit dem Spaltprodukttransportmodell SOPHAEROS vorgenommen. Dazu wurde ein Unfall mit Totalausfall der Spannungsversorgung und zeitgleichem Eintritt eines Lecks im kalten Strang einer Kühlmittelschleife mit ATHLET-CD und ASTEC untersucht. Zusammenfassend konnte festgestellt werden, dass die neu in ATHLET-CD implementierte SOPHAEROS-Version im Allgemeinen plausible Ergebnisse erzeugt. Teilweise zeigt der Vergleich, dass in Kombination mit der Thermohydraulik-Modellierung die Ergebnisse von ATHLET-CD sogar realistischer erscheinen als jene von ASTEC. Gleichzeitig wurden jedoch auch verschiedene Kritikpunkte aufgedeckt, die im Rahmen der zukünftigen Entwicklungsarbeiten für ATHLET-CD zu bearbeiten sind.

Im AP 8 „*Untersuchungen zu Sicherheitsstrategien bei neuen Reaktorkonzepten*“ wurden vertiefte Untersuchungen zu ausgewählten generischen Fragestellungen zur Sicherheit neuer Reaktoren durchgeführt. Hierzu wurden neue Informationen zu den Themen Zuverlässigkeit passiver Systeme, Maßnahmen zur Schmelzerückhaltung und landesspezifische EPR Auslegungen beschafft, analysiert und aufbereitet. Die Ergebnisse wurden in entsprechenden Fachberichten dokumentiert.

Hinsichtlich der die Methoden zur Zuverlässigkeitsbewertung passiver Systeme wurde im Rahmen dieses Vorhabens ein vorliegender, erster Bericht erweitert und überarbeitet. Hierzu wurde das zentrale Kapitel über die Beschreibung der verschiedenen Methoden erweitert und neue Kapitel über die internationale Anwendung der Methoden der Zuverlässigkeitsbewertung, experimentelle Versuchsstände und internationale Aktivitäten zur Regulierung passiver System erarbeitet.

Der ebenfalls aus dem Vorgängervorhaben stammende Bericht über Maßnahmen zur Rückhaltung und Kühlung einer Kernschmelze bei neuen Reaktoren wurde um ein Kapitel erweitert, in dem ein Überblick über den derzeitigen Stand der Forschung zu den Phänomenen bei Kernschmelzvorgängen gegeben wird. In einem weiteren Kapitel werden die Prozesse beim Kernschmelzvorgang bei Verwendung eines Core Catchers wie im EPR oder einer In-Vessel-Retention Strategie wie beim AP1000 und die damit verbundenen Unsicherheiten detailliert beschrieben.

Darüber hinaus wurden in einem weiteren Bericht ausgewählte Auslegungsunterschiede der EPR Versionen erfasst und analysiert. Dabei wurden die wesentlichen Ursachen von Auslegungsunterschieden identifiziert und 13 wesentliche Unterschiede detailliert behandelt.

Im AP 9 „*Untersuchungen zur Grenztragfähigkeit von Containmentstrukturen bei äußeren Einwirkungen*“ wurden Simulationen zur Integrität der äußeren Containmentstruktur eines Kraftwerks vom Typ WWER-1000/466B zum Lastfall Flugzeugabsturz mit dem Rechenprogramm LS-DYNA durchgeführt.

Es wurde ein Stoßkörpermodell eines Flugzeugs vom Typ Airbus A340-600 erstellt und für den Aufprall auf ein starres Target mit entsprechenden Ergebnissen der vereinfachten Riera-Methode verglichen. Der Vergleich von vereinfachtem Verfahren basierend auf Last-Zeitfunktion und expliziter Stoßkörpersimulation zeigte, dass mit beiden Verfahren die Perforation einer generischen Stahlbetonplatte infolge Aufprall eines Flugzeugs vom Typ Airbus 340-600 simuliert werden kann. Bei geringeren Aufprallgeschwindigkeiten prognostiziert die Stoßkörpermodellierung tendenziell einen höheren Schädigungsgrad. Andererseits kann das vereinfachte Verfahren zur Überschätzung der Schädigungszustände, insbesondere im Bereich der Grenztragfähigkeit, führen, d. h. wenn die Zielstruktur bereits geschädigt ist und die Nachgiebigkeit der Zielstruktur relevant wird.

Die Untersuchungen zu unterschiedlichen Ausführungen von Bügelbewehrung in einer generischen Stahlbetonplatte haben gezeigt, dass die in den Konstruktionsunterlagen des ursprünglich geplanten KKW Belene vorgefundenen haarnadelförmigen Bügel eine geringere Wirksamkeit zur Verhinderung von Durchstanzversagen als C-förmige Bügel aufweisen. Mit einer direkten Bügelverbindung der Biegebewehrungsstäbe wurden konservative Ergebnisse bezüglich des Durchstanzversagens erzielt. Es ist geplant,

zusätzliche Untersuchungen zum Einfluss von Details der Bewehrungsanordnung an dem Reaktorgebäudemodell vom Typ WWER-1000/466B durchzuführen.

Für den unterstellten Aufprall eines Flugzeugs vom Typ Airbus A340-600 auf die äußere Containmentstruktur eines Kraftwerks vom Typ WWER-1000/466B wurde die Grenzgeschwindigkeit bestimmt, ab der eine Perforation der Gebäudestruktur nicht mit Sicherheit ausgeschlossen werden kann.

Ein Vergleich der Methoden zur Treibstoffmodellierung anhand des Aufpralls eines Stoßkörpermodells für Flugzeug des Typs Airbus A320 zeigte, dass die Unterschiede in diesem Lastfall vergleichsweise gering ausgeprägt sind. Aus einer Literaturstudie zu dieser Fragestellung lässt sich keine eindeutige Empfehlung einer Methode ableiten. Zur abschließenden Klärung des Einflusses der Methode zur Treibstoffmodellierung sind weitere Untersuchungen, insbesondere zu Flugzeugtypen mit größeren Treibstoffmengen geplant.

Im Rahmen des AP 10 „Sicherheitsanalysen für das KKW Armenien“ verfolgte die GRS die Verbesserungen der Sicherheit der Anlage WWER-440/V-270 in Medzamor in Armenien. Ein Schwerpunkt der Arbeiten lag dabei auf der Zusammenarbeit mit der armenischen Behörde ANRA und ihrer TSO NRSC im Hinblick auf die vom US-DoE finanzierte Arbeiten zur Erstellung einer PSA der Stufe 2 und zur Entwicklung von EOPs und SAMGs für die Anlage unter Nutzung der Westinghouse-Methoden. In diesem Zusammenhang wurden zwei Meetings zum aktuellen Stand der Arbeiten und vorliegenden Ergebnissen unter Teilnahme von Vertretern der wichtigsten, an den genannten Arbeiten beteiligten Organisationen (ANL, KKW, Armatom, ET&D auf Erstellerseite und ANRA und NRSC auf Behördenseite) in Berlin organisiert. Darüber hinaus nahmen Experten der GRS auch an entsprechenden Meetings zum Stand der Arbeiten und zur Vorstellung der EOPs in Armenien teil.

Einen weiteren fachlichen Schwerpunkt bildete die begleitende Bewertung der Erstellung einer PSA der Stufe 2 für das KKW Medzamor. Die PSA der Stufe 2 wird von dem ukrainischen Unternehmen ET&D unter Mithilfe der armenischen TSO und des Kraftwerk Medzamor erstellt, und finanziell vom US-DoE unterstützt. Die Fertigstellung der PSA Stufe 2 war bereits vor Jahren vorgesehen, hatte sich aber im Zusammenhang mit den EU-Stresstests nach dem Fukushima-Dai-ichi- Unfall verzögert.

Im Laufe der Bewertung fanden mehrere Besprechungen statt, bei denen ET&D eingehende Erläuterungen gab. Dies war besonders hilfreich, weil nur ein Teil der PSA-Dokumente in englischer Sprache vorlag. In Diskussionen mit dem Review-Team wurden auch relevante Verbesserungen am jeweiligen Entwicklungsstand der PSA erarbeitet. Dabei ist zu erwähnen, dass die Bewertung teilweise auf mündlichen Erläuterungen russischsprachiger Dokumente beruht, und nicht den Tiefgang einer Begutachtung hat.

Die zum Berichtszeitpunkt im Mai 2017 vorliegende PSA der Stufe 2 ist weitgehend – bis auf die unten genannten Aspekte – vollständig. Zum Berichtszeitpunkt fehlten noch quantitative Angaben zu den Freisetzungskategorien, d.h. eine Bewertung der Freisetzungsmengen und der damit verbundenen Auswirkungen auf die Umgebung ist noch nicht möglich. Ferner waren noch keine Sensitivitätsanalysen verfügbar, mit denen der Einfluss unsicherer Annahmen und Parameter auf die Ergebnisse abgeschätzt werden könnte. Bis auf die derzeit noch fehlenden Elemente kann die PSA der Stufe 2 zusammenfassend als angemessen für untersuchte Anlage bewertet werden.

Im AP 11 „*Sicherheitstechnische Untersuchungen für KKW mit RBMK-Reaktoren*“ wurden in Zusammenarbeit mit Wissenschaftlern des RBMK-Projektierungsinstitutes NIKIET Moskau weitere Arbeiten zur Anpassung und Anwendung des GRS-Simulationsprogramms COCOSYS durchgeführt. Dabei wurden zu Beginn des Vorhabens zunächst die Ergebnisse der SUSA-Analyse aus dem Vorhaben 3611R01504 gemeinsam analysiert.

Auf Vorschlag des NIKIET wurde der Schwerpunkt der gemeinsamen Arbeiten anschließend auf vertiefte COCOSYS-Analysen zu den Parametern im Störfalllokalisierungssystem bei kleinen Lecks bezüglich Atmosphärentemperatur und Luftfeuchtigkeit gelegt. Dazu wurde vom NIKIET ein detaillierter COCOSYS-Datensatz für einen ausgewählten Bereich des Störfall-Lokalisierungssystems (SLS) des KKW Smolensk, Block 3, erstellt. Die Nodalisierung umfasst die Räume der rechten Seite des SLS und besteht aus 331 Zonen. Mit diesem COCOSYS-Datensatz wurden von der GRS Variantenberechnungen zum thermohydraulischen Verhalten des SLS bei kleinen Lecks im Bereich von 10 - 500 kg/h in Bezug auf das Leck-vor-Bruch Konzept für eine Prozesszeit von 86 400 s durchgeführt.

Die COCOSYS Rechnungen zeigen erwartungsgemäß, dass bei Annahme solch kleiner Lecks nur geringe Änderungen in den Raumparametern auftreten werden, so dass

für die beabsichtigte Leckerkennung weitere Parameter herangezogen werden sollten. Ursprünglich sollten die COCOSYS Ergebnisse nach Möglichkeit mit gemessenen Anlagendaten/Testergebnissen abgesichert werden, solche Daten konnten aber vom NIKIET bisher nicht zur Verfügung gestellt werden. Zur Bewertung der COCOSYS-Ergebnisse soll in Zukunft eine Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse mit dem GRS Tool SUSA erfolgen. Dafür wurden im Vorhaben erste Vorbereitungen getroffen und gemeinsam mit dem NIKIET eine Liste mit unsicheren Eingabeparametern erstellt, inklusive ihrer Unsicherheitsbereichs- und Wahrscheinlichkeitsverteilungen.

Darüber hinaus wurde ein 3D-Modell für den Wasserbereich des Druckabbausystems eines RBMK-1000 mit dem in COCOSYS integrierten Modul CoPool erstellt und eine Pilotanalyse in der gekoppelten Version mit COCOSYS durchgeführt. Dabei stellte die erstmalige Anwendung für RBMK-1000 wegen der sehr großen Anzahl von Koppelungsstellen zwischen COCOSYS und CoPool eine anspruchsvolle Aufgabe dar. Dies erforderte Anpassungen in der COCOSYS-CoPool Schnittstelle, die parallel im COCOSYS-Entwicklungsprojekt RS1532 umgesetzt werden.

Trotz noch vorhandener Einschränkungen bezüglich der Verfügbarkeit anlagenspezifischer geometrischer Daten zum KKW Smolensk-3 wurden mit diesem Datensatz erste Pilotrechnungen zur Demonstration der Leistungsfähigkeit der aktuellen gekoppelten Version COCOSYS-CoPool durchgeführt. Diese Rechnungen konnten bisher über 86 s durchgeführt und ein erster Vergleich mit den Ergebnissen einer COCOSYS stand-alone Rechnung vorgenommen werden. Der aktuelle Arbeitsstand der COCOSYS-CoPool Anwendung auf das Druckabbausystem ist in einer Technischen Notiz dokumentiert

Vor dem Hintergrund der aktuellen Reparaturmaßnahmen zur Wiederherstellung der Funktion des Graphitstapels der RBMK-Reaktoren der ersten Generation, bei denen ein Teil des Graphits aus dem Reaktorkern entfernt wird, wurden gemeinsam mit SEC NRS die Modelle zur Analyse von Reaktivitätstransienten angepasst und ausgewählte Transienten mit ATHLET-QUABOX/CUBBOX analysiert. Für diese Untersuchungen wurde ein „Open Core“ Modell zur Verkürzung der Rechenzeit entwickelt. In diesem Modell des Reaktorkerns werden alle 1.884 Kanäle für die Berechnung der 3D-Leistungsverteilung nachgebildet. Für die Darstellung der Fluidodynamik im Reaktorkern werden beide Kernhälften jeweils mit sechs Kernkanälen für die Brennstoffkanäle und mit einem Kernkanal, der die Wasser- und Absorberkanäle simuliert. Von SEC NRS

wurden die Arbeiten zur Erzeugung der 2-Gruppen-Wirkungsquerschnitte für eine aktuelle Kernbeladung durchgeführt.

Mit diesem Modell wurde eine Reihe von Analysen für Reaktivitätsstörfälle mit Ausfahren von einzelnen Steuerstäben oder Steuerstabgruppen in zentralen oder peripheren Bereichen des Kerns unter der konservativen Annahme durchgeführt, dass 6% bzw. 12% des Graphits aus dem Kern entfernt wurden.

Für die Untersuchung des Void-Effekts beim Ausdampfen des Steuerstab-Kühlkreislaufs wurde das Open-Core-Modell durch ein Modell dieses Kreislaufs ergänzt. In den drei untersuchten Szenarien dampft das Steuerstab-Kühlsystem in knapp 10 Minuten vollständig aus. Dabei werden, wie bei den Rechnungen zum Ausfahren von Steuerstäben, alle Nachweiskriterien ohne weitere Maßnahmen bei einer unterstellten Reduzierung des Graphitanteils um 0%, 6% und 12% erfüllt.

Die Arbeiten im AP 12 „*Transientenanalysen und Datenbibliotheken für WWER-1000-Reaktoren*“ des Vorhabens wurde die erfolgreiche Zusammenarbeit zwischen deutschen Experten vom TÜV SÜD IS-ES, HZDR, IBBS und ukrainischen Experten von SSTC NRS auf dem Gebiet der Reaktorphysik und sicherheitstechnischen Analysen für Reaktoren vom Typ WWER-1000 erfolgreich fortgeführt. Die erzielten Ergebnisse haben zu einer weiteren Verbesserung der reaktorphysikalischen Berechnungen für sicherheitstechnische Bewertungen insbesondere bei Einsatz neuer BE-Typen und neuer Kernbeladungen in WWER-Reaktoren geführt.

Die durchgeführten Transientenrechnungen mit gekoppelten Reaktor- und Anlagen-codes für WWER-1000-Anlagen dienten der Überprüfung der bei der Nachladebegutachtung und bei sicherheitstechnischen Analysen eingesetzten Modelle und Datenbibliotheken für WWER-1000 Brennelemente in Hinblick auf Einhaltung von Grenzwerten des sicheren Reaktorbetriebs unter Berücksichtigung der stabweisen Berechnung von Leistungsdichte- und Abbrandverteilungen mit dem Programm DYN3D.

Der X2 WWER-1000 Kernberechnungsbenchmark wurde erstmalig während des 19. AER-Symposiums vorgeschlagen und seitdem kontinuierlich erweitert. Er ist mit vier Tasks und zugehörigen Subtasks definiert. Im Verlauf des Vorhabens wurden die Ergebnisse der Task1 und 2 überprüft und Ergänzungen bzw. Verbesserungen implementiert. Der X2 Benchmark wird für die Verifizierung und Validierung von Reaktorphysikprogrammen und Datenbibliotheken für Reaktoren vom Typ WWER-1000 mit TVSA-

BE verwendet und wird in die Verifizierungs- und Validierungsmatrix des Programms DYN3D aufgenommen werden.

In konservativen Transientenrechnungen werden teilweise relativ große Abweichungen im Vergleich mit Messdaten und geringe Abstände zu Akzeptanz- und Sicherheitskriterien berechnet. Das weist auf und auf übermäßige Konservativitäten verwendeten Modellen und in den Anfangs- und Randbedingungen hin. In der Teilaufgabe 12.3 wurden deshalb Arbeiten zur Entwicklung und Implementierung eines Best-Estimate-Ansatzes für Transientenrechnungen mit den ungekoppelten und gekoppelten Programmen DYN3D und ATHLET im Rahmen von sicherheitstechnischen Analysen für WWER-1000 Reaktoranlagen realisiert. Der erste Schritt bestand in der Anwendung der Methoden zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse unter Nutzung des GRS-Programms SUSA. Hierbei wurden erste Analysen für die die relativ einfachen Transientenmodelle für „Steuerstabauswurf“ und „RESA infolge von Schutzsignal Reaktorperiode $T < 10s$ “ durchgeführt. In einem nächsten Schritt wurden dann die komplexeren Transienten „Aktivierung einer inaktiven Reaktorkühlkreisschleife“ sowie „Abschaltung einer HKMP“ in mehreren Entwicklungsschritten mit den gekoppelten Programmen DYN3D und ATHLET realisiert. Das führte zu einer deutlichen Verbesserung der rechnerischen Modellierung der Transiente im Vergleich mit Messdaten.

Die im Rahmen des Vorhabens erzielten Ergebnisse wurden in Form von Beiträgen zu den jährlich im September stattfindenden Symposien des Atomic Energy Research Forums (AER) veröffentlicht.

Durch die im AP 13 „*Pilotanwendung, Weiterentwicklung und Optimierung von Wissensnetzen und Informationsplattformen*“ durchgeführten Arbeiten konnten die vorgegebenen Zielstellungen erreicht werden. Die nun über die Laufzeiten mehrerer Vorhaben gewonnenen Erfahrungen und Ergebnisse bei der Etablierung und Weiterentwicklung des vorhandenen GRS-Extranets auf der Basis von MS SharePoint als ein umfassendes Portal zur benutzerdefinierten Bereitstellung von Informationen zur nuklearen Sicherheit konnten weiterentwickelt und vertieft werden. Die Piloterprobung von Funktionen und Lösungsansätzen wurde erfolgreich fortgesetzt. Konzeptuelle Überlegungen wurden überprüft und bei der Umsetzung der Migration auf SharePoint 2013 berücksichtigt. Die Voraussetzungen für ein institutionsübergreifendes Wissensmanagement und die themen- bzw. projektbezogene Zusammenarbeit von BMUB, BfS, GRS und den atomrechtlichen Behörden der Länder, ihrer Sachverständigen sowie anderen externen Organisationen konnten weiter gestärkt werden.

Durch den Einsatz der aktualisierten SharePoint Version konnte die Plattform um zahlreiche Funktionalitäten erweitert werden. Diese wurden in ersten Piloterprobungen auf Zweckmäßigkeit überprüft und bereits auf ausgewählten Portalseiten eingesetzt.

Ein weiterer Meilenstein beim Ausbau des InfoServers war die Implementierung des RISKAUDIT-Portals (RAP) als einem der vier Hauptbereiche des InfoServers. In Zusammenarbeit mit Riskaudit wurde der für die Zusammenarbeit speziell in INSC Projekten sehr wichtigen Bereich geschaffen. Dieser ermöglicht in besonderem Maße eine Vervollkommnung des InfoServers nicht nur für organisationsübergreifendes Teamwork, mit Riskaudit als Projektmanagementorganisation, sondern auch für den Informations- und Dokumentenaustausch mit allen beteiligten Projektpartnern.

Durch kontinuierliche Pflege und Aktualisierung der Inhalte vorhandener Datenbanken und Dokumentensammlungen sowie die Entwicklung und Implementierung neuer Wissensbasen wurde der InfoServer als zentrale Informations- und Wissensplattform weiter ausgebaut. In Ergänzung zu den regelmäßigen Aktualisierungen und Erweiterung der Internetseiten zu Themen der nuklearen Sicherheit sowie der Wissens- und Kooperationsseiten stellt der InfoServer eine ständig wachsende bedeutende Ressource der Wissensbereitstellung innerhalb der GRS dar.

Mit der Überführung der DokuINT in die neue SharePoint Umgebung im Rahmen der Migration wurde gleichzeitig eine Vereinheitlichung des Datenbestandes herbeigeführt. Durch den Einsatz von Inhaltstypen konnte die Datenstruktur und somit die Datenqualität verbessert werden. Das ermöglichte eine erhebliche Verbesserung der Benutzerfreundlichkeit sowie der Funktionalität der DokuINT. Das betrifft insbesondere die Suche nach relevanten Informationen.

Im Rahmen eines Pilotprojektes zur automatischen Verschlagwortung konnten wertvolle Erfahrungen nicht nur in der Anbindung von externen Assistenzsystemen sondern auch in der Verwendung semantischer Technologien gesammelt werden. Um solche Systeme im Produktivbetrieb erfolgreich einsetzen zu können, sind jedoch weiterführende Untersuchungen notwendig. Mögliche Einsatzszenarien im Rahmen von GRS Aufgaben wurden bereits identifiziert.

Weiterhin konnte die GRS durch intensive konzeptionelle Überlegungen und umfangreiche Erprobungen von neuen funktionalen Tools ihre Kompetenzen und Fähigkeiten über Funktion, Betreuung und Weiterentwicklung komplexer nationaler und internatio-

naler Netzwerkstrukturen weiter vergrößern. Das bildet die Grundlage für die ständige Verbesserung einer benutzerfreundlichen, ortsunabhängigen Bereitstellung von Dokumenten über NEXTRA und/oder das GRS-Portal.

Einen Schwerpunkt der Arbeiten im AP 14 „*Kooperation mit europäischen Regulatoren und deren TSO*“ bildete die Zusammenarbeit der GRS mit den russischen, ukrainischen und belarussischen Behörden und deren TSO. Diese Arbeiten sind langfristig angelegt und basieren auf entsprechenden Abkommen/Memoranden zwischen BMU/GRS und den ausländischen Behörden/TSOs. Die konkreten Themen für den aktuellen Zeitraum wurden zwischen GRS und SEC NRS (Russland) in Absichtserklärungen mit dreijähriger Laufzeit und mit SSTC NRS (Ukraine) in Jahresarbeitsplänen vereinbart. In diese Arbeitsprogramme werden alle Themen aufgenommen, die in verschiedenen Vorhaben der GRS in der bilateralen Zusammenarbeit mit dem jeweiligen Partner bearbeitet werden sollen. Darüber hinaus wurde im Rahmen dieses Arbeitspakets auch der Informationsaustausch mit weiteren Behörden gepflegt. Die bilaterale Kooperation mit den Regulatoren und deren TSO ermöglicht der GRS die Bereitstellung von Informationen und Wissen bezüglich Status, Aktivitäten und Ergebnissen bei der Verbesserung der nuklearen Sicherheit in Mittel- und Osteuropa. Einen wichtigen Beitrag zu diesem Ziel leisten auch die beiden Kontaktstellen der GRS Moskau bzw. Kiew, die Ende 2015 bzw. Anfang 2016 in eingerichtet wurden.

Ein fachlicher Schwerpunkt im AP war die Durchführung von mehreren Arbeitstreffen mit SSTC NRS zum Erfahrungsaustausch über den Aufbau eines Wissens- und Kooperationsplattformen im SSTC NRS. Darüber hinaus erfolgten in diesem Arbeitspaket die Erfassung und Auswertung von fachlichen Informationen aus den multilateralen Kooperationsprogrammen der EU (INSC u. a.), die Mitarbeit in der ETSON-Arbeitsgruppe für Wissensmanagement sowie die Teilnahme an und Auswertung von ausgewählten Veranstaltungen/Konferenzen (u. a. Bulatom, AtomEco, 30. Jahrestag von Tschernobyl, Dialog-Forum „Nuclear Energy, Environment, Safety“).

Im Arbeitspaket 15 „*Tschernobyl-Aktivitäten*“ wurden Fragen zur Einschätzung des Sicherheitsniveaus am Standort Tschernobyl und insbesondere des Sarkophags bearbeitet. Diese Arbeiten erfolgten komplementär und in enger Abstimmung mit einem weiteren Vorhaben der GRS zu dieser Thematik, welches mehr auf die systematische Sammlung und Aufbereitung von Daten gerichtet ist. Die im vorliegenden Bericht präsentierten Arbeiten legen dagegen ihren Fokus auf genehmigungstechnische und regulatorische Fragen. Als ein Ergebnis ist die Erstellung einer Analyse von Faktoren

und Bedingungen des sicheren Betriebs des Sarkophags unter dem NSC zu sehen. Die Möglichkeit der Fortsetzung der gemeinsamen Arbeiten auf diesem Gebiet in einem Folgevorhaben wird sowohl von SSTC NRS als auch der GRS ausdrücklich begrüßt und würde dazu beitragen den aktuellen Kenntnisstand zur sicherheitstechnischen Situation am Standort Tschernobyl, einschließlich regulatorischer Fragestellungen weiter zu vertiefen und auf einem aktuellen Stand zu halten.

Im Rahmen des AP 16 „Weiterentwicklung von internationalen Netzwerken der nuklearen Sicherheit“ hat die GRS kontinuierlich und teilweise federführend an der konzeptionellen und inhaltlichen Entwicklung und Optimierung des GNSSN und der GNSSN-Ressourcen, insbesondere der NNRP-Portale, mitgearbeitet. Grundlage für diese Arbeiten bildeten die Kenntnisse und Erfahrungen der GRS aus BMUB-Vorhaben zum internationalen Wissensmanagement und die im AP 13 des Vorhabens durchgeführten Arbeiten. So wurde u. a. in der Projektlaufzeit bei der IAEO unter Beteiligung der GRS das Konzept der nationalen nuklearen regulatorischen Portale weiterentwickelt, so dass neben dem NNRP-Teil (jetzt Informationsbereich genannt) auch national genutzte Wissens- und Kollaborationsbereiche (ähnlich dem Portal für nukleare Sicherheit - PNS sowie GRS Cooperation Portal - GCP auf dem InfoServer) konzipiert und erprobt werden. Diese weiterentwickelten NNRPs werden künftig bei der IAEO als nationale Wissensplattformen für nukleare Sicherheit bezeichnet werden (National Nuclear Safety Knowledge Platforms - NNSKP).

Im Rahmen der inhaltlichen und konzeptionellen Weiterentwicklung der nationalen Plattformen sowie zur Unterstützung von Staaten beim Aufbau ihrer NNRPs/NNSKPs beteiligte sich die GRS aktiv an der Kooperation mit der IAEO und anderen Mitgliedsstaaten. Dazu nahmen Experten der GRS an verschiedenen Workshops, Consultancy Meetings und Expert Missions der IAEO in Japan, Belarus, China, Malaysia sowie in Wien und Berlin teil.

Inzwischen sind für 20 IAEO-Mitgliedsstaaten die nationalen Wissensplattformen für nukleare Sicherheit verfügbar. Die NNSKP-Plattformen werden hauptsächlich von nationalen Regulierungsbehörden und ihren TSOs sowie den IAEO-Mitarbeitern genutzt. Die NNSKP-Seiten sind aktuell nur für autorisierte GNSSN-Nutzer zugänglich. In Zukunft beabsichtigt die IAEO den Informationsbereich der nationalen Plattformen auch für die Öffentlichkeit zugänglich zu machen.

Ziele und Schwerpunkte der Arbeiten im AP 17 „*Internationale Kooperation und Mitarbeit in multilateralen Aktivitäten*“ des Vorhabens waren der Wissenserwerb und der Erfahrungsaustausch zu Fragen der nuklearen Sicherheit durch die Mitarbeit in multilateralen Gremien, insbesondere im WWER Regulators Forum, in der armenischen Sicherheitskommission NESK und die Teilnahme an ausgewählten internationalen Tagungen/Konferenzen zur nuklearen Sicherheit im Ausland mit dem Ziel der Erfassung des Standes von Wissenschaft und Technik, der technischen Zusammenarbeit, des Wissenserhalts und des Erfahrungsaustausches der GRS.

Die GRS nahm während der Laufzeit des Vorhabens an drei Jahrestreffen des WWER Regulators Forums als Beobachter teil. Auf diesen Treffen berichten ranghohe Vertreter der Behörden der Länder, in denen WWER-Reaktoren betrieben werden, zur Entwicklung der Kernenergie und zur Entwicklung der Genehmigungs- und Aufsichtsprozesse in ihrem Land sowie über aktuelle Ereignisse in den Kernanlagen. Darüber hinaus beteiligten sich GRS-Experten im Zeitraum 2014 bis 2017 an der fachlichen Zusammenarbeit zu ausgewählten Sicherheitsfragen in vier Arbeitsgruppen des WWER-Forums. Im Ergebnis dieser Zusammenarbeit erhält die GRS aus erster Hand Informationen zu aktuellen Schwerpunkten bei der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit beim Betrieb der Kernkraftwerke mit WWER-Reaktoren in den Ländern sowie detaillierte Einblicke in den Stand der fachlichen Arbeiten zu den ausgewählten Themen der jeweiligen Arbeitsgruppen. Wichtige Informationsquellen für die Arbeiten der GRS zur Sicherheit ausländischer Kernkraftwerke in diesem Vorhaben waren die Mitarbeit in internationalen Koordinationsgremien zur Sicherheit des KKW in Armenien sowie die Teilnahme und Auswertung an den im Kapitel 18 im Einzelnen beschriebenen internationalen Aktivitäten.

Der vorliegende Abschlussbericht zeigt, dass die Arbeiten im Rahmen des Vorhabens 3614R01520 zu sehr vielfältigen Ergebnissen und Erkenntnissen geführt haben. Die zu Beginn des Vorhabens gestellten Zielsetzungen konnten dabei weitestgehend erreicht, während der Laufzeit erforderlichen Korrekturen wurden mit dem Auftraggeber abgestimmt. Die durchgeführten Arbeiten leisteten einen wesentlichen Beitrag zum Erhalt sowie zur systematischen Erweiterung und Vertiefung des Wissens und der Kompetenzen der GRS auf dem Gebiet der Bewertung der nuklearen Sicherheit von zivilen Kernreaktoren russischen Designs und von neuen westlichen Reaktorkonzepten. Im Ergebnis der in vielen Arbeitspunkten erforderlichen internationalen Zusammenarbeit

mit ausgewählten Regulatoren und deren Sachverständigenorganisationen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit im Ausland wurden auch die fachlichen Beziehungen zu diesen Organisationen gefestigt. Der Erhalt des spezifischen Know-Hows der GRS, sowohl in den Kernteams für nukleare Sicherheit in Osteuropa und in INSC-Staaten sowie für neue Reaktorkonzepte als auch in den Fachabteilungen erfordert die kontinuierliche Fortführung der Arbeiten und der internationalen Zusammenarbeit.

Literaturverzeichnis

- /AIR 15/ Airbus: A340-500/600 Aircraft Characteristics Airport and Maintenance Planning. Technischer Bericht, Airbus S.A.S., Oktober 2015.
- /ANS 10/ ANSYS: ANSYS AUTODYN – Explicit Software for Non-Linear Dynamics, Version 13.0. 2010.
- /ARN 11/ Arndt S.
Exemplary WWER-1000/320 input deck for COCOSYS
GRS Berlin, November 28, 2011
- /ARN 12/ Arndt S.; H. Wolff (GRS Berlin); A. Tutukin, V. Safonov (NIKIET Moscow)
COCOSYS variant analysis of a Pressure Header Break scenario in RBMK-1000 with refined nodalisations (Reference NPP Smolensk, Unit 3), Technical Note GRS-V-3611R01504-03/2012, Revision 1
October 2012
- /ARN 17A/ Arndt S., C. Köllein
Kopplung von ATHLET-CD und COCOSYS-Datensätzen für WWER-1000/W-320 und ihre Anwendung auf ein TSA Szenario, Technische Notiz, GRS-V-3614R01520-6/2017
- /ARN 17B/ Arndt S., W. Klein-Hessling
First application of COCOSYS-CoPool to RBMK-1000 - installation, input preparation and pilot calculation
GRS-V-3614R01520-8/2017
May 2017
- /ARR 07/ Arros, J., Doumbalski, N.: Analysis of aircraft impact to concrete structures. Nuclear Engineering and Design, 237(12–13):1241–1249, 2007, ISSN 0029-5493.

- /BAK 17/ Bakalov I, Arndt S., (GRS), A. Tutukin (NIKIET)
Thermo-hydraulic behaviour of RBMK-1000 accident localisation system
in case of small leaks (reference plant NPP Smolensk, unit 3)
Technische Notiz GRS-V-3614R01520-7/2017
- /BAL 97/ Report on Input Data Base for Analyses on VVER-1000 type NPP (Bala-
kovo), RISKAUDIT Report No 87, February 1997
DOKU OST 98/0068
- /BBJ 16/ Becker B.
Methoden zur Zuverlässigkeitsbewertung passiver Systeme, Revision 1,
Technische Notiz, GRS - V - 3614R01520 - 01/2017, Dezember 2016
- /BEL 10/ 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.,
JSA Joint Stock Association «ATOMSTROYEXPORT», Russian Federal
Agency for Atomic Energy, 2010.
- /BOR 11/ Borrvall, T., Riedel, W.: The RHT Concrete Model in LS-DYNA. 8th Euro-
pean LS-DYNA Users Conference, Strasbourg, Mai 2011.
- /BUI 11/ BUIRON L., D. BLANCHET, N. STAUFF (CEA Cadarache), T. K. KIM,
T. TAIWO (Argonne National Laboratory US-DOE), “AEN – WPRS So-
dium Fast Reactor Core Definitions version 1.2”, September 19th 2011.
- /CEB 88/ CEB: Concrete Structures under Impact and Impulsive Loading. Techni-
scher Bericht Bulletin d’Information No. 187, Comite Euro-International
du Beton (CEB), Lausanne, September 1988.
- /DIF 17A/ GRS Informations-, Wissens- und Kooperationsplattformen für nukleare
Sicherheit; NEXTRA und InfoServer; Konzept, Beschreibung und Status
2017, GRS-V-3614R01520-18/2017
- /DIF 17B/ Technische Dokumentation Internationales, Weiterentwicklung der Da-
tenbank DokuINT, Erfahrungsbericht und Statusbeschreibung 2017,
GRS-V-3614R01520-19/2017

- /EBP 95/ Guidelines for Accident Analysis of WWER Nuclear Power Plants. IAEA-EBP-WWER-01, 1995
- /ENE 13/ Fuel handling. Refuelling in WWER-1000 reactor. The nomenclature of operational neutronics calculations and experiments”, SE NNEG “Energoatom” 2013. SOU NAEK 064:2013 (COY HAEK 064:2013)
- /GRS 11/ GRS: Structure mechanic analyses of the outer containment behaviour (type Belene NPP) under impact loads. Technischer Bericht GRS-V-R0801504-05/2011, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, official use only, Juni 2011.
- /GRS 13/ GRS: Strukturmechanische Analysen zum Flugzeugaufprall auf ein WWER-Reaktorgebäude (WWER-1000/466B). Technischer Bericht GRS-V-3611R01504-05/2013, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Juni 2013.
- /GRS 16/ GRS: Weiterentwicklung der Analysemethodik zur Berücksichtigung komplexer Lastannahmen bei hochdynamischen Einwirkungen auf Stahlbetonstrukturen. Technischer Bericht GRS - 410, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, August 2016.
- /GRS 16A/ GRS: SUSANA Version 4.0, Software for Uncertainty and Sensitivity Analyses, User’s Guide and Tutorial, GRS-P-5, Rev. 2, September 2016
- /GRS 17/ GRS: Erweiterte strukturmechanische Analysen zum Flugzeugaufprall auf ein WWER-1000/466B Reaktorgebäude, Technischer Bericht zu AP 9 des Vorhabens 3614R01520 (LV-2), Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Mai 2017 (Verschlussache – Nur für den Dienstgebrauch).
- /HEC 15/ Heckötter, C., Sievers, J.: IMPACT OF DIFFERENT SIZED DEFORMABLE PROJECTILES WITH AND WITHOUT LIQUID FILLING. Transactions SMiRT-23, August 2015.

- /ISA 08/ 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, Moskow, 2008, Revision 0. Technischer Bericht, JSA Joint Stock Association «ATOMSTROYEXPORT», Russia Federal Agency for Atomic Energy, 2008.
- /ITW 12/ Zemitis A., Iliev O., Steiner K., Gornak T.
CoPool User's Manual Version 2.5.0
February 23,2012
"CoPoolUserManual.pdf"
Fraunhofer-Institut für Techno- und Wirtschaftsmathematik ITWM
Kaiserslautern
- /IVA 16/ Ivanov V., J. Bousquet,
“Assessing reactor physics codes capabilities to simulate fast reactors of the BN-600 Benchmark”, Kerntechnik 81 (2016) 5, KT_KT110730.
- /JOH 83/ Johnson, G. R., Cook, W. H.: Constitutive Model and Data for Metals Subjected to Large Strains, High Strain Rates and High Temperatures. In: 7th International Symposium on Ballistics, The Hague, 1983.
- /KIL 17/ Kilina O., Kondratiev S., Kutina L., Petrenko O., Smyshlyayeva S., Veselov E. (SSTC NRS), Kuchler, L., Berthold, A. (GRS)
Shelter Implementation Plan at the Stage of Radiation Risks Elimination for Public, In: Nuclear and Radiation Safety, June 2017, Kiev
- /KLH 16/ Klein-Hessling W., S. Arndt, G. Weber, H. Nowack, C. Spengler, S. Schwarz, D. Eschricht, S. Beck
COCOSYS V2.4 User's Manual, Revision 1
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
March 7, 2016
- /KON 14/ Köllein C.
Analysis of Station Blackout Sequence in WWER-1000/W-320 Reactor with ATHLET-CD, Technical Report;
GRS-V-3611R01504-06/2014, March 2014

- /KON 17/ Köllein C.
Spaltprodukttransport nach einem Totspannungsausfall in einem
WWER-1000 mit ATHLET-CD, Technische Notiz,
GRS-V-3614R01520 – 05/2017, Mai 2017
- /KOS 15/ Kostov, M., Miloshev, M., Nikolov, Z., Klecherov, I.: NON-STRUCTURAL
MASS MODELING IN AIRCRAFT IMPACT ANALYSIS. Transactions
SMiRT-23, August 2015.
- /KRM 16/ Krmoian K., S. Stransky
Third International Conference on Nuclear Knowledge Management
(NKM), IAEA, Wien, November 2016, Konferenzdokumentation,
GRS-V-3614R01520-02/2016, Dezember 2016
- /LEE 14/ Lee, K., Jung, J.-W., Hong, J.-W.: Advanced aircraft analysis of an F-4
Phantom on a reinforced concrete building. Nuclear Engineering and
Design, 273:505 – 528, 2014, ISSN 0029-5493.
- /LEP 15/ Leppänen J., M. Pusa, T. Viitanen, V. Valtavirta, T. Kaltiaisenaho
“The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications
inf 2013,” Annals of Nuclear Energy 82, pp. 142-150, (2015).
- /LER 16/ Lerchl G., H. Austregesilo, P. Schöffel, D. Von Der Cron, F. Weyermann
“ATHLET 3.1A, User’ Manual”, GRS-P-1/Vol. 1 Rev. 7, Gesellschaft für
Anlagen- und Reaktorsicherheit, Deutschland, 2016
- /LOE 09/ Lötsch T., V. Khalimonchuk, A. Kuchin: PROPOSAL OF A
BENCHMARK FOR CORE BURNUP CALCULATIONS FOR A VVER-
1000 REACTOR CORE, Proceedings of the 19th Symposium of AER,
St. St. Constantine and Elena Resort, Bulgaria, 21-25. Sept. 2009, p. 53
- /LOE 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, Proceedings of the 20. Symposium of the AER on VVER Reac-
tor Physics and Reactor Safety, September 20 – 24, 2010, Espoo, Fin-
land, p. 249-335

- /LOE 11/ Lötsch T., V. Khalimonchuk, A. Kuchin: Solutions for the TASK 1 and TASK 2 of the Benchmark for Core Burnup Calculations for a VVER-1000 Reactor, Proceedings of the 21. Symposium of AER, Dresden, Germany, 19 -23 September, 2011, p. 233-316
- /LOE 12/ Lötsch T., V. Khalimonchuk, A. Kuchin: Consolidated data for task1 and status of task 2 of the benchmark for core burnup calculations for a VVER-1000 reactor, Proceedings of the 22. Symposium of AER, Pruhonice, Czech Republic, October 1 – 5, 2012, p. 257-340
- /LOE 13/ Lötsch, T. V. Khalimonchuk, A. Kuchin: Consolidated data and status of TASK 2 solutions of the benchmark for core burnup calculations for a VVER-1000 reactor, Proceedings of the 23rd AER Symposium on VVER Reactor Physics and Safety, Štrbské pleso, Slovakia, Sept. 30 – Oct. 4 2013, p. 313-317
- /LOE 14/ Lötsch T.: Fuel assembly burnup calculations for VVER fuel assemblies with the Monte Carlo code SERPENT, Kerntechnik 79 (2014) 4, p. 295
- /LOE 16/ Lötsch T. et. al.: The X2 Benchmark for VVER-1000 Reactor Calculations. Overview and Current Status, Proceedings of the 26th Symposium of the AER on VVER Reactor Physics and Safety, Helsinki, Finland, 10 – 14 October 2016, p. 107-165
- /LOF 17/ Horst Löffler u. a.
Sachstandsbericht zum NPP Medzamor, Armenien
Review of PSA level 2
Technische Notiz, GRS-V-3614R01520-09/2017, Mai 2017
- /LST 15/ LSTC: LS-DYNA, A Program for Nonlinear Dynamic Analysis of Structures in Three Dimensions, Version R7.1 (Mai 2014) und R8.0 (Januar 2015). Technischer Bericht, LIVERMORE SOFTWARE TECHNOLOGY CORPORATION (LSTC), 2015.
- /MAN 00/ Manturov G., M. Nikolayev, A. Tsiboulia, "Code for Constants Preparation CONSYST", Preprint IPPE, 2828 (2000).

- /MAN 06/ Manturov G., A. Kochetkov, M. Semenov, V. Doulin, L. Lykova, Y. Rozhikhin, "BFS-62-3A Experiment: Fast reactor core with U and U-PU fuel of 17% enrichment and partial stainless steel reflector", NEA/NSC/DOE (2006) 1 BFS2-LMFR-EXP-001 CRIT-SPEC-REAC-RRATE.
- /NEA 02/ OECD/NEA: A VVER-1000 LEU and MOX Assembly Computational Benchmark. Specification and Results, NEA/NSC/DOC(2002)10, OECD 2002
- /NEI 11/ NEI: Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs. Technischer Bericht NEI 07-13 [Revision 8P], Nuclear Energy Institute (NEI), April 2011.
- /NIE 17/ Niedrée D.
Herausforderungen bei der Realisierung von kleinen, modularen Reaktoren (SMR), Technical Note, GRS-V-3614R01520-03/2017, Mai 2017
- /OTT 16/ Matthias Otto: Technische Dokumentation zur Wissensbasis "Nukleare Sicherheit im Ausland"; Technische Dokumentation; Status 06.09.2016
- /OVD 16A/ Ovdiienko I., Y. Bilodid, M. Ieremenko, T. Lötsch: Aspects of using a best-estimate approach for VVER safety analysis in reactivity initiated accidents, Kerntechnik Vol. 81, No. 4, August 2016, p. 400
- /OVD 16B/ I. Ovdiienko, Y. Bilodid, M. Ieremenko, T. Lötsch: BEPU Approach for VVER Safety Analysis in RIA, Proceedings of the 26th Symposium of the AER on VVER Reactor Physics and Safety, Helsinki, Finland, 10 – 14 October 2016, p. 361
- /OVD 16C/ Ovdiienko I., M. Ieremenko: AER X2 Benchmark Draft Decision with the Use of PARCS Code, Proceedings of the 26th Symposium of the AER on VVER Reactor Physics and Safety, Helsinki, Finland, 10 – 14 October 2016, p. 97

- /PAA 17/ Panchenko A., W. Richter
Konzeptbeschreibung WWER-TOI,
Technische Notiz, 3611R01504-04/2014, März 2017
- /PAS 14/ I. Pasichnyk I., W. Zwermann, K. Velkov, S. Nikonov
Neutron-kinetic and Thermo-hydraulic Uncertainties in the Study of Kalinin-3 Benchmark, Proceedings of the 24th Symposium of the AER on VVER Reactor Physics and Safety, Sochi, Russian Federation, 14 – 19 October 2014, p. 485
- /PFA 17/ Pfeiffer A.
ASTRID – Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration, Technical Note, GRS-V-3614R01520-02/2017, April, 2017
- /PIL 17/ Piljugin E.
Generische Trends in der Entwicklung und Herstellung der Leittechnik für WWER-Reaktoranlagen, Technischer Bericht,
GRS-V-3614R01520-12/2017
- /PRJ 17A/ Preuß J.
Modellierung eines Reaktors des Typs WWER-1200/W-491 und seiner Leittechniksysteme mit dem Programm ATHLET, Technische Notiz,
GRS-V-3614R01520–12/2017, Mai 2017
- /PRJ 17B/ Preuß J.
Nachrechnung von Versuch 5 (komplexer Dampfleitungsbruch) an der PSB-WWER Versuchsanlage mit ATHLET, Technische Notiz,
GRS-V-3614R01520–13/2017, Mai 2017
- /PSB-03/ Melikhov, O.I.; et al.
Report about PSB-VVER description (including measurement system)
OECD PSB-VVER Project, Report No. PSB-03, April 2003
- /RD 95/ Руководящий Документ: Требования к содержанию отчета по анализу безопасности действующих на Украине энергоблоков АЭС с реакторами типа ВВЭР, РД издание официальное, 1995 (Leitlinie: Anforderungen an den Inhalt des Sicherheitsberichts für sich in der Ukraine in Betrieb befindliche KKW-Blöcke mit WWER-Reaktoren)

- /REA 16/ REARDEN B.T. and M.A. JESSEE, Eds., "SCALE Code System," ORNL/TM-2005/39, Version 6.2, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (2016).
- /REN 17/ Reinke, N.
Vergleichende Analyse des Spaltprodukttransportmodells SOPHAEROS bei ASTEC und ATHLET-CD, Technische Notiz, GRS-V-3614R01520–10/2017, Mai 2017
- /RIE 10/ Riedel, W., Nöldgen, M., Straßburger, E., Thoma, K., Fehling, E.: Local damage to Ultra High Performance Concrete structures caused by an impact of aircraft engine missiles. Nuclear Engineering and Design, 240(10):2633–2642, 2010, ISSN 0029-5493.
- /RIE 68/ Riera, J. D.: On the stress analysis of structures subjected to aircraft impact forces. Nuclear Engineering and Design, 8(4):415–426, 1968, ISSN 0029-5493.
- /ROH 16/ Rohde U., S. Kliem, U. Grundmann, S. Baier, Y. Bilodid, S. Duerigen, E. Fridman, A. Gommlich, A. Grahn, L. Holt, Y. Kozmenkov, S. Mittag, "The reactor dynamics code DYN3D - models, validation and applications", Progress in Nuclear Energy 89 (2016) 170-190.
- /SAF 93/ Sections from the safety analysis report of NPP Smolensk-3
Delivered from V. Safonov (NIKIET) to GRS in frame of BMFT project RS 942
"Smolensk-3 data from TOB_provided by NIKIET 1993.pdf"
- /SEC 14/ Investigation of changes in reactivity transients and accidents at nuclear power plants with RBMK-1000 using the bound version codes QUABOX/CUBBOX and ATHLET. Final Report. Report No. DNP-14/01-2014. Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS), Moscow, 2014

- /SEC 16A/ Khrennikov N., I. Danitcheva, A. Samokhin, V. Ivanov
«Investigation Programme related to BN-600 type Symmetric Core with DYN3D», Technical Note TASK A: Description of investigated models, Under Contract between SEC NRS and GRS 3614R01520-868100/06-UA-3364, UDK 621.039.58, DNP-14/11-2016, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety, Moscow 2016
- /SEC 16B/ Khrennikov N., I. Danitcheva, A. Samokhin, V. Ivanov
«Investigation Programme related to BN-600 type Symmetric Core with DYN3D», Technical Note TASK B: Self consistence tests for the four fuel cell types LEZ, HEZ, MEZ, BZ, TASK C: Cross verification for all FA types by M-C codes: SCALE 6.1, MCNP5, SERPENT
Under Contract between SEC NRS and GRS 3614R01520 - 868100/06 - UA-3364, UDK 621.039.58, DNP-14/18-2016, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety, Moscow 2016
- /SEC 16C/ Khrennikov N., I. Danitcheva, A. Samokhin, V. Ivanov
«Investigation Programme related to BN-600 type Symmetric Core with DYN3D» , Technical Note TASK D: Investigation of reactivity effects and coefficients by DYN3D, Under Contract between SEC NRS and GRS 3614R01520 - 868100/06- UA-3364, UDK 621.039.58, DNP-14/27-2016, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety, Moscow 2016
- /SEC 16D/ Khrennikov N., I. Danitcheva, A. Samokhin, V. Ivanov
«Investigation Programme related to BN-600 type Symmetric Core with DYN3D», Final Technical Report, Under Contract between SEC NRS and GRS 3614R01520- 868100/06 - UA-3364, UDK 621.039.58, DNP-14/29-2016, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety, Moscow 2016

- /SEC 16E/ Khrennikov N., I. Danitcheva, A. Samokhin, M. Bulychev
«Investigation of RBMK-1000 first generation transients for modernized core with reduced amount of graphite with coupled QUABOX/CUBBOX + ATHLET codes», Technical Note TASK A: Actualization of reactor facilities models for ATHLET and QUABOX/CUBBOX coupled codes for calculation of RBMK-1000 transients, Contract between SEC NRS and GRS 3614R01520-868100/11-UA-3388, UDK 621.039.58, DNP-14/25-2016, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety, Moscow 2016
- /SEC 16F/ Khrennikov N., I. Danitcheva, A. Samokhin
«Investigation of RBMK-1000 first generation transients for modernized core with reduced amount of graphite with coupled QUABOX/CUBBOX +ATHLET codes»
Technical Note TASK B: Investigations of transient with control rods withdrawal for RBMK modernized core with reduced amount of graphite.
TASK C: Investigation of Control and Protection System (CPS) circuit voiding for RBMK modernized core with reduced amount of graphite, Contract between SEC NRS and GRS 3614R01520-868100/11-UA-3388, UDK 621.039.58, DNP-14/28-2016, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety, Moscow 2016
- /SEC 17A/ Khrennikov N., I. Danitcheva, A. Samokhin, V. Ivanov
«Investigation of RBMK-1000 first generation transients for modernized core with reduced amount of graphite with coupled QUABOX/CUBBOX +ATHLET codes»
Technical Note TASK D: Investigation of vapor reactivity coefficient for RBMK-1000 units with reduced amount of graphite, Contract between SEC NRS and GRS 3614R01520-868100/11-UA-3388, UDK 621.039.58, DNP-14/04-2017, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety, Moscow 2017

- /SEC 17B/ Khrennikov N., I. Danitcheva, A. Samokhin, V. Ivanov
Investigation of RBMK-1000 first generation transients for modernized core with reduced amount of graphite with coupled QUABOX/CUBBOX +ATHLET codes, Final Technical Report
Contract between SEC NRS and GRS 3614R01520-868100/11-UA-3388, UDK 621.039.58, DNP-14/12-2017, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety, Moscow 2017
- /SIE 13/ Siefert, A., Henkel, F.: Validation of Integral Crash Simulation Method by Sandia Test Results for Phantom F4. Transactions SMiRT-22, August 2013.
- /SST 17/ Kondratyev S., Ie. Nikolaiev, I. Kutina, Ye. Veselov, L. Kutina
Analysis of Conditions Defining Safety of the Shelter within the New Safe Confinement (NSC), Technical Report, State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety, Kyiv, 2017
- /SUG 93/ Sugano, T., Tsubota, H., Kasai, Y., Koshika, N., Orui, S., von Riesemann, W., Bickel, D., Parks, M.: Full-scale aircraft impact test for evaluation of impact force. Nuclear Engineering and Design, 140(3):373–385, 1993, ISSN 0029-5493.
- /TAR 05/ Melikhov, O.I.; et al.
Test Analysis Report: Steam line break with simultaneous double-end break of one affected SG tube, with failure of HPIS pumps and possibility to use pressurizer relief valve for primary circuit depressurization (Test 5), TACIS Project R2.03/97, Part A, Report, 2005
- /TOI 13/ Atomenergoproject
«VVER-TOI» Design

- /TUE 17/ Schlussbericht zum Unterauftrag 868100/12-UA-3266 im Vorhaben 3614R01520: Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit und Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland (insbesondere in Osteuropa und bei INSC-Partnern) - Reaktorbaulinien und Wissensnetze, Transientenanalysen und Datenbibliotheken für WWER-1000-Reaktoren, (Arbeitspaket 12), für den Zeitraum Februar 2015 - März 2017
- /TUT 14/ Tutukin A. (NIKIET Moscow), S. Arndt, I. Bakalov (GRS Berlin)
COCOSYS data deck description and pilot analysis of a "Two Downcomer Pipes Break inside Leak-Tight Compartment" scenario in RBMK-1000 with 2-floor PSS (Reference NPP Smolensk, unit 2)
Technical Note GRS-V-3611R01504-03/2014
March 2014
- /TUT 16/ Tutukin A., D. Afremov
Исходные данные для разработки нодализационной схемы СЛА третьего энергоблока Смоленской АЭС для кодов COCOSYS и Co-Pool, 231.307 ИД, На 10 листах
Input data for the development of a nodalisation of the Accident Localisation System of NPP Smolensk, unit 3, for COCOSYS and CoPool, 10 pages
NIKIET Moscow, 2016
- /WAL 12/ Walter A. E., D. R. Todd, P. V. Tsvetkov,
„Fast spectrum reactors“, Springer-Verlag, 2012
- /ZAK 15/ М.О. Закутаев и др.
Применение метода анализа неопределенностей к расчетам аварийных режимов для РУ АЭС-2006, 9-я МНТК «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», ОКБ «Гидропресс», Подольск, Россия, 19-22 мая 2015 г.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 4.1	Errichtung neuer WWER-Kraftwerke.....	31
Abb.4.2	Partnerbetriebe von RASU (Stand Mai 2017)	34
Abb. 4.3	Übersicht zur Zertifizierung der RadICS-Plattform	37
Abb. 4.4	Abschnitt „Nachrichten“ im WWER-1000-Handbuch	38
Abb. 4.5	Übersichtstabelle zur Lebensdauererlängerung der WWER-440 Anlagen	39
Abb. 4.6	Ereignisse in WWER-1000-Anlagen aus der IRS-Datenbank.....	40
Abb. 5.1	Kurzinformationen zu Reaktortypen	44
Abb. 5.2	Landesinformationen zu Frankreich aus der Wissensbasis zu neuen Reaktoren.....	46
Abb. 5.3	Übersicht „neue leistungsstarke Reaktoren“ aus der Wissensbasis zu neuen Reaktoren	46
Abb. 5.4	Konzeptinformationen zum ABWR aus der Wissensbasis zu neuen Reaktoren.....	47
Abb. 5.5	Technologieinformationen zu Strategien zur Schmelzerückhaltung aus der Wissensbasis zu neuen Reaktoren	48
Abb. 5.6	Einstiegsseite der Wissensbasis zu neuen russischen Reaktoren	49
Abb. 5.7	Aufbau des Primärkreises des WWER-600/W-498	50
Abb. 5.8	Einstiegsseite zur Baulinien der schnellen Brutreaktoren.....	51
Abb. 5.9	Einstiegsseite des Standortdossiers	52
Abb. 5.10	Standorte von neuen Kernkraftwerken in Russland	53
Abb. 5.11	Standortseite zum KKW Nowoworonesh	53
Abb. 5.12	Schnittdarstellung durch das Reaktorgefäß	69
Abb. 5.13	Weiterentwicklung der Reaktorbaulinie WWER-1000/W-320	70
Abb. 5.14	Reaktordruckbehälter des VK-300	71
Abb. 5.15	Generation der Schiffsreaktoren von OKBM Afrikantov.....	72
Abb. 5.16	Aufbau des Primärkreises des RITM-200	73

Abb. 5.17	Von JSC "NIKIET" entwickelte Projekte der Reaktoranlagen im Leistungsbereich von 1 bis 300 MW _{el}	74
Abb. 5.18	Weiterentwicklung der Reaktorbaulinie WWER-1000	77
Abb. 5.19	Passive Sicherheitssysteme im Projekt WWER-TOI /TOI 13/	79
Abb. 5.20	Alternative Wärmesenke für extrem seltene äußere Einwirkungen /TOI 13/	80
Abb. 6.1	Graphische Darstellung des im Benchmark verwendeten Brennelement-Modells	82
Abb. 6.2	Ermittelte Aktiniden-Nuklidinventare nach 10 Jahren Abklingzeit gemittelt für alle UO ₂ -Brennstäbe. Dargestellt als relative Abweichung vom Mittelwert aller Ergebnisse.	83
Abb. 6.3	Definition relevanter Bereiche für die Freigabe von Gebäuden und Gelände kerntechnischer Anlagen	85
Abb. 6.4	Einheit von (drei) wichtigen EU Richtlinien.....	87
Abb. 7.1	Thermo-hydraulisches Schaltbild des Versuchsstandes PSB-WWER.....	92
Abb. 7.2	ADS-System (Druckentlastung in die Atmosphäre).....	93
Abb. 7.3	Übersicht der ATHLET-Nodalisierung für den Versuchsstand PSB-WWER.....	94
Abb. 7.4	Nodalisierung des Dampferzeugers.....	95
Abb. 7.5	ATHLET-Primärkreislaufmodell, Loop 1	102
Abb. 7.6	Nodalisierung der Dampferzeuger	104
Abb. 7.7	Verlauf der Hauptdampfleitung	105
Abb. 7.8	Struktur des Brennelements im BFS Benchmark	113
Abb. 7.9	BFS-62-3A Kernbeladung.....	114
Abb. 7.10	Axiale Zusammensetzung des homogenisiertes Brennelements	115
Abb. 7.11	Beladung des metallischen Kerns.....	118
Abb. 7.12	ATHLET-Modell des metallischen Kerns.....	118
Abb. 8.1	Darstellung der verwendeten ATHLET-CD Module und deren jeweilige Interdependenzen	126
Abb. 8.2	Darstellung des konzentrischen ECORE-Ringmodells	126

Abb. 8.3	Massenstrom durch die BRU-A (Schleife 1) und durch das DH-Sicherheitsventil	129
Abb. 8.4	Primärseitiger (oberes Plenum des RDB) und sekundärseitiger Druck (oberes Plenum des ersten Dampferzeugers).....	129
Abb. 8.5	Darstellung des gesamten Akkumulator-Inventars (violett), des primärseitigen Drucks, gemessen im oberen Plenum des RDBs (blau) und des gesamten primär-sekundärseitigen Wärmeaustausch in den Dampferzeugern (rot).....	130
Abb. 8.6	Darstellung des Drucks (blau), der Temperatur (rot), gemessen im oberen Plenum des RDBs und der Massenströme im unteren und oberen Plenum (grün, violett).....	130
Abb. 8.7	Zeitlicher Verlauf der Parameter TOTNPOW, SQLOSS, SQFLUI, SQOXID und SQPOW.	131
Abb. 8.8	ROD01 TCSU : Darstellung des zeitlichen Verlaufs der durchschnittlichen Hüllrohr-, und Schmelze/Krustentemperatur in den 12 Nodes des ersten Kernrings ROD01.....	131
Abb. 8.9	An Innenwand abgelagertes Masseninventar	133
Abb. 8.10	Gamma-Strahlungsleistung an der Innenwand im Primärkreislauf	134
Abb. 8.11	Alpha und Beta-Strahlungsleistung an der Innenwand im Primärkreislauf.....	134
Abb. 8.12	Im SOPHAEROS-Strömungspfad abgelagerte Sr-Masse	135
Abb. 8.13	Am Druckhaltersicherheitsventil freigesetzte Partikelmasse an Cs	135
Abb. 8.14	Ablagerungsmasse im Strömungspfad für das Element Sr	136
Abb. 8.15	Am Druckhaltersicherheitsventil freigesetzte Dampfmasse an Te.....	136
Abb. 8.16	Darstellung des MTLP Schalt-Signals (0 → 1, blaue Linie) für die Verlagerung der Schmelze bei 16003 Sek. und dem erstmaligen Anstieg des Schmelzevolumens im unteren Plenum ab 16800 sec (rote Linie).	137
Abb. 8.17	WWER-1000/320 Containment (KKW Balakovw-3), COCOSYS Nodalisierung, Druckhalterraum R11 mit Blitzsymbol (Freisetzungsort) markiert.....	140
Abb. 8.18	COCOSYS, Wasser-/Dampffreisetzung durch zwei Druckhaltersicherheitsventile in das Containment.....	146

Abb. 8.19	COCOSYS, Wasserstofffreisetzung durch zwei Druckhaltersicherheitsventile in das Containment.....	147
Abb. 8.20	COCOSYS, integrale Wasserstofffreisetzung in das Containment.....	147
Abb. 8.21	COCOSYS, Wärmeströme von Oberflächen des Kühlkreislaufes in die Containmentatmosphäre	148
Abb. 8.22	COCOSYS CSOH und AECOMP-Aerosolfreisetzung durch zwei Druckhaltersicherheitsventile in das Containment.....	149
Abb. 8.23	COCOSYS, integrale CSOH und AECOMP-Aerosolfreisetzung in das Containment.....	150
Abb. 8.24	COCOSYS, I-132 Freisetzung durch zwei Druckhaltersicherheitsventile in das Containment.....	150
Abb. 8.25	COCOSYS, integrale I-132 Freisetzung in das Containment	151
Abb. 8.26	COCOSYS, im Reaktorkern und im Containment freigesetzte Restwärme	152
Abb. 8.27	COCOSYS, Druckverlauf im Containment	153
Abb. 8.28	COCOSYS, Verlauf der Atmosphärentemperaturen in ausgewählten Containment-Zonen	154
Abb. 8.29	COCOSYS, Wasserstoffkonzentrationen in ausgewählten Containment-Zonen	155
Abb. 8.30	COCOSYS, Containment-Energiebilanz	156
Abb. 8.31	Darstellung der Kernmodellierung im generischen ATHLET Datensatz für einen WWER-440 Reaktor.....	162
Abb. 8.32	Kernmodellierung des WWER-440-Reaktors mittels ATHLET-CD.....	162
Abb. 8.33	ECORE-Modellierung des WWER-440-Reaktorkerns anhand einer vierteiligen Ringstruktur	163
Abb. 8.34	WWER-440 - Maximale Hüllrohrtemperatur im oberen Kernbereich	164
Abb. 8.35	WWER-440 – chemische Energieerzeugung (Oxidation und Nitrid-Bildung) im oberen Reaktorkernbereich.....	165
Abb. 8.36	WWER-440 - Summe des akkumulierten Wasserstoffs im oberen Kernbereich	165
Abb. 8.37	Nachzerfallsleistung bei ASTEC und ATHLET-CD.....	174

Abb. 8.38	Druckverläufe bis RDB-Versagen (ASTEC) bzw. Rechnungsende (ATHLET-CD).....	175
Abb. 8.39	Oxidationsleistung durch Zr-Material bei ASTEC und ATHLET-CD	175
Abb. 8.40	Cäsium Rückhaltung im Kühlkreislauf bei ASTEC	176
Abb. 8.41	Cäsium Rückhaltung im Kühlkreislauf bei ATHLET-CD	176
Abb. 8.42	Temperaturen in ausgewählten Volumen bei ASTEC	177
Abb. 8.43	Temperaturen in ausgewählten Volumen bei ATHLET-CD	177
Abb. 8.44	Wandtemperaturen in ausgewählten Volumen bei ASTEC	178
Abb. 8.45	Wandtemperaturen in ausgewählten Volumen bei ATHLET-CD	178
Abb. 9.1	Unsicherheiten des EPR Core Catchers.....	193
Abb. 9.2	Unsicherheiten der IVR-Strategie (AP1000).....	194
Abb. 9.3	Übersicht der beim EPR verwendeten Codes und Standards	196
Abb. 10.1	Betonvernetzung des FE-Modells der äußeren Containmentstruktur	201
Abb. 10.2	Bewehrungsvernetzung des FE-Modells der äußeren Containmentstruktur	202
Abb. 10.3	Details des vereinfachten Stoßkörpermodells eines Flugzeugs vom Typ Airbus A340-600 für LS-DYNA.....	204
Abb. 10.4	Vergleich des Stoßkörpermodells mit der Riera-Methode ($v_0=150$ m/s)	205
Abb. 10.5	Modellierung verschiedener Typen von Bügelbewehrung der generischen Stahlbetonplatte.....	207
Abb. 10.6	Geometrie der Aufprallflächen im vereinfachten Verfahren für ein Flugzeug von Typ Airbus A340-600.....	208
Abb. 10.7	Vergleich von Betonschädigungen auf der Frontseite der generischen Platte 500 ms nach dem Aufprall (Haarnadelbügel, v_1).....	209
Abb. 10.8	Vergleich von Betonschädigungen auf der Rückseite der generischen Platte 500 ms nach dem Aufprall (Haarnadelbügel, v_1).....	210
Abb. 10.9	Vergleich von zentralen rückseitigen Verschiebungen der generischen Stahlbetonplatte bei verschiedenen Methoden des Belastungseintrags (Haarnadelbügel, v_1).....	210

Abb. 10.10	Vergleich von Betonschädigungen auf der Frontseite der generischen Platte 380 ms nach dem Aufprall (Haarnadelbügel, v_2).....	211
Abb. 10.11	Vergleich von Betonschädigungen auf der Rückseite der generischen Platte 380 ms nach dem Aufprall (Haarnadelbügel, v_2).....	212
Abb. 10.12	Vergleich von zentralen rückseitigen Verschiebungen der generischen Stahlbetonplatte bei verschiedenen Methoden des Belastungseintrags (Haarnadelbügel, v_2).....	212
Abb. 10.13	Plastische Dehnungen bei Aufprallgeschwindigkeit v_1 nach 500 ms	215
Abb. 10.14	Zentrale rückseitige Plattenverschiebungen zu verschiedenen Bügelbewehrungsarten bei einer Aufprallgeschwindigkeit von v_1	215
Abb. 10.15	Plastische Dehnungen bei Aufprallgeschwindigkeit v_3 nach 620 ms	216
Abb. 10.16	Zentrale Plattenverschiebungen zu verschiedenen Bügelbewehrungsarten bei einer Aufprallgeschwindigkeit von v_3	216
Abb. 10.17	Plastische Dehnungen der innenliegenden Biegebewehrung bei einer Aufprallgeschwindigkeit von v_4 nach 820 ms.....	217
Abb. 10.18	Schädigungszustände der A320-Stoßkörpermodelle während des Aufpralls der Flügelstrukturen (SPH-Modell links, Schalenmodell rechts)	218
Abb. 12.1	SLS des KKW Smolensk-3, grün gefärbt: fein nodalisierter Raumbereich für LBB-Analysen.....	236
Abb. 12.2	COCOSYS, KKW Smolensk-3, Vergleich des berechneten Druckverlaufs im Leckraum bei angenommenen Leckagen von 10 bis 500 kg/h	238
Abb. 12.3	Schema des Störfalllokalisierungssystems des KKW Smolensk-3, blau eingerahmt: mit CoPool berechneter Bereich	243
Abb. 12.4	CoPool Eingabe, Aufbau der Datei "Geometry.xml" für das KKW Smolensk-3.....	244
Abb. 12.5	Geometrie des Druckabbausystems des KKW Smolensk-3.....	244
Abb. 12.6	CoPool Datensatz, Wandelemente und daraus resultierendes Fluid-Gitter für den Wasserbereich des Druckabbausystems im KKW Smolensk-3.....	245
Abb. 12.7	COCOSYS-CoPool, Überblick der gekoppelten Verbindungen zum Wasserbereich des Druckabbausystems (COCOSYS Ausgabe)	246

Abb. 12.8	COCOSYS Eingabe, Aktivierung von CoPool und Definition der Zonen, die durch CoPool berechnet werden	247
Abb. 12.9	COCOSYS-CoPool, an COCOSYS übertragene Ergebnisse für die durch CoPool berechneten Zonen	248
Abb. 12.10	KKW Smolensk-3, COCOSYS-CoPool, Druckverlauf im Druckabbausystem, Kurzzeitphase	249
Abb. 12.11	KKW Smolensk-3, COCOSYS-CoPool, Druckverlauf im Druckabbausystem	249
Abb. 12.12	KKW Smolensk-3, COCOSYS-CoPool, Wasserhöhenstand im Druckabbausystem	250
Abb. 12.13	KKW Smolensk-3, COCOSYS-CoPool, mittlere Wassertemperatur im Druckabbausystem	251
Abb. 12.14	KKW Smolensk-3, COCOSYS-CoPool, Massestrom in einer Drainageverbindung	251
Abb. 12.15	KKW Smolensk-3, CoPool, Temperaturverteilung des Wassers im Druckraumsystem, Zeitpunkt 86 s	252
Abb. 12.16	ATHLET-Nodalisierung der linken Kernhälfte	255
Abb. 12.17	Grafische Visualisierung des ATHLET-Modells. Schnappschuss bei $t=100$ s	256
Abb. 12.18	Hauptmenü der GUI für die automatisierte Erzeugung des Eingabedatensatzes für den gekoppelten Code ATHLET 3.0 und QUABOX/CUBBOX	257
Abb. 12.19	Kernbeladung und Steuerstabstellung des Kursk-1 KKW's	260
Abb. 12.20	Gesamtleistung des Reaktors	261
Abb. 12.21	Leistung im heißen Kanal	261
Abb. 12.22	Brennstofftemperatur in der Mitte des heißen Kanals	261
Abb. 12.23	Hüllrohrtemperatur im heißen Kanal	262
Abb. 12.24	Gesamtleistung des Reaktors	264
Abb. 12.25	Leistung im heißen Kanal	264
Abb. 12.26	Brennstofftemperatur in der Mitte des heißen Kanals	264
Abb. 12.27	Hüllrohrtemperatur im heißen Kanal	265

Abb. 12.28	Gesamtleistung des Reaktors.....	267
Abb. 12.29	Leistung im heißen Kanal	267
Abb. 12.30	Brennstofftemperatur in der Mitte des heißen Kanals	267
Abb. 12.31	Hüllrohrtemperatur im heißen Kanal	268
Abb. 12.32	ATHLET Nodalisierung des RBMK-1000 CPSCC Systems	268
Abb. 12.33	Gesamtleistung des Reaktors.....	269
Abb. 12.34	Volumetrischer Dampfgehalt im Reaktor.....	270
Abb. 12.35	Massenstrom im CPS-Kanal.....	270
Abb. 13.1	Grenzkurve des Stableistung in Abhängigkeit vom Abbrand für UO ₂ - Stäbe	274
Abb. 13.2	Grenzkurve des Stababbrandes in Abhängigkeit vom Abbrand für Gd ₂ O ₃ -UO ₂ -Stäbe	274
Abb. 13.3	Erlaubte und empfohlene Steuerstabstellung der Regelgruppe nach 12 Stunden Betrieb auf konstantem Leistungsniveau	276
Abb. 13.4	Diagramm der erlaubten relativen BE-Leistung K _q	277
Abb. 13.5	Ergebnisse der Berechnung von stabweisen Leistungsverteilungen während der Transiente "Xe Schwingung"	277
Abb. 13.6	Berechnete Hüllrohrtemperaturen in verschiedenen Höhenschichten des Reaktorkerns während der Transiente "Steuerstabauswurf"	278
Abb. 13.7	Berechnete axiale Brennstofftemperaturen in verschiedenen Höhenschichten während der Transiente "Steuerstabauswurf"	279
Abb. 13.8	Kritische Borkonzentration (1) und die absoluten Differenzen (2) in Abhängigkeit von Kernabbrand für den zweiten Zyklus.....	287
Abb. 13.9	Experimentelle und berechnete Werte der differentiellen Steuerstabwirksamkeit zu BOC, HZP für den 1. und 2. Zyklus.....	288
Abb. 13.10	Experimentelle und berechnete Werte der differentiellen Steuerstabwirksamkeit zu BOC, HZP für den 1. und 2. Zyklus.....	289
Abb. 13.11	Experimentelle und berechnete integrale Steuerstabwirksamkeiten zu BOC, HZP für den 1. und 2. Zyklus	289
Abb. 13.12	Experimentelle und berechnete integrale Steuerstabwirksamkeiten zu BOC, HZP für den 3. und 4. Zyklus	290

Abb. 13.13	Axiale BE-Leistungsdichteverteilung des BE Nr. 82 zu BOC des 2. Zyklus (1) und der Abweichungen vom Mittelwerte (2).....	291
Abb. 13.14	Relative Abweichung RMS der Stableistungsverteilung für die BE 390GO und 39AWU (Vergleich DYN3D und PERMAK)	292
Abb. 13.15	Verlauf der Reaktorleistung (1) und der Reaktorperiode T (2) während der Transiente "RESA infolge T<10s"	293
Abb. 13.16	Axiales Offset (1) und Relative axiale Leistungsdichteverteilung des BE Nr. 82 (2) während der Transiente "Xe-Schwingungen" (Task 4, Subtask 4.2) des X2 Benchmarks	294
Abb. 13.17	Speisewassertemperatur (1) und –massenstrom (2) bei der Transiente „Abschaltung einer von vier HKMP“	295
Abb. 13.18	Thermische Reaktorleistung (1) und Kerneintrittstemperatur (2) bei der Transiente „Abschaltung einer von vier HKMP“	296
Abb. 13.19	Maximale Brennstofftemperatur (1) und Hüllrohrtemperatur (2) im Verlauf des Störfalls "Steuerstabauswurf"	301
Abb. 13.20	Einseitiges oberes Toleranzlimit und konservative Abschätzung der maximalen Hüllrohrtemperatur (1) und Ergebnisse der 100 DNB-Berechnungen für BEPU-Analyse in der UAM (2) nach dem Störfall "Steuerstabauswurf" bei Nennleistung des Reaktors	301
Abb. 13.21	Spearman's Rangkorrelationskoeffizient für die wichtigsten unsicheren Eingabeparameter für die Transiente „Steuerstabauswurf“ bei Reaktornennleistung	302
Abb. 13.22	Verlauf der relative maximalen Stableistung während der Transiente "Aktivierung einer Reaktorkühlschleife"	303
Abb. 13.23	Verlauf der maximalen Brennstofftemperatur (1) und des DNB (2) während der Transiente mit konservativem und best-estimate Ansatz... ..	304
Abb. 13.24	Ergebnis der Unsicherheitsanalyse bzgl. der Thermischen Reaktorleistung (1) und Kühlmitteltemperatur am Kerneintritt (2) bei Transiente „HKMP Abschaltung“ (TASK4, 4.3)	306
Abb. 13.25	Thermischen Reaktorleistung (1) und Kühlmitteltemperatur am Kerneintritt (2) bei Transiente „HKMP Abschaltung“ (TASK4, 4.3) berechnet mit dem BEPU-Transientenmodell	306
Abb. 14.1	Projektplan zur Migration	312
Abb. 14.2	Startseite des InfoServers (SharePoint 2013).....	315

Abb. 14.3	Migrierte Portalseite mit Fehlern	316
Abb. 14.4	Erstellte Seite „CSF-Sicherheitsrelevante Daten“	318
Abb. 14.5	Erstellte Kooperationsseite zum KKW Armenien.....	320
Abb. 14.6	Informationsseite der GRS im ETSO InfoPool	321
Abb. 14.7	Riskaudit Portal – Einstiegsseite des Teilbereichs „Projects“	321
Abb. 14.8	Riskaudit Portal – Projektseite	322
Abb. 14.9	Startseite des RISKAUDIT Portals.....	323
Abb. 14.10	Startseite des HelpCenters auf dem InfoServer	324
Abb. 14.11	Schulungsvideos im RISKAUDIT Portal.....	324
Abb. 14.12	Seite mit Webpart zum Dokumenten-Monitoring (rechts).....	327
Abb. 14.13	Dokumentenablage mit harmon.ie	327
Abb. 14.14	Systemübersicht COGITO Studio (Quelle: Expert System).....	329
Abb. 14.15	Liste überführter DokuINT Dokumente inkl. Metainformationen	331
Abb. 14.16	Angepasste Suchseite für die DokuINT	332
Abb. 14.17	Co-Occurrence Network Analyse eines Dokument-Pools von IAEO-Dokumenten	335
Abb. 14.18	Bibliotheken der DokuINT unter SharePoint 2013.....	337
Abb. 14.19	Startseite der Technischen Dokumentation Internationales (DokuINT) ..	338
Abb. 14.20	Designentwurf für die Länderinformationsseite	339
Abb. 14.21	Startseite der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“	340
Abb. 14.22	Länderinformationsseite für Finnland	341
Abb. 14.23	Informationsseite für Reaktorkonzept ASTRID.....	341
Abb. 15.1	GRS-SSTC Arbeitstreffen im Juli 2015 bei der GRS in Berlin	350
Abb. 16.1	Etappen und Strategien der Konversion des Sarkophags	357
Abb. 16.2	Blick auf den Sarkophag nach Platzierung des NSC.....	358
Abb. 17.1	Informationsbereich der nationalen Plattformen innerhalb des GNSSN.....	360
Abb. 17.2	Teilnehmer des IAEO Consultancy Meeting in Berlin.....	362

Abb. 17.3	Länder mit finalisieren NNSKP-Plattformen	364
Abb. 17.4	Einstiegsseite zu NNSKP-Plattformen im geschlossenen Bereich des GNSSN.....	364

Tabellenverzeichnis

Tab. 4.1	Sicherheitskonzept der Leittechnik für die modernen WWER-Anlagen	35
Tab. 7.1	Hauptcharakteristik des Versuchsstandes PSB-WWER.....	91
Tab. 7.2	Liste der Anfangsparameter des Versuchs 5	96
Tab. 7.3	Ereignisliste des Versuchs 5 im Vergleich zur ATHLET-Rechnung.....	97
Tab. 7.4	Liste der vorbereiteten Lecks.....	107
Tab. 7.5	Funktionen der Plugin-Bibliothek BOP-491	109
Tab. 7.6	Multiplikationsfaktoren aus Monte Carlo Codes im Vergleich mit Messwerten	113
Tab. 7.7	Steuerstabwirksamkeit berechnet mit KENO im Vergleich mit den Messwerten	114
Tab. 7.8	Natrium-Void-Reaktivitätskoeffizient berechnet mit KENO im Vergleich mit den Messwerten.....	115
Tab. 7.9	Multiplikationsfaktoren berechnet mit DYN3D-MG	116
Tab. 7.10	Steuerstabwirksamkeiten berechnet mit DYN3D im Vergleich mit den Messwerten	117
Tab. 8.1	Konzentrisches ECORE-Ringmodell.....	127
Tab. 8.2	Betrachtete chemische Verbindungen bei der COMONLY-Option.....	132
Tab. 9.1	Vergleich unterschiedlicher Methoden zur Bestimmung der Zuverlässigkeit passiver Systeme.....	186
Tab. 9.2	Verwendete Codes und Standards nach Ländern.....	197
Tab. 9.3	Länderspezifische Ausführung der Pumpenkühlung und Wassertankauskleidung des Notspeisesystems	198
Tab. 10.1	Bewehrungsgrad der äußeren Containmentstruktur.....	201
Tab. 10.2	Elementzahlen des FE-Modells der äußeren Containmentstruktur	202
Tab. 10.3	Zuordnung von Simulationsergebnissen zu Schadensklassen einer generischen Stahlbetonplatte bei Variation von Bügelbewehrungsausführung und Aufprallgeschwindigkeit (R=Risse, BP=Beinahe Perforation, P=Perforation)	214

Tab. 12.1	Ereignisablauf beim Ausfahren eines zentralen Steuerelements.....	259
Tab. 12.2	Ereignisablauf bei dem zentralen Steuerstabgruppe-Ausfahren.....	263
Tab. 12.3	Ereignisablauf beim Ausfahren eines peripheren Steuerstabs	266
Tab. 12.4	Ereignisablauf bei der CPS-Voidtransiente	269
Tab. 13.1	RMS aus dem Vergleich der berechneten und gemessenen Borkonzentrationen (g/kg).....	284
Tab. 13.2	RMS aus dem Vergleich mit dem berechneten Mittelwert der kritischen Borkonzentration (g/kg).....	284
Tab. 13.3	Relative Abweichungen RMS der berechneten 2D Leistungsdichteverteilungen von den gemessenen (%) [17]	286
Tab. 13.4	Relative Differenzen RMS der berechneten 2D Leistungsdichteverteilungen im Vergleich mit den Mittelwerten (Mean, %) [17].....	286
Tab. 13.5	Relative Abweichungen RMS der berechneten 2D Abbrandverteilungen von den Mittelwerten (%).....	287
Tab. 13.6	Relative Abweichungen der berechneten Stableistungsverteilungen von den Mittelwerten für das BE TVSA 390GO (%)	291
Tab. 13.7	Relative Abweichungen der berechneten Stableistungsverteilungen von den Mittelwerten für das BE TVSA 398AWU (%)	291
Tab. 13.8	Liste unsicherer Eingabeparameter für das Transientenmodell „Xe- Schwingungen“ (Task 4, Subtask 4.2 des X2 Benchmarks).....	305

Abkürzungen

ABWR	Advanced Boiling Water Reactor von Hitachi
ÄD	Änderungsdienst
AES-92	Russische WWER-Baulinie (Generation 3)
AES-2006	Russische WWER-Baulinie (Generation 3+)
ADS	Accident Depressurization System
ANRA	Armenian Nuclear Regulatory Authority
ANSYS AUTODYN	Explicit Analysis for Nonlinear Dynamics (Rechenprogramm)
AP	Arbeitspaket, Arbeitspunkt
AREVA	Französischer Industriekonzern
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
ATHLET-CD	Simulationscode für Kernschmelzunfälle
ATLAS	ATHLET-Analyse-Simulator
ATMEA	Druckwasserreaktor von Mitsubishi Heavy Industries und AREVA
ATWS	Anticipated Transient Without SCRAM
BDBA	Beyond Design Basis Accident
BE	Brennelement
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BMUB	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
BMWi	Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie
BN-600	russischer natriumgekühlter schneller Reaktor
BN-800	russischer natriumgekühlter schneller Reaktor
BNRA	Bulgarian Nuclear Regulatory Authority
BREST	bleigekühlter schneller Reaktor (Russland – in Entwicklung)
BRU-A	Frischdampf-Abblaseregelventil
BRU-K	Dampfumleitstation in den Kondensator
CANDU	CANada Deuterium Uranium – Schwerwasser-Reaktor
CNS	Nukleare Sicherheitskonvention (Convention on Nuclear Safety)

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
DG	Dieselmotor
DH	Druckhalter
DYN3D	3D neutronenphysikalisches Programm des Helmholtz Zentrum Dresden Rossendorf
EU	Europäische Union
EVA	Einwirkung von außen
FE	Finite Elemente
FLAB	Flugzeugabsturz
FPGA	Field Programmable Gate Array
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
HA-2, HA-3	passive Reaktor-Flutbehälter
HD-	Hochdruck-
HKMP	Hauptkühlmittelpumpe
IAEO / IAEA	Internationale Atom-Energie Organisation / International Atomic Energy Agency
IEC	International Electrotechnical Commission
INSC	EU-Zusammenarbeitsprogramm für Nukleare und Strahlensicherheit
IVR	Rückhaltung der Schmelze im RDB durch Kühlung der RDB-Wand von außen (in-vessel retention)
KKW	Kernkraftwerk
LV	Leistungsvereinbarung
LZF	Last-Zeit-Funktion
MELCOR	Rechenprogramm für die Analyse von schweren Störfällen
MOX	Mischoxid (Urandioxid UO_2 und Plutoniumdioxid PuO_2)
ND-	Niederdruck-
NIKIET	JSC „N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering“ (Russisches Designinstitut, u.a. RBMK)
NPP	Nuclear Power Plant
NRSC	Nuclear Radiation & Safety Center, TSO der armenischen Behörde für nukleare Sicherheit

OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung
OKB „Gidropress“	Designinstitut, Hauptkonstrukteur der WWER-Reaktoranlagen
PKL	Primärkreislauf
PSA	Probabilistic Safety Analysis – Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSA-2	Probabilistic Safety Analysis, Level 2
PSAR	Preliminary Safety Analysis Report
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	Wissenschaftlich-Technisches Zentrum der russischen Behörde Rostechnadzor (Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety)
SLS	Störfalllokalisierungssystem
SMR	Small and Modular Reactor
SNL	Sandia National Laboratories
SNRIU	Ukrainischen Behörde für nukleare Sicherheit
SPH	Smoothed Particle Hydrodynamics
SPOT	Luftgekühltes passives Wärmeabfuhrsystem aus den DE
SSTC NRS	State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety – TSO der ukrainischen Behörde SNRIU
STUK	Finnische Nukleare Aufsichtsbehörde
TSO	Technical Safety Organisation
TÜV	Technischer Überwachungsverein
UA	Unterauftrag
US-DoE	Department of Energy (USA)
WBER	Modular aufgebauter russischer Druckwasserreaktor
WTZ	Wissenschaftlich-Technisches Zentrum (der Behörden)
WWER oder VVER	Russischer Druckwasser-Reaktortyp (Wasser-Wasser-Energieraktor)
WWER-SKD	WWER mit überkritischen Parametern
WWER-TOI	WWER-1300 mit optimiertem Design gegenüber den AES-2006

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14

85748 Garching b. München

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

10719 Berlin

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

38122 Braunschweig

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de