

**Nukleare Sicherheit  
im Ausland -  
Reaktorkonzepte,  
Baulinien und  
Wissensplattformen**

## **Nukleare Sicherheit im Ausland - Reaktorkonzepte, Baulinien und Wissensplattformen**

Wolfgang Richter et al.

Oktober 2020

### **Anmerkung:**

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) unter dem Kennzeichen 4717R01520 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**

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

## **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: V. Ivenin, E. Piljugin, W. Richter

Kapitel 4: B. Becker, V. Ivenin, W. Richter

Kapitel 5: J. Bousquet, A. Travleev

Kapitel 6: J. Preuss

Kapitel 7: S. Arndt, C. Köllein

Kapitel 8: B. Becker

Kapitel 9: L. Bahr, C. Heckötter, J. Sievers

Kapitel 10: L. Küchler, V. Hannstein, W. Richter

Kapitel 11: S. Arndt, I. Bakalov, Y. Perin

Kapitel 12: T. Lötsch (TÜV SÜD IS-ET)

Kapitel 13: F. Dierschow

Kapitel 14: A. Berthold, F. Dierschow, V. Ivenin, W. Richter, H. Teske

Kapitel 15: A. Berthold, L. Küchler

Kapitel 16: V. Ivenin, H. Teske

Kapitel 17: R. Henry, W. Richter, H. Teske





## **Kurzfassung**

Im BMU-Vorhaben 4717R01520 mit einer Laufzeit vom 19.07.2017 bis 31.05.2020 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) wurde systematisch fortgesetzt.

Weitere Schwerpunkte der Arbeiten im Vorhaben waren die Anpassung und Pilot-Anwendung moderner Analysemethoden und –programme der GRS an Reaktorbaulinien 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**

In the BMU project 4717R01520, which runs from July 19, 2017 to May 31, 2020, 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 through own scientific and technical studies as well as through participation in international activities on questions of ensuring nuclear safety abroad as well as by monitoring the development of selected new reactor concepts and the regulatory framework. The gathering, compilation, development and keeping of the necessary knowledge about nuclear safety abroad (especially in Eastern Europe) was systematically continued.

Other key aspects of the work in the project were the adaptation and pilot application of modern GRS analysis methods and programs to reactor plants and facilities of Russian designs, usually together with competent partner organisations from the respective countries, as well as the conceptual development of methods of Knowledge management and cooperation platforms. The latter work also included pilot testing of selected suitable knowledge management tools.

This final report summarizes the results that were achieved in the 17 work packages of the project.



# Inhaltsverzeichnis

	<b>Kurzfassung</b> .....	III
	<b>Abstract</b> .....	V
<b>1</b>	<b>Einleitung</b> .....	<b>1</b>
1.1	Zielsetzung des Vorhabens .....	1
1.2	Arbeitsprogramm .....	3
<b>2</b>	<b>Arbeiten und Ergebnisse in den Arbeitspaketen „Projektmanagement und Projektcontrolling (AP 1)“ und „Informationsaustausch und Programmkoordination (AP 2)“</b> .....	<b>5</b>
2.1	Projektmanagement und Projektcontrolling (AP 1).....	5
2.2	Informationsaustausch und Programmkoordination (AP 2) .....	8
<b>3</b>	<b>Baulinienspezifische Arbeiten und Baulinienhandbücher (AP 3)</b> .....	<b>11</b>
3.1	Zielsetzung .....	11
3.2	Verfolgung und Auswertung von Informationen zu den Reaktorbaulinien WWER-1000, WWER-440 und RBMK.....	11
3.2.1	Verfolgung des Störungsgeschehens in Kernkraftwerken mit russischen Anlagen .....	12
3.2.2	Arbeitstreffen mit ukrainischen und russischen Experten zur Auswertung der Betriebserfahrungen der Kernkraftwerke.....	15
3.2.3	Fachdossiers zu aktuellen sicherheitstechnischen Fragestellungen .....	17
3.2.4	Teilnahme und Auswertung von Konferenzen zur Sicherheit der WWER-Reaktoren .....	26
3.2.5	Fachgespräch zu den russischen Reaktoren der Baulinie WWER- 1000/W-320 in Bulgarien, Tschechien und in der Ukraine.....	31
3.2.6	Einsatz von softwarebasierter Sicherheitsleittechnik in den WWER- Anlagen .....	31
3.3	Pflege und Weiterentwicklung der GRS-Baulinien-Handbücher .....	40

<b>4</b>	<b>Verfolgung und Aufarbeitung von Entwicklungen neuer Reaktorkonzepte (AP 4)</b> .....	<b>47</b>
4.1	Zielsetzung .....	47
4.2	Erweiterung und Aktualisierung der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ .....	47
4.3	Erweiterung der Kenntnisse und Vergleich der Sicherheitsansätze in neuen leistungsstarken Reaktoren (sogenannte GEN-3 Konzepte) .....	53
4.3.1	Ausgewählte länderspezifische Unterschiede der EPR-Versionen.....	54
4.3.2	Sicherheitstechnisches Konzept des Hualong One Reaktors.....	61
4.4	Erweiterung der Kenntnisse und Vergleich der Sicherheitsansätze bei innovativen Reaktoren (GEN-4 Konzepten) .....	63
4.4.1	Sicherheitsansätze bei natriumgekühlten Schnellen Reaktoren .....	64
4.4.2	Sicherheitsansätze bei Hochtemperaturreaktoren.....	67
4.4.3	Konzeptbeschreibung HTR Modul / HTR-PM.....	69
4.5	Erweiterung der Kenntnisse und Vergleich der Sicherheitsansätze bei „Small and Modular Reactors“ (SMR Konzepten) .....	70
4.5.1	Konzeptbeschreibung NuScale .....	71
4.5.2	Kurzkonzeptbeschreibung IMSR.....	76
4.5.3	Kurzkonzeptbeschreibung UK SMR.....	81
4.5.4	Mikroreaktoren.....	83
4.5.5	Cogeneration Anwendungen von SMR .....	90
4.6	Erweiterung und Dokumentation der Erkenntnisse zu neuen russischen Reaktoren .....	95
4.6.1	Anlagenbeschreibung AES-2006 mit WWER-1200/W-491 .....	95
4.6.2	Weiterentwicklung der Wissensbasis zu neuen russischen Reaktoren ....	97
4.7	ENSREG Peer Review Mission zum Stresstest Report der belarussischen Aufsichtsbehörde .....	101
4.8	Teilnahme und Auswertung von Konferenzen zu neuen Reaktoren .....	103
<b>5</b>	<b>Modellentwicklung für reaktorphysikalische Analysen (AP 5)</b> .....	<b>113</b>
5.1	Weiterentwicklung der Simulationsprogramme für schnelle, flüssigmetallgekühlte Kernreaktoren .....	113
5.1.1	Zielsetzung .....	113

5.1.2	Beschreibung des Datensatzes für den BN-800 Reaktorkern .....	115
5.1.3	Entwicklung eines Open-Core Modells des BN-800 Kerns.....	117
5.1.4	Entwicklung des Modells des gesamten Kühlkreislaufs des BN-800 Reaktors .....	119
5.1.5	Modellierung von Natriumsieden im natriumgekühlten schnellen Reaktor BN-800 .....	136
5.1.6	Entwicklung eines Python-Moduls im Kernsimulator KMACS für Wirkungsquerschnittserzeugung .....	139
5.1.7	Berechnung des Brennstoff-Abbrands für den BN600-MOX-Kern.....	140
5.1.8	Implementierung einer natriumspezifischen Druckverlustkorrelation in ATHLET 3.2 über die ATHLET-Python-Schnittstelle .....	142
5.2	Methodenentwicklung zur Nutzung Künstlicher Neuronaler Netze (KNN) am Beispiel des OECD/NEA-Benchmarks Rostov-2 .....	143
5.2.1	Analyse des vorläufigen Datensatzes aus dem Rostov-2 Benchmark....	143
5.2.2	KNN für die Interpolation von Wirkungsquerschnitten .....	150
<b>6</b>	<b>Modellentwicklung und Störfallanalysen für russische Reaktorkonzepte (AP 6).....</b>	<b>157</b>
6.1	Zielsetzung .....	157
6.2	Entwicklung und Test des ATHLET-Anlagendatensatzes für das neue russische Reaktorkonzept AES-2006.....	158
6.2.1	Datenbericht zu einem Reaktor des Typs WWER-1200/W-491 .....	158
6.2.2	Entwicklung des ATHLET-Datensatzes mit Experten von SEC NRS .....	160
6.2.3	Datensatzbeschreibung .....	162
6.2.4	Überprüfung des Datensatzes durch einfache Testrechnungen.....	164
6.2.5	Verbesserung des Dampferzeugermodells .....	168
6.3	Erstellung von Reglermodellen .....	169
6.3.1	Einleitung.....	169
6.3.2	Vergleich BOP-Routinen und BOP-Plugin .....	170
6.3.3	Regler auf Basis des Analysesimulators ATHLET-CMS.....	173
6.3.4	Regler nach SEC NRS Datenbericht.....	175



<b>7</b>	<b>Analyse von schweren Störfällen in WWER-1000-Reaktoren (AP 7) .....</b>	<b>179</b>
7.1	Weiterentwicklung der gekoppelten Analysen mit ATHLET-CD und COCOSYS.....	179
7.1.1	Zielsetzung .....	179
7.1.2	Durchgeführte Arbeiten und Arbeitsergebnisse.....	180
7.1.3	Zusammenfassung .....	239
7.2	Untersuchungen zur Außenkühlung des WWER-1000-Druckbehälters mit ATHLET-CD.....	240
7.2.1	Übersicht .....	240
7.2.2	Durchgeführte Arbeiten.....	240
<b>8</b>	<b>Untersuchungen zu Sicherheitsstrategien bei neuen Reaktorkonzepten (AP 8) .....</b>	<b>245</b>
8.1	Vertiefte Untersuchung zur Umsetzung des gestaffelten Sicherheitskonzeptes bei neuen Reaktoren.....	245
8.2	Vertiefte Untersuchung von alternativen Brennstoffkonzepten.....	251
8.3	Verfolgung des Standes von W&T bei Strategien zu Schmelzerückhaltung und passiven Systemen .....	254
<b>9</b>	<b>Verfeinerte Untersuchungen zur Grenztragfähigkeit von Containmentstrukturen bei äußeren Einwirkungen infolge Flugzeugabsturz (AP 9) .....</b>	<b>257</b>
9.1	Einleitung.....	257
9.2	Simulationsmodell eines WWER-1000 Kernkraftwerks (Typ B-466) für den Lastfall Flugzeugabsturz .....	257
9.3	Untersuchung des Einflusses von Modellparametern .....	260
9.3.1	Einfluss der Modellierungseinheit .....	260
9.3.2	Einbettung der Bewehrungselemente in die Beton-Volumenelemente ...	261
9.3.3	Beton-Materialmodell.....	262
9.3.4	Feinheit der Bewehrungsdiskretisierung .....	266
9.4	Variation der Aufprallgeschwindigkeit .....	268
9.5	Berücksichtigung von Auf- und Anbauten des Reaktorgebäudes.....	272
9.6	Zusammenfassung und Ausblick .....	275

<b>10</b>	<b>Erfahrungsaustausch zu aktuellen Fragen der nuklearen Sicherheit .....</b>	<b>279</b>
10.1	Nukleare Sicherheit und Strahlenschutz beim Umgang mit Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen sowie bei der Stilllegung von Kernkraftwerken.....	279
10.1.1	Gemeinsamer Rechenbenchmark mit SEC NRS zum Vergleich der numerischen Verfahren zur Nuklidinventarbestimmung von bestrahltem Kernbrennstoff.....	279
10.1.2	Erfahrungsaustausch zu nuklearer Sicherheit und Strahlenschutz beim Umgang mit Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen sowie bei der Stilllegung von Kernkraftwerken.....	284
10.2	Erfahrungsaustausch zu Sicherheitsanalysen für das KKW Armenien...	293
10.3	Weitere fachliche Expertentreffen .....	297
<b>11</b>	<b>Sicherheitstechnische Untersuchungen für KKW mit RBMK-Reaktoren (AP 11).....</b>	<b>303</b>
11.1	Weiterentwicklung der Modelle für Analysen des Störfalllokalisierungssystems von RBMK-Reaktoren.....	303
11.1.1	Zielsetzung .....	303
11.1.2	Weiterentwicklung des 3D Modells für das Druckabbausystem mit CoPool.....	304
11.1.3	Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse für ein kleines Leck.....	322
11.2	Modellentwicklung und Analyse des Kernverhaltens bei Störfällen in RBMK-Reaktoren.....	349
11.2.1	Zielsetzung .....	349
11.2.2	Realistische Berücksichtigung der Xenon Vergiftung .....	350
11.2.3	Restart Funktion .....	351
11.2.4	Sonstige Modellentwicklungen.....	351
11.2.5	Fehlerhafte Einspeisung des Notkühlsystems in den Reaktor.....	353
<b>12</b>	<b>Sicherheitstechnische Analysen für gemischte Reaktorkerne sowie zur Rekritikalität bei einem schweren Kernschmelzunfall für WWER-1000-Reaktoren (AP 12).....</b>	<b>363</b>
12.1	Einleitung und Zielstellung.....	363

12.2	Sicherheitstechnische Analysen für gemischte Reaktorkerne von WWER-1000-Reaktoren (AP 12.1) .....	364
12.2.1	Anforderungen an sicherheitstechnischen Analysen von gemischten Kernbeladungen für WWER-1000 Reaktoren .....	365
12.2.2	Entwicklung von Modellverbesserungen und Weiterentwicklung der Reaktorphysikalischen Programme .....	366
12.3	Entwicklung eines Modells zur Berechnung der Rekritikalität nach einem schweren Kernschmelzunfall für WWER-Reaktoren (AP 12.2)....	382
12.3.1	Modellverifizierung mit Hilfe des Monte Carlo Programms SERPENT ...	406
12.4	Internationaler Informationsaustausch über aktuelle Fragen der Sicherheitsbewertung von WWER- und DWR-Anlagen sowie der Validierung und Verifizierung von reaktorphysikalischen Daten und Programmen (AP 12.3).....	407
12.5	Zusammenfassung und Schlussfolgerungen .....	409
<b>13</b>	<b>Pilotanwendung, Weiterentwicklung und Optimierung von Wissensnetzen und Informationsplattformen (AP 13) .....</b>	<b>413</b>
13.1	Aufgabenstellung .....	413
13.2	Konzeptionelle Weiterentwicklung für interne sowie organisationsübergreifende Wissens- und Informationsplattformen .....	414
13.2.1	Weiterentwicklung der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“	414
13.2.2	Weiterentwicklung der Prozesse des Wissensmanagements unter Nutzung des InfoServers .....	416
13.2.3	Konzeptionelle Überlegungen zur Verbesserung der Suche .....	420
13.3	Erprobung von geeigneten Pilotanwendungen des NEXTRA/ InfoServers .....	420
13.3.1	Piloterprobungen zur Weiterentwicklung der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ .....	421
13.3.2	Erprobung geeigneter semantischer Tools zur Weiterentwicklung von Taxonomien.....	424
13.3.3	Erprobung des Einsatzes von Geoinformationssystemen (GIS).....	425
13.3.4	Erprobung sonstiger Tools zur Verbesserung von SharePoint Portalen.	427
13.4	Betrieb und Aktualisierung der implementierten Wissens- und Zusammenarbeitsportale auf dem InfoServer .....	428

13.4.1	Weiterentwicklung des Portals für Nukleare Sicherheit (PNS).....	429
13.4.2	Weiterentwicklung des GRS Cooperation Portal (GCP) .....	431
13.4.3	Weiterentwicklung des RISKAUDIT-Portals (RAP) .....	434
13.4.4	Weiterentwicklung des EUROSAFE-ETSON-Portals (EEP).....	435
13.5	Betrieb und Weiterentwicklung der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“.....	436
13.6	Pflege und Aktualisierung von Dokumentensammlungen .....	442
13.6.1	Pflege und Weiterentwicklung der DokuINT .....	442
13.6.2	Pflege und Aktualisierung des Projektkontrollsystem IntPro und weiterer Datensammlungen .....	444
13.7	Anbindung bzw. Überführung weiterer GRS-Datenbestände .....	445
13.8	Benutzersupport und HelpCenter.....	446
13.9	Verbesserung der Benutzerfreundlichkeit des NEXTRA .....	447
13.10	Erfahrungsaustausch.....	447
13.11	Externe Unterstützung .....	448
13.12	Zusammenfassung .....	448
<b>14</b>	<b>Kooperation mit europäischen Regulatoren und deren TSO (AP 14).....</b>	<b>451</b>
14.1	Zielsetzung .....	451
14.2	Koordinierung der bilateralen Zusammenarbeit und Informationsaustausch mit Russland .....	451
14.3	Koordinierung der bilateralen Zusammenarbeit und Informationsaustausch mit der Ukraine.....	456
14.4	Informationsaustausch mit weiteren Regulatoren und deren TSOs.....	458
14.5	Erfahrungsaustausch zum Aufbau eines Wissens- und Kooperationsplattformen von SSTC NRS .....	459
14.6	Wissensaufbereitung aus multilateralen Projekten (INSC u.a.) .....	459
14.7	Mitarbeit an Aktivitäten der ETSON Arbeitsgruppe für Wissensmanagement .....	460
<b>15</b>	<b>Tschernobyl-Aktivitäten (AP 15).....</b>	<b>463</b>
15.1	Einleitung.....	463

15.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse .....	464
15.2.1	Entwicklungen am Standort .....	464
15.2.2	New Safe Confinement (NSC) .....	464
15.2.3	Trockenlager für bestrahlte Brennelemente aus den Blöcken des KKW Tschernobyl ISF-2 .....	470
15.2.4	Trockenlager für bestrahlte Brennelemente aus den Blöcken der KKW Riwne, Südukraine und Chmelnyzkyj.....	473
15.2.5	Anlagen zur Entsorgung von radioaktiven Abfällen in der Exclusion Zone .....	474
15.3	Zusammenarbeit mit SSTC NRS zu den brennstoffhaltigen Materialien	476
15.4	Konferenz im November 2018 .....	480
15.5	Brände in der Exclusion Zone von Tschernobyl .....	482
15.6	Schlussfolgerungen .....	486
<b>16</b>	<b>Weiterentwicklung von internationalen Netzwerken der nuklearen Sicherheit (AP 16).....</b>	<b>489</b>
16.1	Zielsetzung .....	489
16.2	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse .....	489
16.2.1	Entwicklung der deutschen Wissensplattform NNSKP.....	489
16.2.2	Global Education and Training Resources - GETR .....	493
16.2.3	Weitere durchgeführte Aktivitäten im Rahmen dieses Arbeitspaketes....	495
16.2.4	IAEO Netzwerk zum Erfahrungsaustausch über den Einfluss von COVID-19 auf den Betrieb kerntechnischer Anlagen .....	495
<b>17</b>	<b>Internationale Kooperation und Mitarbeit in multilateralen Aktivitäten (AP 17).....</b>	<b>499</b>
17.1	Einleitung und Zielsetzung.....	499
17.2	Jahrestreffen des WWER Regulators Forum .....	499
17.3	Mitarbeit in der “Working Group on Regulatory Use of PSA (PSAWG)” .	501
17.4	Mitarbeit in der “Reactor Physics Working Group (RPWG)” .....	503
17.5	Mitarbeit in der “Working Group on Ageing Management (WGPSA)“ .....	505
17.6	Multilaterale Konferenzen .....	506
17.7	WWER-1000 Benchmark der RPWG.....	507

17.7.1	Spezifikationen der Gitter- und Kernphysik von WWER-1000- Reaktoren .....	508
17.7.2	Berechnungen auf Gitter-Ebene .....	509
17.7.3	Zusammenfassung .....	514
<b>18</b>	<b>Zusammenfassung .....</b>	<b>515</b>
	<b>Literaturverzeichnis.....</b>	<b>531</b>
	<b>Abbildungsverzeichnis.....</b>	<b>549</b>
	<b>Tabellenverzeichnis.....</b>	<b>563</b>
	<b>Abkürzungen.....</b>	<b>565</b>



# **1 Einleitung**

## **1.1 Zielsetzung des Vorhabens**

Die GRS führt bereits seit vielen Jahren wissenschaftlich-technische Forschungsarbeiten 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 Mittel- und Osteuropa sowie in ausgewählten anderen Regionen - durch. Der Schwerpunkt in diesem Vorhaben lag sowohl auf Untersuchungen zur Sicherheit des Betriebes von Reaktoren russischer Bauart als auch auf der Verfolgung und Analyse der verfügbaren Informationen zu neuen Reaktorkonzepten weltweit mit Fokus auf deren sicherheitstechnische Auslegung.

Obwohl in Deutschland die Nutzung der Kernenergie zur Elektrizitätserzeugung beendet wird, werden unabhängig von der deutschen Entscheidung weltweit Kernkraftwerke weiter betrieben oder neu errichtet. In Mittel- und Osteuropa sind über 70 Leistungsreaktoren in Betrieb, in Bau oder Planung. Die Auswirkungen schwerer Unfälle in einer dieser Anlagen würden auch Deutschland betreffen. Damit verschiebt sich auch das Augenmerk im Hinblick auf die Gewährleistung des sicheren Betriebs von Kernkraftwerken immer mehr auf die internationale Ebene. Eine Kernaufgabe der GRS ist es, die nukleare Sicherheit in Mittel- und Osteuropa zu verfolgen, zu bewerten sowie aufzuzeigen, welche Sicherheitsverbesserungen an kerntechnischen Anlagen notwendig sind. Die GRS will entsprechend ihrer Aufgaben hierzu jederzeit aussagefähig bleiben.

Dementsprechend bestand ein Ziel des Eigenforschungsvorhabens 4717R01520 (LV2) 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. Deshalb wurden vor allem im Arbeitspaket 3 (AP 3) alle Informationen zur Sicherheit Betriebes der Kernkraftwerke mit Reaktoren russischen Designs und zum System der Gewährleistung der von nuklearen Sicherheit in den jeweiligen Betreiberländern verfolgt, aufbereitet, analysiert und zur weiteren Verwendung dokumentiert. Im Arbeitspaket 4 (AP 4) wurden Informationen zu Neuanlagen und neuen Reaktorkonzepten, die sich weltweit in verschiedenen Phasen der Realisierung, Projektierung oder konzeptionellen Entwicklung verfolgt und ausgewertet. Für ausgewählte Reaktorkonzepte wurde das erarbeitete Wissen in mehr oder weniger detaillierten Konzeptbeschreibungen systematisiert und bereitgestellt.



Konzeptübergreifende Themen und technische Lösungen zum Erreichen eines hohen Sicherheitsniveaus der neuen Reaktorkonzepte wurden im Arbeitspaket 8 (AP 8) analysiert. Die Ergebnisse dieser Arbeiten wurden aktuell in die servergestützte „Wissensbasis Nukleare Sicherheit im Ausland (WB NuSiA)“ aufgenommen, wo sie allen GRS-Experten und Mitarbeitern des Auftraggebers BMU online zur Verfügung stehen.

In den Arbeitspaketen 13 und 16 wurden Forschungsarbeiten zur konzeptionellen Weiterentwicklung und Erprobung von Lösungen zum Wissensmanagements unter Nutzung von Wissensnetzen und -plattformen im nationalen und im internationalen Rahmen durchgeführt. Ein Teil der dabei erzielten Ergebnisse wurde bereits zur Bereitstellung von aufbereiteten Informationen aus anderen Arbeitspaketen des Vorhabens sowie aus weiteren Vorhaben mit ähnlicher Zielrichtung genutzt.

Ein weiterer Schwerpunkt der Forschungsarbeiten im Vorhaben lag auf der Anwendung und Weiterentwicklung der in der GRS verfügbaren modernen Analysemethoden und Simulationsprogramme, deren Anpassung an die entsprechenden russischen Reaktorbaulinien bzw. Anlagen sowie die Durchführung von Pilot-Analysen für Reaktoranlagen russischen Designs. Programmentwicklungen und Pilotanalysen für Reaktoranlagen russischen Designs wurden in den Arbeitspaketen AP 5 (Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum), AP 6 (WWER-1200/W-491 und WWER-1000), AP 7 (Schwere Unfälle in WWER-1000), AP 9 (Extreme Einwirkungen auf ein WWER-Containment), AP 11 (Reaktorkern und Störfalllokalisierungssystem RBMK) und AP 12 (neutronenphysikalische Analysen für ukrainische WWER-Reaktoren).

Insbesondere dieser Teil der im Vorhaben durchgeführten Forschungsarbeiten erfolgte in enger Kooperation mit Experten der internationalen Partner der GRS, insbesondere mit den Technischen Sachverständigen-Organisationen (TSO) und den nationalen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden aus Russland und der Ukraine. Die enge Zusammenarbeit mit den internationalen Partnern ist eine notwendige Bedingung um die für die wissenschaftlichen Forschungsarbeiten erforderlichen Informationen und Daten zu erhalten.

Daneben bildete die Zusammenarbeit mit mittel- und osteuropäischen Behörden und TSO eine wichtige Grundlage für den Erwerb vertiefter Kenntnisse über aktuelle sicherheitstechnische Fragen und Herausforderungen in den einzelnen Ländern und Anlagen. Arbeiten mit dem Schwerpunkt internationale Zusammenarbeit wurden in den Arbeitspaketen AP 10 (bilateraler Erfahrungsaustausch), AP 14 (Organisation der Zusammen-

arbeit), AP 15 (Situation Tschernobyl) und AP 17 (Mitarbeit im WWER Regulator's Forum) realisiert. Auch über diese bilaterale Zusammenarbeit hinaus bildete die Teilnahme an internationalen Konferenzen und die Teilnahme/Mitarbeit in internationalen Arbeitsgruppen eine wichtige Informationsquelle für nahezu alle fachlichen Arbeitspakete des Vorhabens.

Die im Vorhaben durchgeführten Arbeiten standen in engem inhaltlichem Zusammenhang mit weiteren vom BMU geförderten Vorhaben. Hier ist in erster Linie das Vorhaben 4717R01510 „Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit und Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland (insbesondere in Osteuropa und INSC-Partner) - fachliche Unterstützung des BMUB und Wissensbereitstellung (LV-1)“ zu nennen. Darüber hinaus waren eine ganze Reihe fachlicher und organisatorischer Schnittstellen mit dem Eigenforschungsvorhaben der GRS 4716I01512 „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) zu beachten. Ein wesentlicher Beitrag zur erfolgreichen Realisierung der Arbeiten im vorliegenden Vorhaben wurde im Vorhaben 4717I01511 „Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit und Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland (insbesondere Osteuropa) - Reisen externer Experten und Standortbüros/Kontaktstellen“ durch die Arbeiten der Kontaktstellen der GRS in Moskau und Kiew sowie durch die Finanzierung der Reisekosten für den Aufenthalt von Gastwissenschaftlern aus Osteuropa zur gemeinsamen Bearbeitung der Forschungsthemen erbracht.

Die im Eigenforschungsvorhaben 4717R01520 durchgeführten Arbeiten haben einen wichtigen Beitrag zum Erhalt und zum Ausbau der Kompetenz der GRS und zur Verfolgung des Standes von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Kernkraftwerkstechnik und -sicherheit für die bearbeiteten Themen geleistet.

## **1.2           Arbeitsprogramm**

Das Arbeitsprogramm des Vorhabens basiert auf den in der Anlage A zum Vertrag 4717R01520 festgelegten Arbeitsinhalten sowie auf den mit den Änderungsdiensten,

Rev. 1 bis 3 vereinbarten Präzisierungen. Die einzelnen Aufgaben waren in 17 Arbeitspaketen gebündelt:

- 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 Reaktorkonzepte
- Arbeitspaket 5:** Modellentwicklung für reaktorphysikalische Analysen
- Arbeitspaket 6:** Modellentwicklung und Störfallanalysen für russische Reaktorkonzepte
- Arbeitspaket 7:** Analyse von schweren Störfällen für WWER-1000-Reaktoren
- Arbeitspaket 8:** Untersuchungen zu Sicherheitsstrategien bei neuen Reaktorkonzepten
- Arbeitspaket 9:** Verfeinerte Untersuchungen zur Grenztragfähigkeit von Containmentstrukturen bei äußeren Einwirkungen
- Arbeitspaket 10:** Erfahrungsaustausch zu aktuellen Fragen der nuklearen Sicherheit
- Arbeitspaket 11:** Sicherheitstechnische Untersuchungen für KKW mit RBMK-Reaktoren
- Arbeitspaket 12:** Sicherheitstechnische Analysen für gemischte Reaktorkerne sowie zur Rekritikalität bei einem schweren Kernschmelzunfall 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 Arbeiten und Ergebnisse in den Arbeitspaketen „Projektmanagement und Projektcontrolling (AP 1)“ und „Informationsaustausch und Programmkoordination (AP 2)“**

### **2.1 Projektmanagement und Projektcontrolling (AP 1)**

In diesem Arbeitspaket erfolgen die Aufgaben des Projektmanagements und des Projektcontrollings, mit dem sichergestellt wird, dass das Vorhaben konform zum GRS Projekt- und Qualitätsmanagement und im Einklang mit den Vorgaben des Auftraggebers realisiert wird. Es umfasst alle administrativen Aufgaben, wie die kontinuierliche Koordination und Überwachung der vertraglich zugesicherten Aufgaben und die Führung der elektronischen Projektakte.

Zum Vorhaben selbst wurden die vertraglichen und organisatorisch-administrativen Arbeiten – entsprechend der vorhandenen finanziellen Mittel für die Jahre 2017 bis 2020 – 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 für die Jahre 2018 bis 2020 wurden jeweils zum Ende des Vorjahres erstellt, während der Projektgespräche zu den Vorhaben Nukleare Sicherheit im Ausland vorgestellt 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 2017 bis 2020 wurden die nachfolgend genannte drei Änderungsanträge zum bestehenden Vertrag beim Auftraggeber eingereicht und von diesem bestätigt:

- ÄD Revision 1 – Begründung der Kassenreste aus dem Jahr 2018 und Abstockung/Übertrag nach 2019;

- ÄD Revision 2 – Anpassung des Arbeitsprogramms, kostenneutrale Mittelwandlung und Abstockung von Reisekosten im Jahr 2019;
- ÄD Revision 3 – Kostenneutrale Mittelwandlung im Jahr 2020.

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

- Im November 2017 wurde ein Unterauftrag mit der Firma TÜV SÜD Industrie Service GmbH, Energie und Systeme, zu „Sicherheitstechnischen Analysen für gemischte Reaktorkerne sowie zur Rekritikalität bei einem schweren Kernschmelzunfall für WWER-1000-Reaktoren (AP 12)“ vertraglich abgeschlossen, der bis März 2020 realisiert wurde.
- Im November 2017 wurde ein Unterauftrag mit der Firma T-Systems Solutions for Research GmbH (SfR) zur „Administration und Hosting für das Portal „InfoServer“ (AP 13)“ vertraglich abgeschlossen, der bis Mai 2020 realisiert wurde.
- Im März 2018 wurde ein Unterauftrag mit der ukrainischen Expertenorganisation (TSO) State Enterprise „State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety (SSTC NRS)“ zum Thema „Development of methodological recommendations for the monitoring of the status of fuel containing materials during the operation of the New Safe Confinement“ im AP 15 vertraglich abgeschlossen, der bis Mai 2019 realisiert wurde.
- Im Juni 2018 wurde ein Unterauftrag mit der russischen Expertenorganisation (TSO) Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS) zum Thema „Computational studies of transients in sodium cooled fast reactors“ im AP 5 vertraglich abgeschlossen, der bis März 2020 realisiert wurde.
- Im Februar 2019 wurde ein Unterauftrag mit der Firma T-Systems Solutions for Research GmbH (SfR) zur „Unterstützung bei der Erprobung von semantischen Tools sowie eines Assistenzsystems zur Visualisierung von Landesinformationen in SharePoint (AP 13)“ vertraglich abgeschlossen, der bis März 2020 realisiert wurde.
- Im Juni 2019 wurde ein Unterauftrag mit der russischen Expertenorganisation (TSO) Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS) zum Thema „Development and Verification of input models of a NPP with WWER-1200/W-491 reactor for ATHLET simulation code“ im AP 6 vertraglich abgeschlossen, der bis Mai 2020 realisiert wurde.

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 4717R01520 (LV-2) erfolgte außerdem die inhaltliche Koordinierung und das Management des Vorhabens „Wissenschaftlich-technischen Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit und Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland (insbesondere Osteuropa) - Reisen externer Experten und Standortbüros/Kontaktstellen“ (4717I01511 - INT RBMK).

Mit Mitteln aus dem Vorhaben 4717I01511 wurden über den Vorhabenzeitraum von August 2017 bis Mai 2020 insgesamt 80 Reisen ausländischer Experten (36 aus Russland, 38 aus der Ukraine, 5 aus Armenien sowie 1 aus Bulgarien) 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:

- - 2017: 18 Reisen osteuropäischer Experten (9 x RF, 8 x UKR, 1 x BLG);
- - 2018: 24 Reisen osteuropäischer Experten (10 x RF, 12 x UKR, 2 x ARM);
- - 2019: 34 Reisen osteuropäischer Experten (15 x RF, 16 x UKR, 3 x ARM);
- - 2020: 4 Reisen osteuropäischer Experten (2 x RF, 2 x UKR).

Weitere für das Jahr 2020 geplante Reisen konnten wegen der Reiseeinschränkungen im Ergebnis der COVID-19 Pandemie nicht mehr realisiert werden.

Eine konkrete Aufstellung der durchgeführten Reisen, nach Themen und Terminen geordnet wurde in den jeweiligen Planungstabellen „Reisen osteuropäischer Experten“ erfasst. Über die Projektgespräche der Vorhaben Nukleare Sicherheit im 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 geben einen Überblick über die Aktivitäten in den jeweils zurückliegenden Berichtszeiträumen. Neben diesen Berichten wurden regelmäßige Presseinformationen und andere Informationszusammenstellungen übergeben. Alle Unterlagen zu den beiden Kontaktstellen sind auf dem GRS-InfoServer verfügbar.

## **2.2 Informationsaustausch und Programmkoordination (AP 2)**

In der Vorhabenlaufzeit von Juli 2017 bis Mai 2020 wurden wie im Angebot geplant in der GRS Berlin und Köln insgesamt zwölf Veranstaltungen (2017/2018/2019/2020 – 2/4/4/2 Veranstaltungen) zur nuklearen Sicherheit im Ausland (bis 2018 „Jour Fixe NuSi Ausland“, ab 2019 „Projektgespräch NuSi Ausland“) mit dem BMU Referat S I 5 und einem Vertreter von BfE/BASE organisiert und durchgeführt, auf denen ein umfassender Informationsaustausch zu allen BMU/BfE-Vorhaben der GRS zur nuklearen Sicherheit in Osteuropa sowie zu Ergebnissen und Erkenntnissen aus Ostvorhaben anderer Auftraggeber erfolgte. Zur Vorbereitung dieser Veranstaltungen wurde eine Standardtagesordnung erarbeitet, die dann jeweils an die aktuellen Aufgaben und Aktivitäten angepasst und erweitert wurde.

Die Veranstaltungen dienten in erster Linie dem umfassenden Informationsaustausch der Kernteams von GRS und dem zuständigen Referat des BMU, S I 5 über den Status der Bearbeitung der laufenden Vorhaben sowie zu Fragen der nuklearen Sicherheit im Ausland mit den Schwerpunkten Osteuropa und neue Reaktorkonzepte. Deshalb wurde in jedem Projektgespräch einleitend ein zusammenfassender Überblick zu finanziellen und organisatorischen Aspekten der Realisierung der interessierenden Vorhaben gegeben. Anschließend berichteten die Projektleiter über den aktuellen Bearbeitungsstand, aktuelle fachliche Aufgaben und ausgewählte Ergebnisse der Vorhaben 4717R01510 (LV1), 4717R01520 (LV2), 4716I01512 (INT KoNuS), 4719R01560 (W&T) u.a. Darüber hinaus informierte die GRS über aktuelle Ereignisse bzw. Aspekte bezüglich russischer Reaktorbaulinien und neuen Reaktoren sowie in der 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, z. B. zur Vor- und Nachbereitung von Gesprächen von GRS und/oder BMU mit osteuropäischen Sachverständigenorganisationen bzw. Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden, u. a. von Russland, der Ukraine, Belarus und Armenien.

Soweit erforderlich erfolgte die gegenseitige Information zu Aktivitäten der G7 NSSG, zu INSC-Projekten der EU als auch zu den Aktivitäten der EBRD Fonds. Darüber hinaus wurden die gegenwärtige Situation und die Probleme in Tschernobyl dargestellt und diskutiert.

Ausführliche Informationen zu den Inhalten der Projektgespräche wurden in den zwölf Veranstaltungs-Protokollen (einschließlich aller Besprechungsunterlagen) zusammengestellt und sind für die Teilnehmer sowie das Kernteam für nukleare Sicherheit im Ausland über den InfoServer verfügbar.





### **3 Baulinienspezifische Arbeiten und Baulinienhandbücher (AP 3)**

#### **3.1 Zielsetzung**

In diesem Arbeitspaket wurden die Forschungsarbeiten der GRS zur systematischen baulinienspezifischen 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. Dabei wurde das für die GRS zugängliche Wissen zur Sicherheit der russischen Reaktorbaulinien verfolgt und für die weitere Nutzung aufbereitet.

#### **3.2 Verfolgung und Auswertung von Informationen zu den Reaktorbaulinien WWER-1000, WWER-440 und RBMK**

Die GRS-Baulinien- und Länderverantwortlichen haben über die gesamte Laufzeit des Vorhabens die verfügbaren Veröffentlichungen zu den russischen Reaktorbaulinien verfolgt und die relevanten Informationen zum Sicherheitsstatus, zu Sicherheitsbefunden sowie zu geplanten sicherheitstechnischen Verbesserungen und Ertüchtigungsprogrammen sowie zur Betriebserfahrung der Anlagen in geeigneter Form aufbereitet und aktualisiert. Weitere Quellen zur Informationsbeschaffung waren die kontinuierliche Auswertung von Informationsdiensten sowie die Arbeitskontakte zu Experten in den Betreiberländern der Anlagen. Ebenso wurden relevante Ergebnisse aus den anderen Arbeitspaketen dieses Vorhabens sowie aus anderen Vorhaben analysiert und generisch sowie standort- und blockspezifisch bearbeitet.

Eine weitere wichtige Informationsquelle war die gezielte Teilnahme an ausgewählten Konferenzen und Tagungen zur Sicherheit der russischen Reaktorbaulinien. Diese Veranstaltungen boten die Gelegenheit zur Beschaffung aktueller Informationen aus erster Hand und zu fachlichen Kontakten mit den Partnerorganisationen der GRS im In- und Ausland.

Die Ergebnisse der Arbeiten wurden, z. B. in Form von Reiseberichten oder aktuellen Informationsdossiers, aufbereitet und in systematischer und übersichtlicher Form über die „Wissensbasis Nukleare Sicherheit im Ausland“ auf dem InfoServer bzw. im Intranet der GRS zur weiteren Nutzung durch Fachleute der GRS aktuell bereitgestellt. Wichtige

Informationen wurden außerdem für die regelmäßigen Koordinierungstreffen mit BMU (Projektgespräch „NuSi Ausland“) aufbereitet und vorgetragen. Dies betrifft z. B. die Informationen über einen Generalplan zur Standortverteilung der Kraftwerkskapazitäten bis 2035 in Russland, der durch die russische Regierung im Jahr 2017 verabschiedet wurde, oder auch die Informationen zur neuen Energiestrategie der Ukraine bis 2035.

### **3.2.1 Verfolgung des Störungsgeschehens in Kernkraftwerken mit russischen Anlagen**

Spezielle Aufmerksamkeit galt der Verfolgung des Störungsgeschehens in Kernkraftwerken mit russischen 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 IAEA und NEA zu meldepflichtigen Ereignissen in Kernkraftwerken russischen Designs. Die Arbeitsergebnisse hierzu wurden in die GRS-Baulinien-Handbücher eingebunden.

Im Vorhabenzeitraum wurden die durch die Aufsichtsbehörden und die Betreiber bekannt gegebenen Ereignisse kontinuierlich und systematisch verfolgt und in den Baulinien-Handbüchern zusammengestellt. Zu einzelnen wichtigen und/oder interessanten meldepflichtigen Ereignissen wurden zusätzliche Informationen eingeholt und technische Klärungen durchgeführt. Die Ereignisse, zu denen im Rahmen der Bearbeitung des AP 3 zusätzliche Informationen eingeholt wurden, wurden in einer Auflistung zusammengefasst. Dazu zählen beispielsweise ein Ereignis vom 20. September 2017 im Block 2 des russischen KKW Kalinin oder auch ein INES-1 Ereignis vom 11. Oktober 2019 im Block 1 des ukrainischen KKW Saporishshja. Bei dem Ereignis im Block 2 des KKW Kalinin blieb beim Anfahren der Anlage nach Revision beim Funktionstest der Druckhalter-Sicherheitsventile (DH-SiV) das Hauptventil des ersten DH-SiV infolge des Schließfehlers eines Steuerventils fehlerhaft in Offenstellung. Die Anlage wurde nach erfolglosen Schließversuchen über die Handansteuerung gemäß Störfallhandbuch abgefahren. Im Block 1 des KKW Saporishshja kam es bei der Reaktorumladung während der Revision zu einem Stromausfall. Die Stromversorgung konnte nicht sofort wiederhergestellt werden. Deshalb wurde das Ereignis unter INES-1 eingestuft.

Für die Durchführung von Vergleichen wurden z. B. auch die Rahmenbedingungen eines älteren Ereignisses aus dem Jahr 1989 recherchiert. In der Inbetriebnahme-Phase des Blockes 5 des KKW Greifswald kam es am 24.11.1989 bei einer Reaktorleistung von

55% zu einem sehr seltenen ATWS-Ereignis (Anticipated Transient without Scram). Bei der Erprobung der Reaktorleistungsbegrenzungseinrichtung (ROM) nach einer bestätigten Versuchsvorschrift waren sechs Hauptkühlmittelpumpen (HKMP) in Betrieb. Nacheinander wurden entsprechend der Versuchsvorschrift die HKMP 2, 4 und 6 abgeschaltet. Die Abschaltung der HKMP 6 erfolgte um 21.37 Uhr. Infolge einer Störung in der Dampferzeuger-Füllstandsregelung wurde der Verriegelungswert L-400mm im Dampferzeuger 3 erreicht. Hierauf schaltete sich auslegungsgemäß die HKMP 3 ab. Die Abschaltung dieser vierten HKMP führte nicht, wie auslegungsgemäß vorgesehen, zur automatischen Reaktorschnellabschaltung (RESA). Die RESA (HS-1) wurde nach Ablauf von 36 Sekunden von Hand ausgelöst. Es erfolgte daraufhin auslegungsgemäß die automatische Schnellschluss-Auslösung des Turbosatzes 9. Es wurden keine Schäden an den Brennelement-Hüllen bekannt. Als Ursache für die Störung wurde das Verkleben von Kontakten des Leistungsrückgangsrelais der HKMP 4 infolge einer Vorschädigung durch elektrische Überlastung festgestellt.

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/WWER-1200;
- RBMK und EGP-6 (KKW Bilibino, Russland);
- CANDU und andere Cb (wegen des in Rumänien betriebenen KKW Cernavoda);
- BN (schnelle Brutreaktoren im KKW Belojarsk, Russland);

Bei den im IRS gemeldeten Ereignissen können mehrere Monate, aber im Extremfall auch Jahre zurück liegen bis die Meldung veröffentlicht wird. In einigen Fällen gibt es zunächst relativ kurzfristige vorläufige Berichte (Preliminary Reports), die später durch Hauptberichte (Main Reports) ergänzt werden, die dann bereits die Ergebnisse der Analyse 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 typenspezifischen Mängeln, Wartungsvorschriften, Sicherheitskultur u.a.).

Eine Einstufung nach der INES-Skala wird oft, aber nicht immer mit angegeben. Wenn keine Einstufung angegeben ist, handelt es sich in der Regel um ein INES-0-Ereignis. Im Vorhabenzeitraum wurden insgesamt zwei Ereignisse in der INES-Stufe 1 und ein Ereignis in der INES-Stufe 2 angegeben. Bei den INES-Stufe 1 Ereignissen handelt es sich in einem Fall um einen CANDU-Reaktor im KKW Wolsong in Südkorea und im anderen Fall um eine WWER-1000-Anlage im KKW Saporishshja in der Ukraine. Bei dem Ereignis der INES-Stufe 2 handelt es sich um einen weiteren CANDU-Reaktor im KKW Karatschi in Pakistan (Schwerwasserleckage und erhöhte Strahlenbelastung von Arbeitern). Höhere Einstufungen wurden bei den betrachteten IRS-Ereignissen nicht angegeben.

Die Qualität und der Umfang der Berichte sind sehr unterschiedlich. Mitunter werden 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 wurden in die jeweiligen Baulinien-Handbücher eingepflegt. Die Ereignisse in Anlagen vom Typ CANDU sind im Abschnitt „CANDU-Reaktoren > IRS-Meldungen“ des RBMK-Handbuches zusammengestellt. Die Ereignisse in Anlagen vom Typ BN sind im Abschnitt „Russische Reaktorkonzepte“ im PNS auf dem InfoServer zusammengestellt.

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.

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

- Die Ursache für einen Großteil der Ereignisse lag in fehlerhafter Wartung und Instandhaltung (z.B. Verwechslung von Armaturen). Dabei spielten auch unqualifiziertes Fremdpersonal und Mängel bei der Qualitätssicherung und Sicherheitskultur eine Rolle. Solche Ereignisse hatten teilweise auch generischen Charakter;

- Ereignisse im Zusammenhang mit dem Versagen von elektrischen oder leitetechnischen Ausrüstungen. Ein Teil dieser Meldungen betrifft auch die Funktionsfähigkeit der Notstromdiesel sowie die Alterung von Kabeln;
- Arbeitsunfälle in kerntechnischen Anlagen mit Personenschaden ohne Einfluss auf die kerntechnische Sicherheit. So kam es in Russland zu zwei tödlichen Stromunfällen in den KKW Kalinin und Smolensk;
- Bei den CANDU-Anlagen kam es wiederholt zu Undichtigkeiten mit Austritt des verwendeten Schwerwassers und damit zu Tritium-Belastungen des Personals;
- Auffällig waren auch Ölleckagen und in die Rohrleitungsisolierung eingesickertes Öl, das zu Brandgefährdung in den Anlagen führen kann;
- Ereignisse, die Alterung und Korrosion von Komponenten sowie mechanisches Versagen von Ausrüstungen betrafen.

Darüber hinaus wurde ein GRS-V-Bericht erstellt, der die Informationen zur Vorgehensweise und zu den Ereignissen in Kernkraftwerken mit WWER-, RBMK- und BN-Reaktoren, die in den Jahren 2018 und 2019 in der GRS ausgewertet wurden, enthält /RIW 20/.

### **3.2.2 Arbeitstreffen mit ukrainischen und russischen Experten zur Auswertung der Betriebserfahrungen der Kernkraftwerke**

Die GRS organisiert mit den Betreiberländern mit der größten Anzahl an Kernkraftwerken russischen Designs (Russland, Ukraine) spezielle Arbeitstreffen mit Vertretern der TSO und der Behörden dieser Länder zum Erfahrungsaustausch über die Auswertung der Betriebserfahrung von KKW in Deutschland und in Russland bzw. in der Ukraine. Im Vorhabenzeitraum fand ein solches Treffen im Dezember 2019 mit ukrainischen Experten der SNRIU (atomrechtliche Regulierungsbehörde) und des SSTC NRS (TSO) in Berlin statt. Die Durchführung dieses Arbeitstreffens war als Punkt 12 im „Working program on cooperation between SSTC NRS and GRS in 2019“ vereinbart worden.

Während des Arbeitstreffens tauschten die teilnehmenden Experten Informationen zur Herangehensweise an die Analyse von Betriebserfahrungen in ihren Ländern aus. Die wichtigsten Themenpunkte, die während des Workshops diskutiert worden sind:

- Darlegung und Diskussion der Herangehensweise an die Analyse von Betriebserfahrungen in Deutschland und in der Ukraine;

- Darlegung und Diskussion von ausgewählten Ereignissen in ukrainischen und deutschen Kernkraftwerken;
- Nutzung von Precursor-Analysen für die quantitative Bewertung von betrieblichen Ereignissen;
- Übersicht über die Inspektions-Tools im Bundesland Baden-Württemberg;
- Diskussion von Gebieten gemeinsamen Interesses für einen möglichen zukünftigen Erfahrungsaustausch auf dem Gebiet der Analyse von Betriebserfahrungen.

Von ukrainischer Seite wurden dabei ausführliche Analysen für drei Ereignisse in den KKW Chmelnyzky, Riwne und Saporishshja vorgestellt, die zwischen 2017 und 2019 an das IRS gemeldet worden waren:

- 20.10.2017, KKW Chmelnyzky, Block 2: Fehlerhafte Personalhandlungen, die zum Öffnen der BRU-A führten beim Wiederanfahren (INES 0);
- 15.06.2017, KKW Riwne, Block 3: Automatische Netztrennung mit Lasteinsenkung auf 10% nach Kurzschluss durch Metallteil der Dachabdeckung (INES 0);
- 23.10.2018, KKW Saporishshja, Block 4: Verletzung der Bedingungen des sicheren Betriebs der Notstrom-Dieselmotoren (INES 1).

Generell wurde von den Teilnehmern 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 des Arbeitstreffens ihr Interesse an einer Fortführung des Erfahrungsaustauschs bekundet.

Die Ergebnisse des Treffens wurden in einem Protokoll festgehalten. Die Präsentationen und weitere Dokumente wurden im Portal der bilateralen Zusammenarbeit der GRS auf dem InfoServer bereitgestellt.

Ein weiteres Arbeitstreffen mit Experten der russischen Behörde Rostekhnadzor und ihrer TSO SEC NRS zum Erfahrungsaustausch über die Auswertung der Betriebserfahrungen, das im April 2020 stattfinden sollte, wurde aufgrund der aktuellen Situation der COVID-19 Pandemie abgesagt.

### **3.2.3 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.

#### **3.2.3.1 Dossier für die Blöcke 3 und 4 des KKW Mochovce**

Bei den in Errichtung befindlichen Blöcke 3 und 4 des KKW Mochovce in der Slowakei handelt es sich um sicherheitstechnisch verbesserte Reaktoranlagen vom Typ WWER-440/W-213. Der Baubeginn der Blöcke 3 und 4 war in den Jahren 1986/1987. In den 1990er Jahren wurde die weitere Errichtung aus finanziellen Gründen eingestellt. Die bereits errichteten Strukturen und Ausrüstungen wurden konserviert, so dass ein späterer Weiterbau möglich blieb. Nachdem im Jahr 2007 eine Machbarkeitsstudie durchgeführt worden war, erfolgte dann im Jahr 2008 die Wiederaufnahme der Errichtung durch den slowakischen Konzern SE (Slovenské Elektrárne a.s.). Ein Grund für die Entscheidung zum Weiterbau war die Kompensation der entfallenen Elektroenergie-Produktion in den seit 2006 bzw. 2008 in der Stilllegung befindlichen Blöcken 1 und 2 des KKW Jaslovské Bohunice (V1). Ursprünglich war vorgesehen die Inbetriebnahme in den Jahren 2012 bzw. 2013 durchzuführen. Es kam jedoch zu erheblichen Verzögerungen. Die Inbetriebnahme der Blöcke wurde immer wieder verschoben. Der Block 3 sollte zuletzt nach Durchführung der erforderlichen Warmtests im Frühjahr 2019 in Betrieb gehen, das ist jetzt aber erst im Jahr 2020 geplant. Grund für die erneute Verschiebung waren unter anderem erforderliche sicherheitstechnischen Nachweisführungen durch den Antragsteller und die notwendigen Kontrollen durch die slowakische atomrechtliche Regulierungsbehörde Úrad jadrového dozoru (ÚJD). Gegenwärtig wird mit der Inbetriebnahme des Blocks im Jahr 2020 gerechnet. Block 4 soll dann in einem kurzen Zeitabstand folgen. Die Anlage ist wie alle WWER-440 als Doppelblockanlage konzipiert.

Das erstellte Dossier ist in folgende Abschnitte gegliedert:

- Kurzer geschichtlicher Abriss;
- Technik und Sicherheit der Blöcke 3 und 4 des KKW Mochovce;
- Genehmigungsverfahren und internationale Aspekte;



- Aktuelle Entwicklungen.

Das Dossier enthält zahlreiche verlinkte Verweise auf weiterführende Literatur, die eine vertiefte Betrachtung einzelner Sachverhalte ermöglichen. Das Dossier ist als „Living Document“ ausgelegt. Neue Entwicklungen und Sachverhalte werden kontinuierlich aufgenommen.

### **3.2.3.2 Situation zur Errichtung der Blöcke 3 und 4 des KKW Chmelnyzkyj in der Ukraine**

Mit der Errichtung der WWER-1000/W-320-Anlagen wurde in der zweiten Hälfte der 1980er Jahre begonnen. 1990 wurde in der Ukraine ein Moratorium für den Weiterbau der begonnenen KKW-Blöcke und den Neubau von KKW beschlossen. Es wird eingeschätzt, dass bis zur Unterbrechung der Arbeiten nach dem Zerfall der Sowjetunion im Block 3 ca. 75 % und im Block 4 ca. 28 % der baulichen Strukturen fertiggestellt worden waren. Am 21.07.2005 wurde durch das Ministerkabinett der Ukraine eine Verordnung zur Fertigstellung der Blöcke 3 und 4 erlassen. Zur Fertigstellung der beiden Blöcke wurde 2008 eine Ausschreibung durchgeführt. Als Sieger der Ausschreibung wurde vom ukrainischen Energieministerium ein russischer Anbieter des WWER-1000/W-392 erklärt. Auf der Basis der mit der russischen Seite abgeschlossenen Vereinbarungen wurde von der Ukraine ein grenzüberschreitendes UVP-Verfahren gemäß Espoo-Konvention gestartet. Dieses Verfahren wurde 2015 wegen der Außerkraftsetzung der Regierungsvereinbarung mit Russland unterbrochen. Anschließend führte der Betreiber NAEK Energoatom Gespräche mit verschiedenen potenziellen Investoren und Anlagenherstellern zur Fertigstellung der Blöcke 3 und 4, u.a. mit dem tschechischen Anbieter Škoda JS.

Auf der Grundlage der Gespräche mit nicht-russischen Partnern wurde eine modifizierte Machbarkeitsstudie erstellt, die am 26.07.2018 durch die ukrainische Regierung bestätigt wurde. In diesem Zusammenhang wurden auch die Arbeiten zur Umweltverträglichkeitsprüfung im Rahmen des Espoo-Verfahrens wieder aufgenommen. In den aktuellen Unterlagen wird von einem Anlagentyp „WWER-1000 Škoda JS“ gesprochen, für den jedoch bisher keine detaillierten technischen Informationen bekannt sind. Das betrifft auch die Umsetzung des Bauvorhabens, die Organisation der Arbeiten und die Verantwortlichkeiten bei der Errichtung der Anlage.

In den Unterlagen zur Umweltverträglichkeitsprüfung werden folgende Sicherheitssysteme genannt, die zusätzlich zu den im WWER-1000/W-320 bereits vorhandenen realisiert werden sollen:

- Rückhaltung der Kernschmelze bei einem schweren Störfall durch Einrichtung eines Systems zur Außenkühlung des Reaktordruckbehälters;
- System zur Kontrolle und katalytischen Verbrennung von Wasserstoff;
- System zur gefilterten Druckentlastung;
- Komplex von stationären und mobilen Einrichtungen zur Bereitstellung von Elektroenergie und Kühlwasser bei auslegungsüberschreitenden Störfällen.

Das Hauptproblem bleibt die Finanzierung des Vorhabens. In diesem Zusammenhang ist das seit langem diskutierte Projekt zur Schaffung einer „Energiebrücke“ zwischen der Ukraine und der EU von besonderer Bedeutung. Dabei geht es u.a. um die Wiederinbetriebnahme einer 750-kV-Freileitung zwischen dem KKW Chmelnzykyj und dem Europäischen Netz (in Polen). Der Block 2 des KKW Chmelnzykyj soll dann direkt mit dem europäischen Netz synchronisiert und die produzierte Elektroenergie aus dieser Anlage in der EU verkauft werden. Die Erlöse sollen für die Finanzierung der Fertigstellung der Blöcke 3 und 4 genutzt werden.

### **3.2.3.3 Lebensdauererlängerung der russischen Reaktorbaulinien**

In den letzten Jahren gibt es in zahlreichen Ländern Bestrebungen, die in den Projekten zugrunde gelegte Lebensdauer der KKW-Blöcke (typisch sind 30-40 Jahre) gezielt zu verlängern (teilweise um 15 und mehr Jahre). Voraussetzung für eine Lebensdauererlängerung ist ein systematisches Alterungs- und Lebensdauermanagement. Inzwischen existieren zahlreiche nationale sowie internationale Leitfäden und Programme, sowohl für die Betreiber als auch für die Aufsichts- und Genehmigungsbehörden.

#### **Armenien**

Der Block 2 des KKW Armenien (WWER-440/W-270) erreichte das Ende seiner projektierten Laufzeit Ende 2016. Aktuell wurde eine temporäre Betriebsgenehmigung erteilt. Die endgültige Entscheidung der Aufsichts- und Genehmigungsbehörde ANRA über die Erteilung einer weiteren Betriebsgenehmigung ist für Anfang 2021 geplant.

## **Bulgarien**

In Bulgarien werden gegenwärtig am Standort Kosloduj zwei WWER-1000/W-320-Anlagen (Blöcke 5 und 6) betrieben. Der Block 5 hatte seine ursprünglich geplante Laufzeit von 30 Jahren im Jahr 2017 erreicht, der Block 6 erreicht diese 2021. Die Energiestrategie Bulgariens legt die Priorität auf die Umsetzung des Programms zur Lebensdauererweiterung (LTE) bzw. zum Langzeitbetrieb (LTO) der beiden Blöcke.

Der Betreiber plant Lebensdauererweiterungen von 30 Jahren über die im Projekt festgelegte Laufzeit. Die dazu erforderlichen Maßnahmen erfolgen im Rahmen des „Lifetime Extension of Kozloduy NPP Units 5 and 6 Projects (PLEX)“ nach einem Zweistufenplan. Im ersten Schritt durch umfassende Untersuchung der Hauptausrüstungen zur Bestimmung der verbleibenden Sicherheitsmargen; diese wurde 2014 abgeschlossen, und die Ergebnisse dienten als Inputdaten für das LTO-Maßnahmenprogramm, das für Block 5 im Jahr 2016 einschließlich zusätzlicher spezifischer Bewertungen und Analysen abgeschlossen wurde.

Neben der Realisierung des PLEX Projekts wurde die Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen für den Block 5 (2017) und Block 6 (2019) als Bedingung für die Erneuerung der Betriebsgenehmigungen gefordert.

Im November 2017 bzw. im Oktober 2019 hat die bulgarische Aufsichtsbehörde (BNRA) die Betriebsgenehmigung für den Block 5 bzw. Block 6 zunächst um zehn Jahre verlängert.

## **Finnland**

Die Betriebsgenehmigung in Finnland wird in Abhängigkeit von der Anlage auf 5 – 20 Jahre begrenzt erteilt und muss dann erneuert werden. Der Antragsteller schlägt den Gültigkeitszeitraum vor und begründet und rechtfertigt diesen mit der Darlegung des vorgesehenen Alterungsmanagements, des geplanten Betriebes und der geplanten Sicherheitsverbesserungen. Wird eine Genehmigung für länger als 10 Jahre erteilt, ist alle 10 Jahre vom Genehmigungsinhaber eine Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) durchzuführen. Für die Erneuerung bzw. Verlängerung der Betriebsgenehmigung ist der gleiche Prozess zu durchlaufen wie für die erste Betriebsgenehmigung. Zudem ist eine Periodische Sicherheitsüberprüfung der Anlage durchzuführen.

Derzeit sind in Finnland zwei russische WWER-440/W-213 am Standort Loviisa in Betrieb. Die aktuellen Betriebsgenehmigungen der Anlagen sind für 20 Jahre gültig. Die beiden Anlagen können bis 2027 bzw. 2030 betrieben werden (50 Jahre Betriebszeit). Der Stilllegungsplan für die Anlagen in Loviisa sieht vor, dass die beiden Blöcke nach 50 Jahren Betrieb endgültig abgeschaltet werden sollen.

## **Russland**

In der ehemaligen UdSSR gab es kein Genehmigungsverfahren für Kernkraftwerke und andere kerntechnische Anlagen im westlichen Verständnis. Inzwischen wurde das Genehmigungsverfahren an die international üblichen Anforderungen angeglichen; alle Kernkraftwerke müssen über die entsprechenden Genehmigungen der unabhängigen Behörde Rostekhnadzor verfügen.

Die Kernkraftwerke der ersten und zweiten Generation waren ursprünglich für 30 Jahre Betriebsdauer ausgelegt. Ein großer Teil der Anlagen hat deshalb Ende 2020 die ursprünglich projektierte Lebensdauer von 30 Jahren bereits erreicht bzw. überschritten. Für diese Anlagen (28 KKW-Blöcke mit einer Gesamtleistung von ca. 20 GW) wurden ausgehend vom konkreten Anlagenzustand und realisierten Modernisierungs- und Nachrüstungsprogrammen Lebensdauererlängerungen beantragt und genehmigt. Derzeit laufen Arbeiten zur Lebensdauererlängerung für weitere Blöcke, die das Ende ihrer aktuell genehmigten Betriebszeit zwischen 2020 und 2023 erreichen werden. Die geplanten Laufzeitverlängerungen variieren zwischen 10 bis 30 Jahren.

Generell gibt es in den russischen Regeln und Richtlinien keine Festlegungen zur maximalen Laufzeit von Kernkraftwerken. Gegenwärtig werden Laufzeiten von mindestens 60 Jahren für die russischen WWER-Reaktoren und 45 Jahren für die RBMK-Reaktoren angestrebt. Die Entscheidungen zur Beantragung von Lebensdauererlängerungen werden vom Betreiber individuell für jede Anlage auf der Grundlage der Bewertung des technischen Zustands der Komponenten, der Erfüllung aktueller Sicherheitsanforderungen und dazu erforderlicher Nachrüstungen sowie der Wirtschaftlichkeit des Weiterbetriebs getroffen. So wurde Ende 2016 der Block 3 im KKW Nowoworonesch (WWER-440/W-179) nach ca. 43 Betriebsjahren dauerhaft abgeschaltet, wogegen für den Block 4 vom gleichen Anlagentyp eine weitere Lebensdauererlängerung auf insgesamt 60 Jahre vorbereitet wird.

Wenn eine Genehmigung für länger als 10 Jahre erteilt wird, ist nach den russischen Anforderungen (OPB-88/15) alle 10 Jahre eine periodische Sicherheitsüberprüfung erforderlich.

## **Slowakei**

Die Slowakei betreibt an den Standorten Jaslovske Bohunice und Mochovce je zwei Druckwasserreaktoren vom Typ WWER-440/W-213.

Die Blöcke 3 und 4 im KKW Bohunice (Inbetriebnahme in den Jahren 1984 und 1985) haben bereits das im Design vorgegebene Ende der geplanten Lebensdauer von 30 Jahren überschritten. Ab 2011 wurde ein Programm zur Lebensdauererlängerung beider Blöcke um weitere 30 Jahre umgesetzt. Der nach dem Unfall von Fukushima auf der Basis der Ergebnisse des europäischen Stress-Tests entwickelte Nationale Aktionsplan (NAcP) beinhaltet eine Reihe zusätzlicher Maßnahmen, deren Implementierung mit der Genehmigung zum Weiterbetrieb gekoppelt ist. Nach Prüfung der vorgelegten Unterlagen für beide Blöcke erteilte die atomrechtliche Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde ÚJD im Jahr 2008 die Betriebsgenehmigung für beide Blöcke für zunächst weitere zehn Jahre.

Mit der Revision des Atomgesetzes im Jahre 2013 werden die Betriebsgenehmigungen für Kernkraftwerke nicht mehr befristet, vielmehr sind durch den Betreiber damit verbundene Auflagen fristgerecht zu erfüllen (beispielsweise ist alle zehn Jahre periodische Sicherheitsüberprüfung vom Genehmigungsinhaber durchzuführen). Das gilt analog auch für das KKW Mochovce.

Der Betreiber der Anlagen plant die Blöcke im KKW Bohunice bis 2044 bzw. 2045 und die Blöcke im KKW Mochovce bis 2058 bzw. 2060 zu betreiben.

## **Tschechien**

Am Standort Dukovany (Tschechische Republik) werden gegenwärtig vier Kernkraftwerksblöcke der Baulinie WWER-440/W-213 betrieben, die in den Jahren 1985 bis 1987 in Betrieb gegangen sind. Alle vier Blöcke haben bereits ihre ursprünglich geplante Laufzeit erreicht. Zielvorstellung des Betreibers für alle vier Blöcke war eine Verlängerung des Betriebs um 20 Jahre, so dass die Anlagen frühestens ab 2035 außer Betrieb genommen werden sollen. Hierfür wurde ein Programm für den Langzeitbetrieb der Anlage nach internationalen Standards eingeführt. Der Betreiber nahm an den IAEA-

Programmen „Sicherheitsaspekte des Langzeitbetriebs“ sowie „International Generic Ageing Lessons Learned“ (IGALL) teil. Zwischen 2012 und 2015 wurden spezifische Alterungsmanagement-Programme vorbereitet, um potentielle Beeinträchtigungen in technischen Einrichtungen im Hinblick auf die Laufzeitverlängerung zu identifizieren und zu beseitigen. Ende März 2016 wurde für den Block 1 des KKW Dukovany eine unbefristete Genehmigung zum Weiterbetrieb mit fast 100 befristeten Auflagen erteilt. Die Betriebsgenehmigungen wurden für den Block 2 im Juni 2017 sowie für die Blöcke 3 und 4 im Dezember 2017 ebenfalls zeitlich unbefristet vergeben.

Die Blöcke 1 und 2 (modifizierte WWER-1000/W-320) im KKW Temelin wurden in den Jahren 2002 und 2003 mit einer projektierten Laufzeit von 40 Jahren (bis 2042/2043) in Betrieb genommen. Entsprechend der international üblichen Vorgehensweise wird vom Betreiber beider Blöcke eine Laufzeit von 60 Jahren angestrebt.

Die Entscheidungen über die angestrebten Verlängerungen der Betriebsgenehmigungen werden erst nach Vorlage des Alterungsmanagement-Programms, der periodischen Sicherheitsüberprüfung sowie des aktualisierten Pre-operational Safety Analysis Report (Final SAR) getroffen.

## **Ukraine**

In der Ukraine sind gegenwärtig 15 Kernkraftwerksblöcke mit WWER-Reaktoren an vier Standorten mit einer installierten Gesamtleistung von 13.835 MW in Betrieb. Der ukrainische Betreiber NAEK Energoatom plant Lebensdauererweiterungen für alle Anlagen nach Ablauf der ursprünglich projektierten 30 Betriebsjahre.

Im Kernkraftwerk Riwne wurden Lebensdauererweiterungen von 20 Jahren für die Blöcke 1 und 2 (WWER-440/W-213) sowie für Block 3 (WWER-1000/W-320) genehmigt. Nach 10 Jahren ist die Durchführung einer periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) angeordnet worden.

Im Kernkraftwerk Südukraine wurden die Betriebszeiten der Blöcke 1 (WWER-1000/W-302, Inbetriebnahme 1982), 2 (WWER-1000/W-338, Inbetriebnahme 1985) und 3 (WWER-1000/W-320, Inbetriebnahme 1985) vorerst bis 2023, 2025 und 2030 verlängert.

Nach Ablauf der projektierten Lebensdauer haben vier der insgesamt sechs Blöcke im KKW Saporishshja mit WWER-1000/W-320 die Genehmigung für den Weiterbetrieb für

jeweils zehn Jahre erhalten. Der Block 1 wird zunächst bis 2025, der Block 2 bis 2026, der Block 3 bis 2027 und der Block 4 bis 2028 weiterbetrieben.

Im Juli 2019 hat die ukrainische Aufsichtsbehörde die Betriebsgenehmigung für den Block 1 des KKW Chmelnyzky bis 2028 verlängert.

In Vorbereitung ist die Betriebsdauerverlängerung für Block 5 des KKW Saporishshja (2020).

Als Bedingung für die Genehmigung zur Betriebsdauerverlängerung wird die Realisierung des komplexen Modernisierungsprogramms und der Maßnahmen aus dem Stress-Test nach dem Unfall im KKW Fukushima-Daiichi gefordert, wobei ausgewählte Maßnahmen auch nach Erteilung der Genehmigung fertiggestellt werden dürfen.

## **Ungarn**

Am Standort Paks sind vier Druckwasserreaktoren vom Typ WWER-440/W-213 in Betrieb. Die Blöcke 1 bis 4 haben ihre projektierte Betriebszeit von 30 Jahren bereits zwischen 2012 und 2017 erreicht. Der Betreiber der Anlage ist bestrebt die Blöcke noch weitere 20 Jahre zu betreiben.

Im Ergebnis der abgeschlossenen Verfahren zur Lebensdauerverlängerung hat die Genehmigungsbehörde den Weiterbetrieb der Blöcke 1 – 4 bis 2032, 2034, 2036 und 2037 genehmigt. Alle zehn Jahre muss eine PSÜ durchgeführt werden.

Für die Genehmigung müssen die erforderlichen Nachweise erbracht und die dazu notwendigen Dokumentationen eingereicht werden. Dabei geht es nicht nur um die Nachweise zum Alterungsmanagement, sondern auch um die Erfüllung von inzwischen verschärften Sicherheitsanforderungen. Dabei spielen auch die Erkenntnisse der nach dem Reaktorunfall von Fukushima Daiichi durchgeführten Stresstests und die Umsetzung der abgeleiteten Ertüchtigungsmaßnahmen eine große Rolle. Neben der Nachweisführung und der entsprechenden Dokumentation musste im Rahmen des Genehmigungsverfahrens auch der Sicherheitsbericht aktualisiert werden.

Darüber hinaus enthält das erstellte Dossier die wichtigsten Aktivitäten zu Lebensdauerverlängerung im Vorhabenzeitraum (06/2017 – 05/ 2020) sowie eine Übersichtstabelle mit Informationen wie Standort, Block-Nummer, Inbetriebnahme, aktuelle Betriebs-

genehmigung, projektierte Laufzeit, beschlossene/geplante Verlängerung und geplantes Betriebsende.

#### **3.2.3.4 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 Brennelementen zu Testzwecken genehmigt. Dazu wurden entsprechende Analysen durchgeführt.

Im Frühjahr 2012 wurde durch die Aufsichtsbehörde die Entladung aller TVS-W-Brennelemente aus den Druckbehältern 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 weiterverwendet. 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.

Gegenwärtig wird der in Schweden gefertigte Kernbrennstoff an den Standorten Südukraine und Saporishshja verwendet. In der Regel ist er gegenwärtig noch in einer Mischbeladung mit russischen Brennelementen der Firma TVEL im Einsatz. Der Block 3 des Kernkraftwerks Südukraine ist der erste, der ausschließlich mit Brennelementen der Firma Westinghouse beladen ist. Es wurde der Beschluss gefasst, dass ab dem Jahr 2021 auch im Kernkraftwerk Riwne im Block 3 zum ersten Mal dieser Brennstoff verwendet wird.

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

#### **3.2.4 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 zum 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. Die wichtigsten Erkenntnisse aus der Teilnahme an den Konferenzen sowie eine inhaltliche Bewertung wurden in den zugehörigen Reiseberichten ausgewertet. Diese Berichte und die verfügbare Konferenzdokumentation (z.B. Programm, Paper oder Handouts der Vorträge) wurden im Konferenzbereich auf dem InfoServer zur Verfügung gestellt.

#### **10<sup>th</sup> Conference on Nuclear Energy NERS 2017 am 10. November 2017 in Prag**

Zur Beobachtung des aktuellen Betriebsgeschehens in den kerntechnischen Anlagen der Tschechischen Republik sowie zur Informationsbeschaffung zu technischen Planungen kerntechnischer Anlagen und den durchzuführenden Genehmigung- und Verwaltungsverfahren nahm ein GRS-Mitarbeiter an der jährlich stattfindenden „Conference on

Nuclear Energy NERS“ teil, auf der Vertreter aus verschiedensten tschechischen staatlichen und privaten Organisationen und Einrichtungen der Kerntechnik sowie internationale Teilnehmer über aktuelle Fragen der Kernenergienutzung allgemein und technologiebezogen in der Tschechischen Republik diskutieren. Dabei wird zu jährlich wechselnden Themenschwerpunkten aus verschiedener Sicht vorgetragen, informiert und diskutiert.

Schwerpunkt der diesjährigen Tagung war die Frage, welche Meilensteine zur Umsetzung der sich aus dem Nationalen Aktionsplan zur Entwicklung der Kernenergie in der Tschechischen Republik ergebenden Aufgaben zu formulieren sind, um die im Plan aufgestellte Forderung, spätestens im Jahre 2035 einen neuen Kernkraftwerksblock in Betrieb zu nehmen, realisieren zu können. Dabei standen sowohl die dazu politisch zu treffenden politischen Entscheidungen als auch die mögliche Finanzierung und die technischen und personellen Voraussetzungen sowie der zu wählende Reaktortyp im Fokus der Vorträge und Diskussionen.

#### **10. Internationales Forum Atomexpo 2018 vom 14.–16. Mai 2018 in Sotschi (Russland)**

Das seit Jahren von Rosatom organisierte internationale Nuklearforum (Kongress und Ausstellung) ist die wichtigste Veranstaltung der russischen Nuklearindustrie zur Entwicklung der internationalen Zusammenarbeit mit Staaten aller Regionen der Welt. Motto der „Jubiläums“-Atomexpo 2018 war: „Globale Partnerschaft – gemeinsamer Erfolg“.

Auf der Atomexpo wird jährlich im Mai/Juni über aktuelle kerntechnische Entwicklungen informiert, es werden vielfältige Gespräche mit internationalen Partnern organisiert, Vereinbarungen formal abgeschlossen. Auf der Veranstaltung im Jahr 2018 wurden 39 Vereinbarungen und andere Partnerschaftsdokumente unterzeichnet u.a. mit Sambia (Aufbau eines nuklearen Forschungszentrums mit Bau eines Forschungsreaktors) und Sudan (Ausbildungs- und Trainingsvereinbarung), Äthiopien, Uganda und Sambia) sowie mit Chile, China, Kuba, Finnland, Ungarn, Iran, Italien, Kasachstan, Saudi-Arabien, Serbien und Spanien. Verbunden ist das Forum mit einer Ausstellung (mehr als 130 in- und ausländische Aussteller). Die Veranstaltung wurde nach Angabe der Organisatoren von 4000 Teilnehmern aus über 600 Institutionen aus 68 Ländern besucht.

## **11. Internationale wissenschaftlich-technische Konferenz von Rosenergoatom „Sicherheit, Effektivität und Ökonomie der Kernenergiewirtschaft“ (MNTK-2018) vom 23.–24. Mai 2018 in Moskau**

Diese Konferenz bietet seit vielen Jahren eine sehr gute Möglichkeit, die aktuellen Informationen zum Stand der Kernenergieentwicklung in Russland einzuholen und behandelt praktisch alle Themen der zivilen Nutzung der Kernenergie in Russland.

Das Konferenzprogramm war inhaltlich sehr breit angelegt und umfasste zwei Vortragskategorien: Plenarsitzung und Sektionssitzungen mit Fachbeiträgen. Im Fokus der Plenarsitzung, die in diesem Jahr in Form einer Podiumsdiskussion stattfand, stand das Thema „Umsetzung der Strategie zur Entwicklung der Kernenergie in Russland“. Zu diesem Thema wurde von führenden Vertretern der wichtigsten russischen Firmen, die auf dem Gebiet der Forschung und Entwicklung, Konstruktion, Errichtung und des Betriebs von Kernkraftwerken tätig sind, ein Überblick gegeben.

Die Sektionssitzungen waren folgenden Themen gewidmet:

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

Wegen der Vielzahl der Themen nahmen je ein GRS-Experte im Rahmen der AP 3 bzw. AP 4 an der Veranstaltung teil.

## **6. Internationale wissenschaftlich-praktische Konferenz des ukrainischen Betreiberkonzerns NAEK Energoatom vom 04.–06. September 2018 in Odessa (Ukraine)**

Aktuelle Informationen zur Lage und geplanten Entwicklung der Kernenergienutzung in der Ukraine konnten durch die Teilnahme an der 6. Internationalen Wissenschaftlich-Praktischen Konferenz des ukrainischen Betreiberkonzerns NAEK Energoatom vom 04. bis 06.09.2018 in Odessa gewonnen werden. Ziel der Konferenz war die Diskussion der strategischen Ausrichtung der Entwicklung des Kernenergie-Komplexes der Ukraine, der Perspektiven kerntechnischer Technologien, der Verbesserung der radiologischen und nuklearen Sicherheit sowie die Arrangements und die Planung von Wartungsarbeiten und von betrieblichen Überwachungsmaßnahmen. Diskutiert wurden ebenfalls Aus- und

Weiterbildung sowie Fragen der Lebensdauererlängerung und des Umgangs mit radioaktivem Material.

In den Plenarbeiträgen wurde ausführlich über Status und Entwicklungsvorstellungen der Kernenergie in der Ukraine, über die kerntechnische Ausbildung und Forschung, Fragen der Werkstoffforschung, des Kernbrennstoffzyklus, zu SMR, zur Umsetzung des Programmes für Sicherheitsverbesserungen der WANO und zu Aufgaben in Tschernobyl nach Inbetriebnahme des NSC berichtet. Die vier thematischen Sektionen behandelten folgende Schwerpunkte:

- Sicherheitsverbesserungen, Verfügbarkeit und Effektivität des KKW-Betriebes;
- Management der Lebensdauer kerntechnischer Einrichtungen;
- Wissenschaftlich-technische Unterstützung der kerntechnischen Industrie und Management der Personalqualifikation;
- Management radioaktiver Abfälle und abgebrannte Brennstoffe sowie Strahlenschutz.

#### **11. Internationales Forum Atomexpo 2019 vom 15.–16. April 2019 in Sotschi (Russland)**

Dieses von Rosatom organisierte internationale Nuklearforum (Kongress und Ausstellung) ist die wichtigste Veranstaltung der russischen Nuklearindustrie zur Entwicklung der internationalen Zusammenarbeit mit Staaten aller Regionen der Welt. Insgesamt nahmen mehr als 4000 Teilnehmer und Gäste an der Veranstaltung teil und ca. 650 Firmen beteiligten sich an der Ausstellung. Nach russischen Angaben wurden während des Forums mehr als 40 Kooperationsvereinbarungen, Memoranden und Verträge unterzeichnet.

Die Plenarsitzung des Kongresses stand unter dem Thema „Nukleare Technologien als Schlüssel zu Nachhaltigkeit“. An zwei Tagen diskutierten mehr als 150 Experten an 18 runden Tischen über Themen, wie wichtige Entwicklungstrends der kohlenstofffreien Energieerzeugung, der Rolle globaler Partnerschaften zum Erreichen nachhaltiger Entwicklungsziele, die Anwendung von Nuklear- und Strahlungstechnologien in Wissenschaft, Medizin und Landwirtschaft jenseits des Energiesektors. Darüber hinaus wurden neue digitale Lösungen für die Entwicklung von Infrastrukturprojekten im Energiesektor und in anderen Wirtschaftssektoren, die Rolle der jungen Generation und der Frauen bei der Nutzung nuklearer Technologien, den Einfluss auf die Entwicklung der Städte in der

Nähe kerntechnischer Anlagen sowie moderne Ansätze zur Gewinnung von Investitionen besprochen.

#### **11. Internationale wissenschaftlich-technische Konferenz „Safety Assurance of NPP with WWER“ vom 21.–24. Mai 2019 in Podolsk (Russland)**

Die Konferenz wird im Zweijahresrhythmus vom Hauptkonstrukteur der WWER-Anlagen, OKB „Gidropress“, mit Unterstützung von „Rosatom“ durchgeführt. Zwei GRS-Mitarbeiter nahmen im Rahmen der AP 3 bzw. 4 des Vorhabens an Konferenz teil. Nach Angaben der Organisatoren nahmen ca. 240 Fachleute aus 12 Ländern sowie Vertreter internationaler Organisationen teil. Es wurden 16 Präsentationen im Plenum und 150 Vorträge in sieben Fachsektionen gehalten. Dabei wurde ein breites Themenspektrum zu Projektierung, Fertigung, Betrieb und nuklearer Sicherheit der WWER-Anlagen abgedeckt.

#### **12th Conference on Nuclear Energy NERS 2019 am 6. November 2019 in Prag**

Die Schwerpunkte der 12. Konferenz zur Kernenergie lagen auf der Umsetzung der tschechischen Klimaziele und den nächsten Schritten auf dem Weg zum Neubau von Kernkraftwerken als Ersatzkapazität für die abzuschaltenden konventionellen Kraftwerken und die Kernkraftwerksblöcke in Dukovany. Die Abschaltung der konventionellen Kraftwerke erfolgt wegen Alterung und Minderung der CO<sub>2</sub>-Freisetzung, während die Abschaltung des KKW Dukovany planmäßig nach Ablauf der Genehmigung erfolgen soll.

Von Vertretern der Politik als auch der Fachöffentlichkeit in Tschechien wurde betont, dass die Umsetzung der tschechischen Energiestrategie hauptsächlich auf dem Ersatz der wegfallenden Kapazitäten durch den Neubau von Kernkraftwerken und Ausbau von Erneuerbaren erfolgen muss, um die Klimaziele sozialverträglich einzuhalten. Basierend auf umfangreichen Analysen verschiedener Szenarien geht die Politik von der Notwendigkeit des Neubaus von ein bis zwei Kernkraftwerksblöcken mit einer Leistung von je bis zu 1.200 MW<sub>el</sub> am Standort Dukovany in näherer Zukunft aus.

#### **XIII International Public-Dialogue and Exhibition „AtomEco-2019“ vom 05.–07. November 2019 in Pecs (Ungarn)**

Das Forum stand unter dem Motto „Nukleartechnologie für eine nachhaltige Entwicklung der Gesellschaft“. Die Teilnehmer kamen aus Ungarn, der Russischen Föderation und weiteren Ländern mit einem Kernenergieprogramm oder Ländern mit Interesse oder

Plan für dessen Entwicklung. Es wurden vor allem Fragen der Sicherheit des Betriebs von KKW und dessen Auswirkungen auf die Umwelt, insbesondere auf die Klimaentwicklung und weitere Risiken diskutiert. Die Teilnahme ermöglichte auch Erkenntnisse zur Stilllegungsplanung des KKW Paks und zur Organisation der Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen am Standort. Ein Schwerpunkt war dabei auch der Umgang mit radioaktiven Abfällen.

### **3.2.5 Fachgespräch zu den russischen Reaktoren der Baulinie WWER-1000/W-320 in Bulgarien, Tschechien und in der Ukraine**

Am 11.10.2018 fand auf Wunsch des BMU ein Fachgespräch zu den russischen Reaktoren der Baulinie WWER-1000/W-320 in Bulgarien, Tschechien und in der Ukraine statt. Themenschwerpunkte dabei waren unter anderem Unterschiede in der Ausführung der Anlagen, Modifikationen der Anlagen in den KKW Temelin und Kosloduj, geplante und realisierte Maßnahmen im Modernisierungsprogramm der KKW in der Ukraine, Erfahrungen mit dem Einsatz von Westinghouse-Brennelementen.

### **3.2.6 Einsatz von softwarebasierter Sicherheitsleittechnik in den WWER-Anlagen**

Im Rahmen des Vorhabens 4717R01504 (LV-2) wurden im AP 3 die öffentlich verfügbaren Informationen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen des russischen Designs unter einheitlichen fachlichen Gesichtspunkten systematisch ausgewertet. Hierzu wurde der Kenntnisstand zur Instrumentierung und Automatisierung (Leittechnik) der russischen Reaktorbaulinien für die weitere Nutzung aufbereitet, der durch die fortlaufenden Recherchen im Verlauf des Vorhabens aktualisiert wurde. Die Recherchen wurden auf der Basis verschiedener Quellen (u. a. Internet- und Literaturrecherchen, Information aus der Teilnahme an den Fachkonferenzen) durchgeführt, wobei folgende Aspekte im Fokus standen:

- Einsatz digitaler, softwarebasierter Leittechnik und Instrumentierung bei der Auslegung neuer Reaktoranalgen des russischen Designs und Modernisierung der in Betrieb befindlichen WWER-Anlagen,
- Entwicklung regulatorischer Anforderungen in Russland an Auslegung, Betrieb und Modernisierung der sicherheitsrelevanten Leittechnik in den WWER-Anlagen;
- Wissenschaftlich-technische Aktivitäten auf dem Gebiet Analyse und Bewertung der Zuverlässigkeit und Sicherheit Leittechnik in den WWER-Anlagen.

Die Ergebnisse der GRS-Recherchen sind in einem Bericht dokumentiert, wobei die Dokumentation als eine Fortschreibung des Berichts /PIL 17/ (Fassung April 2014) durchgeführt wurde.

Im Berichtszeitraum wurden Erkenntnisse gewonnen, dass die Automatisierung der WWER-Reaktoranlagen (u.a. Sicherheitsleittechnik, Instrumentierung, Steuerung) zunehmend durch die entsprechenden Entwicklungen auf diesem Gebiet in Russland dominiert wird. Der russische Konzern ROSATOM und dessen Kooperationspartner haben die Vormachtstellung bei Design, Errichtung und Modernisierung von Kernkraftwerken mit WWER-Reaktoranlagen weiter ausgebaut und damit auch eine wichtige Rolle auf dem Gebiet der Automatisierung dieser Anlagen übernommen. Wie bereits im Vorgängerbericht berichtet wurde, wurde in Russland die Dachorganisation RASU (Rosatom - Automatisierungssysteme) gegründet, die bereits die gesamte Kette von Forschung und Entwicklung über die Herstellung und Qualifizierung bis zur Inbetriebsetzung von Leittechnik (u.a. Sicherheitsleittechnik, Instrumentierung und Prozessführung) der WWER-Reaktoranlagen im In- und Ausland umfasst.

Einige Beispiele der Umsetzung dieser Strategie sind die neuen Reaktoranlagen in Russland (KKW Novoworonesh-2, KKW Leningrad-2), in China (KKW Tianwan 1-4), in Belarus (KKW Ostrovets), in Indien (KKW Kudankulam 1-4), in der Türkei (KKW Akkuyu). Im Portfolio des ROSATOM-Konzerns befinden sich bereits Verträge zur Errichtung von Reaktoranlagen in Ägypten, Bangladesch, Ungarn, Finnland.

Die WWER-1000-Reaktoranlagen wurden seit den 70er Jahren in Ost-Block-Ländern vielfach errichtet und bereits im Bereich der Instrumentierung und der Betriebs- und Sicherheitsleittechnik nachgerüstet und auf der Basis digitaler Technik modernisiert. Die neuen WWER-1200-Reaktoranlagen wurden sicherheitstechnisch und technologisch weiterentwickelt, wobei dort moderne Leittechniksysteme und -komponenten eingesetzt werden. Der Automatisierungsumfang in diesen Anlagen ist auch zahlenmäßig stark gewachsen, was teilweise damit bedingt ist, dass die Anzahl von Sicherheitseinrichtungen (u.a. größere Anzahl redundanter Einrichtungen und Systeme) und Überwachungsumfang stark gewachsen ist (siehe Tab. 3.1).

Die neu errichteten und modernisierte WWER-Anlagen zeichnen sich dadurch aus, dass die automatisierte Prozessleitsysteme und Sicherheitsleittechnik sich voneinander in einigen Aspekten mehr oder weniger stark unterscheiden. Die Unterschiede betreffen nicht nur die Gerätetechnik (z.B. einzelne Baugruppen, Leittechnik-Plattformen),

sondern auch die Architektur der Kraftwerksleittechnik. Typische Beispiele dafür sind Kernkraftwerke mit WWER-1000-Reaktoranalagen in Rostov-4, Kalinin-3/4 (Typ W-320, Russland) und im KKW Kundankulam-1 (Typ W-412, Indien), in denen die russische Leittechnik (Typ TP-TN und TP-SB) mit entsprechender Architektur eingesetzt wurde und Kernkraftwerke mit WWER-1000 in Tianwan-1/2 (Typ W-428, China) bzw. mit WWER-1200 in Nowoworonesch (Typ W-392M), in denen die Teleperm-XS-Sicherheitsleittechnik von Framatome mit einer anderen Architektur zusammen mit der russischer Betriebsleittechnik eingesetzt wurde /MNTK 18/, /ASM 17/, /POV 17/, /CHE 19/.

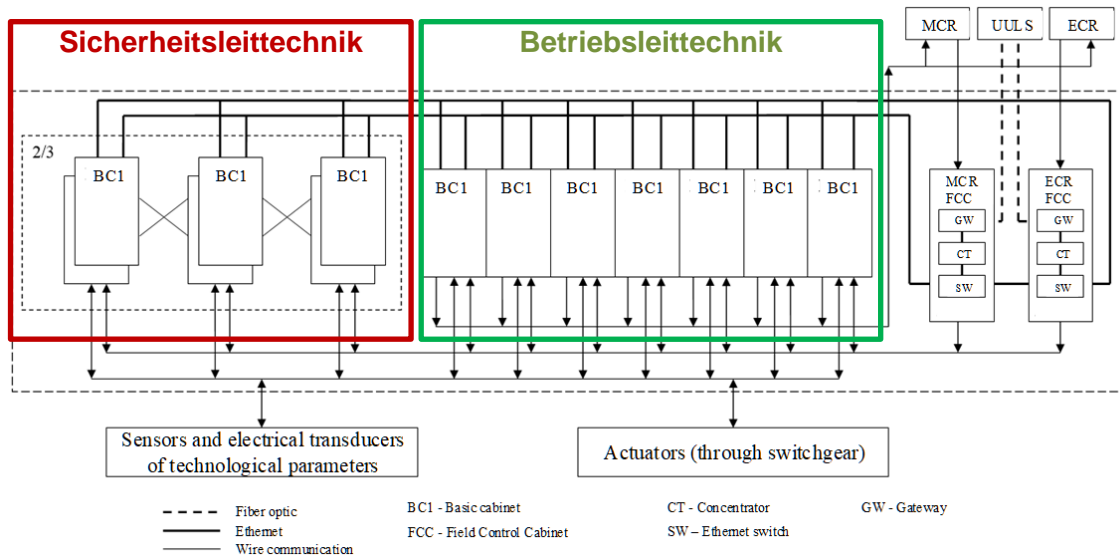
**Tab. 3.1** Anzahl von relevanten Komponenten in den Reaktoranalagen WWER-1000 und WWER-1200 /POV 17/

Systeme, Komponenten	WWER-1000 NPP Rostov-3	WWER-1200 NPP Novoworonesh
Verfahrenstechnische Systeme	247	482
Pumpen	339	779
Lüftungsanlagen	676	1600
Hebezeug	35	158
SUS-Antriebe (Steuer- und Abschaltstäbe)	75	121
E-Antriebe	4319	6175
Automatische Steuerungsfunktionen / Leittechnik	34	154
Verriegelungen, Begrenzungen, Meldungen	3686	11140
Messkanäle	6238	12081
Anzahl der Erprobungen während der Inbetriebsetzung	1638	2231

Die neueste Reaktoranlage vom Typ WWER-1000 (Typ W-320) wurde 2018 in Russland im KKW Rostow (Block-4) in Betrieb genommen. Dort wurde die Leittechnik-Architektur des ESFAS-Sicherheitssystems (siehe Abb. 3.1) so ausgeführt, dass in einem von drei Kanälen der Sicherheitsleittechnik die konventionelle festverdrahtete Steuerungslogik eingesetzt wurde /CHE 19/. Damit sollten die potentiellen systematischen Ausfälle digitaler Leittechnik (insbesondere softwarebedingte Ausfälle) beherrscht werden. Die Ein- und Ausgangssignale der Feldebene (u.a. Messsignale, Steuerungssignale zu Schaltanlagen) wurden auch festverdrahtet ausgeführt. Die betrieblichen Signale der Mensch-Maschine-Schnittstelle zu/von der Block- und Notwarte (MCR und ECR) sind über Netzwerkkommunikation (Ethernet) per Kabel oder mittels LWL-Leitung zur UULS (Block-Informationsebene) realisiert. Die Hard- und Software wurden von russischen Herstellern der Leittechnik (u.a. VNIIA) geliefert.



Die detaillierten Informationen zu der TPTS-NT- und TPTS-SB-Leittechnik der neuesten WWER-1000-Reaktoranlagen in Kernkraftwerken Kalinin und Rostow wurden bereits im Abschlussbericht zum Vorläufervorhaben dokumentiert und werden hier nicht weiter erläutert.



**Abb. 3.1** Architektur der ESFAS-Leittechnik im KKW Rostow /CHE 19/

Die WWER-1200 Reaktoranlagen (auch AES-2006 genannt) wurden im Vergleich zu WWER-1000 sowohl sicherheitstechnisch, als auch verfahrenstechnisch stark verändert. So wurde z. B. das gestaffelte Schutzkonzept (Defense-in-Depth) dieser Anlagen um den Einsatz von passiven Schutzsystemen erweitert. Die Automatisierung dieser Anlagen wurde stark erweitert, wobei ca. 8 000 Messsignale erfasst und ca. 5 000 Antriebe gesteuert werden /ASM 17/. Deren Funktionsumfang der Leittechnik umfasst u.a.

- Automatische Regelung aller verfahrenstechnischer Prozesse für alle geplanten Betriebszustände der Anlage (z.B. An- und Abfahren der Anlagen, Wechsellastfahrweise),
- Umfassende Überwachung der gesamten Energieerzeugungsanlage und deren wichtigen Komponenten,
- Automatische Diagnose des Anlagenzustandes und der Ausrüstung,
- Betriebsführung mit Computerunterstützung.

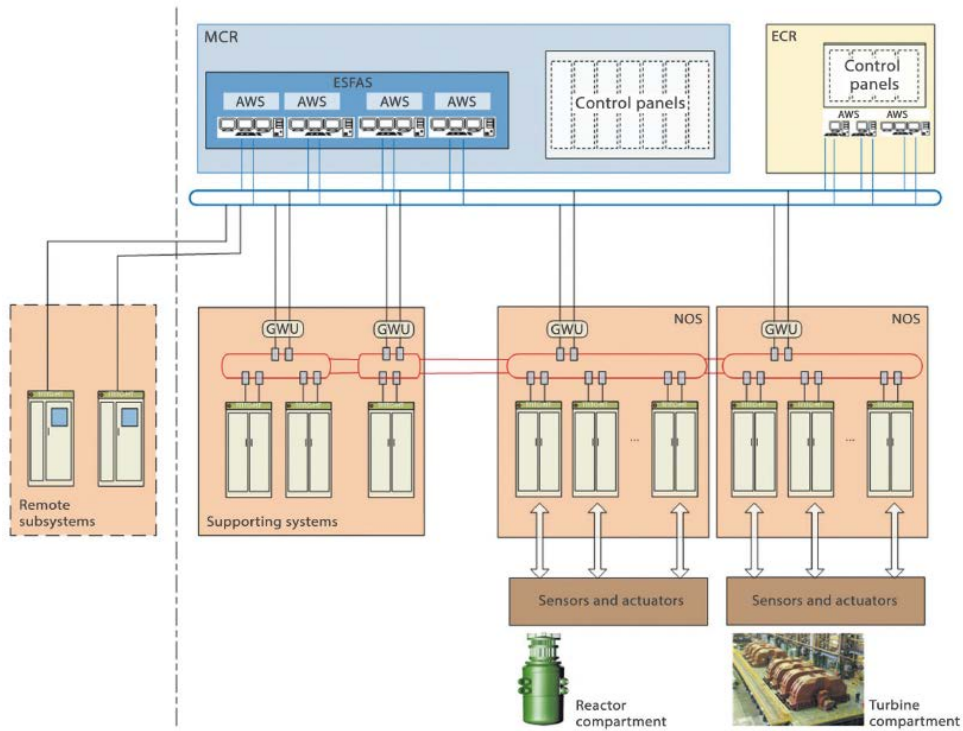
Des Weiteren wurden zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Leittechnik und zur Beherrschung systematischer Ausfälle in der softwarebasierten Sicherheitsleittechnik neue Leittechnik-Konzepte umgesetzt. Die generische Architektur der Leittechnik einer WWER-1200-Anlage ist hierarchisch aufgebaut und besteht aus drei Ebenen:

- Betriebsleittechnik der Blockebene (ULCS - Upper Level Control System) bereitet die Prozessinformation (u.a. verfahrenstechnische und elektrische Parameter, Meldungen, Anlagenüberwachung) auf, repräsentiert und dokumentiert diese Information.
- Betriebsleittechnik (NOCS - Normal Operation Control System) umfasst viele Teilsysteme zur Steuerung von Systemen und Komponenten der Reaktor- und Turbinenanlage, Anlagen- und Strahlenschutzüberwachung, Brandschutzsysteme. Die Aufgabe der NOCS-Leittechnik ist es den Normalbetrieb der Anlage zu gewährleisten und Störungen zu vermeiden.
- Sicherheitsleittechnik (SCS - Safety Control System) ist vorgesehen, um die Reaktoranlage im Anforderungsfall zu schützen und die Auslegungsstörfälle zu beherrschen. SCS besteht aus redundanten Kanälen, die unabhängig voneinander die erforderliche Schutzaktionen anregen können.

Die NOCS/NOS-Betriebsleittechnik im KKW Nowoworonesch-2 ist auf der Basis der TPTS-NT- Leittechnik eines russischen Herstellers (VNIIA) aufgebaut (siehe Abb. 3.2), wobei die Leittechnik-Funktionen mit der GET-R1-Engineering-Software erstellt wurden.

Für das KKW Novovoronesh-2 (sog. First of a kind reactor type: Typ WWER-1200/W-392M) wurde eine SLS-Leittechnik-Architektur entwickelt, die aus zwei dreifach redundanten Teilsystemen (1. und 2. Safety I&C Set) besteht und außerdem jeweils ein diversitäres DPS-Leittechniksystem enthält (siehe Abb. 3.3).

Die Sicherheitsleittechnik der Reaktorschnellabschaltung (RPS) und der Steuerung der Sicherheitssysteme (ESFAS) wurde auf der Basis der Soft- und Hardware der TelepermXS-Plattform (Framatome) realisiert. Die DPS-Leittechnik ist 3-fach redundant (2v4-Auswahl-Logik) auf der Basis von festprogrammierter Logik (FPGA Baugruppen, russ. Hersteller) ausgeführt /AND 17/.



MCR – main control room; ECR – emergency control room; AWS – automated workstation; GWU – gateway unit; NOS – normal operation system; ESFAS – engineered safety features actuation system.

Abb. 3.2 Generische Architektur der Betriebsleittechnik der WWER-1200 / VNI 17/

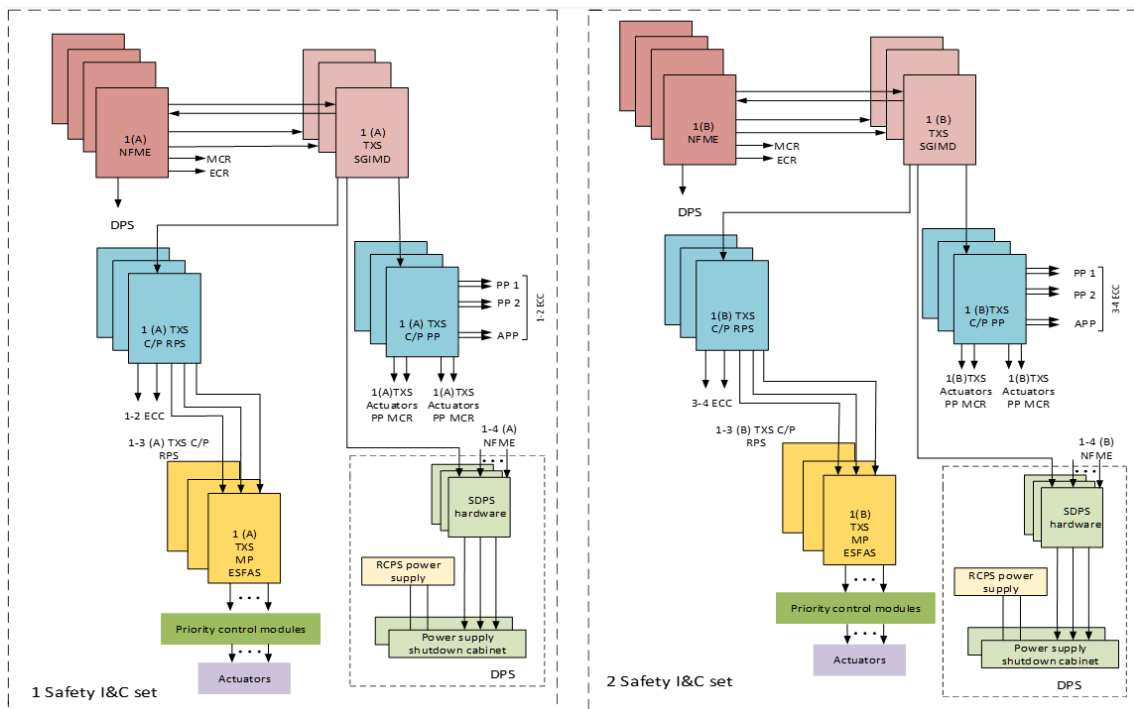


Abb. 3.3 Architektur der Sicherheitsleittechnik im KKW Novovoronezh-2 / CHE 19/

Während der Inbetriebnahme des ersten Blockes im KKW Novovoronesh-2 wurde einige Probleme festgestellt /POV 17/. Die drei geplanten Versuche beim Volllast (N=100%) der Reaktoranlage waren zunächst nicht erfolgreich:

- die Abschaltung einer von vier Zirkulationspumpen führte zum Schnellschließen der Turbineneinlassventile, weil dabei der Füllstand in SWBR-100 -Wärmetauscher der Turbine um mehr als 0.7 m anstieg und zum ungeplanten Abfahren der Anlage führte,
- Lastabwurf des Turbogenerators auf 360 MW führte zu Problemen in der automatischen Füllstandregelung im Speisewasserbehälter,
- die Abschaltung einer von vier Hauptkühlmittelpumpen (HKMP) hat eine Transiente mit Abfall des Füllstandes in den Dampferzeugern auf 2.2 m ausgelöst, die zum Ausfall aller Speisewasserpumpen und auch aller HKMP führte.

Die o.g. Versuche waren vorgesehen, um das dynamische Verhalten des Blockes auslegungsgemäß nachzuweisen.

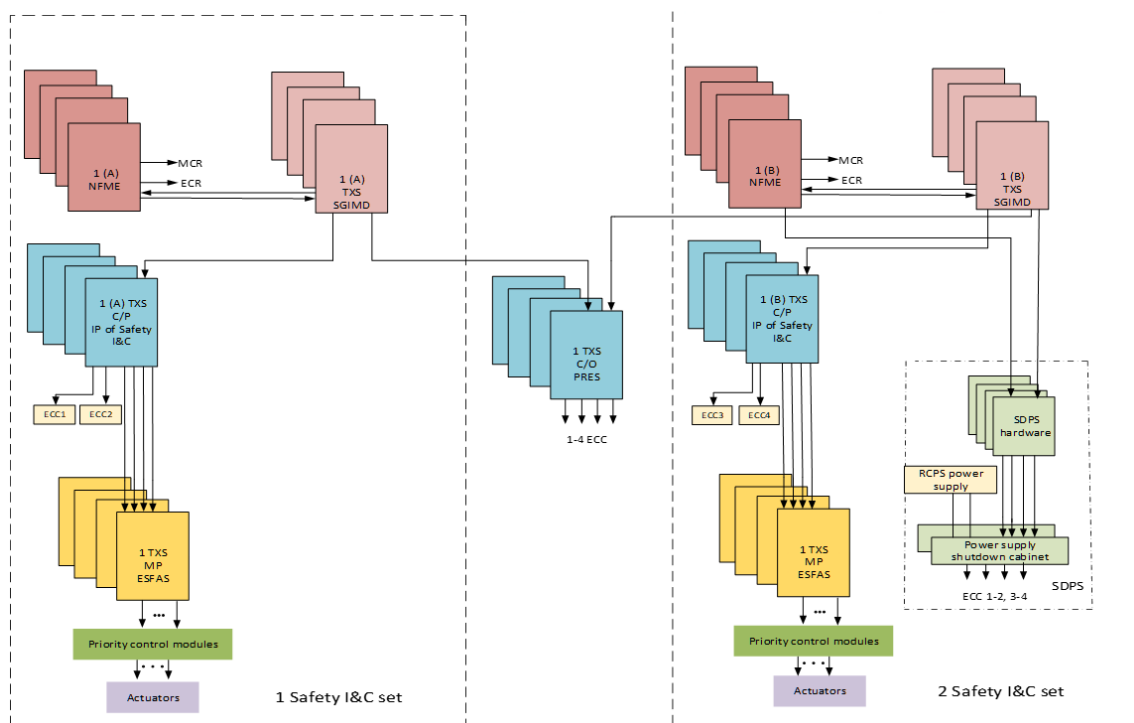
Die festgestellten Probleme wurden detailliert analysiert, am Full-Scope-Simulator verifiziert und führten zu den entsprechenden Veränderungen in den Leittechnik-Funktionen /GUS 17/. Es wurden auch Empfehlungen für Verbesserung der Auslegung der Leittechnik der WWER-1200-Reaktoranlage erarbeitet:

- Implementierung einer forcierten Schutzbegrenzung (AWP - Accelerated Warning Protection) anstelle der ursprünglich projektierten Leistungsbegrenzung bei Transienten mit dem Ausfall von Speisewasserpumpen,
- Einsatz einer speziellen zeitbasierten Gerätetechnik in der Schaltung Generator-Netz für Eigenbedarfsbetrieb,
- Software und die Werkzeuge für die NOCS- und SLS-Leittechnik sollen durch die russischen Betriebe auch für die AREVA-Plattform (SLS) erstellt werden, um Missverständnisse und Verzögerungen bei der Implementierung von erforderlichen Änderungen zu vermeiden.

Im KKW Leningrad-2 sind wie im KKW Novovoronesh-2 die Betriebsleittechnik auf der TPTS-NT-Plattform und die Sicherheitsleittechnik auf der Basis der Soft- und Hardware der Teleperm-XS-Plattform (Framatome) realisiert. Dennoch wurde die SLS-Architektur des KKW Leningrad-2 (WWER-1200, Typ W-491) so verändert, dass eine diversitäre Leittechnik DDSZ nur in einem Teilsystem installiert wird und die Netzwerkverbindungen zu der betrieblichen Leittechnik nicht aus jedem SLS-Teilsystem, sondern durch eine gemeinsame Netzverbindung (Interserver exchange network) erfolgt (siehe Abb. 3.4).

Die DDSZ-Leittechnik ist im 2. SLS-Teilsystem installiert und 4-fach redundant (2v4-Auswahl-Logik) auf der Basis von festprogrammierter Logik (FPGA, russ. Hersteller) ausgeführt /AND 17/.

Auch für die neuen WWER-TOI-Anlagen im KKW Kursk-2 soll die Sicherheitsleittechnik der Basis der Teleperm-XS-Plattform (Framatome) realisiert werden. Es wurde die Lieferung von 45 Leittechniksschränke je Block mit Framatome vereinbart /RAS 20/. Die Entwicklung der gesamten Leittechnikarchitektur befindet sich gegenwärtig in Arbeit.



**Abb. 3.4** Architektur der Sicherheitsleittechnik im KKW Leningrad-2 /CHE 19/

Die Leittechnik-Architektur für die WWER-1200-Reaktorblöcke 1 und 2 im KKW Ostrovetz (Weißrussland) wurde auf der Basis der Leittechnik-Plattformen TPTS-NT für Betriebsleittechnik und TPTS-SB für Sicherheitsleittechnik entwickelt und aufgebaut.

RASU hat festgestellt, dass die Unterschiede in den Leittechnik-Konzepten der WWER-1200-Reaktoranlagen zu Problemen bei Genehmigungen und damit zu Verzögerungen bei der Errichtung der Kernkraftwerke bzw. zu sicherheitstechnischen Problemen bei Planung und Durchführung der Instandhaltung der Leittechnik während des gesamten Lebenszyklus der Reaktoranlage (ca. 60 Jahre) führen. Im ROSATOM wurde entschieden die Automatisierung zukünftiger WWER-Anlagen zu vereinheitlichen. Damit soll die Nachweisführung (u.a. Verifizierung und Validierungsprozesse der Hard- und Software)

auf der Basis internationaler Standards erfolgen und die Instandhaltungsstrategie (z.B. Bevorratung der Ersatzteile, Kompetenzerhalt des Personal, Nutzung der Betriebserfahrung) vereinfacht und damit zur Erhöhung der Sicherheit der Reaktoranlagen beigetragen werden /MNTK 18/.

Die Wettbewerbsfähigkeit russischer Automatisierungstechnik für Kernkraftwerke soll auch durch die konsequente Einführung und Einhaltung internationaler Normen und Standards (u.a. IAEA Safety Requirements und Guides, IEC Standards) weiter verbessert werden, wobei RASU sich aktiv daran beteiligt. Bis 2022 sollen mehr als 30 IEC Standards als nationale Normen und Regeln angepasst und übernommen werden /RAS 20/, so z.B. wurde das Standard IEC 61513 „Instrumentation and control for systems important to safety“ 2020 als nationaler GOST-R-MEK-61513-Standard /GOST 20/ in den Genehmigungsprozess der Sicherheitsleittechnik für die neuen und zu modernisierenden Reaktoranlagen übernommen.

Im Fokus der Forschungsarbeiten in Russland zum Thema „Automatisierung von WWER-Reaktoranlagen“ stehen sicherheitstechnische Aspekte der Einführung softwarebasierter Leittechnik und insbesondere das Thema „IT-Sicherheit“. Auf den mehreren wissenschaftlichen Konferenzen haben russische Wissenschaftler und Vertreter der Betreiberorganisationen zu diesem Thema vorgetragen und verschiedene Ansätze zur Überwachung und Beherrschung von Cyberangriffen in der Leittechnik präsentiert /MNTK 18/. Des Weiteren werden die Forschungsaktivitäten russischer Institutionen auf dem Gebiet „Automatisierung von Reaktoranlagen“ zunehmend auch international repräsentiert.

Der ukrainische Leittechnik-Hersteller Firma RPC Rادی hat 2019 eine wichtige Etappe in der Zertifizierung der RadICS-Plattform in den USA erreicht, so dass die US NRC den Bericht „Topical Report 2016-RPC003-TR-001 RadICS Safety System Digital Platform“ für die Anwendung im Genehmigungsprozess der Kernkraftwerke akzeptiert hat /NRC 19/. Dieser Bericht enthält detaillierte Informationen zur RadICS-Plattform, einschließlich Auslegung, Qualitätssicherung, Konfigurationsmanagement, Sicherheitsanalyse usw. Diese Informationen sind hinsichtlich Bewertung der Sicherheitsleittechnik der WWER-Reaktoranlagen wichtig, weil die RadICS-Plattform auch für Modernisierung und sicherheitstechnischer Nachrüstung von WWER-Anlagen (u.a. diversitäre digitale Leittechnik) außerhalb von Russland vorgesehen ist.

Die durchgeführten Recherchen zu den Entwicklungen auf dem Gebiet „Automatisierung von WWER-Reaktoranlagen“ zeigen, dass Erfahrungsrückfluss aus diesen Arbeiten wichtig für den Kompetenzerhalt auf dem Gebiet „Sicherheitstechnische Bewertung der in Betrieb befindlichen und neuen WWER-Reaktoranlagen“ ist. Es ist zu empfehlen, dass auch in Zukunft die sicherheitstechnischen Aspekte des Einsatzes digitaler, softwarebasierter Leittechnik (u.a. IT-Sicherheit, Maßnahmen zur GVA-Beherrschung, Qualifizierung, Verifizierung und Validierung Prozesse und Methoden) in der GRS evaluiert werden sollten. Die in der Kurzfassung dargelegten Sachverhalte und weitere Informationen zu den leittechnischen Aspekten der WWER-Reaktoranlagen sind im aktualisierten Fortschrittsbericht (Fassung Mai 2020) /PIL 20/ dokumentiert.

### **3.3 Pflege und Weiterentwicklung der GRS-Baulinien-Handbücher**

Die zentrale Wissensplattform der GRS für die russischen Reaktorbaulinien WWER-1000, WWER-440 und RBMK sind die GRS-Baulinien-Handbücher zu den genannten Baulinien. 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 von relevanten Ergebnissen in die Handbücher, 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 unter anderem folgende Informationen und Unterlagen in die Handbücher eingebunden:

- IRS-Meldungen – die von den Betreiberländern an das IAEO „Incident Reporting System“ (IRS) gemeldeten Informationen zu sicherheitsrelevanten Ereignissen in den WWER-, RBMK- und CANDU-Anlagen;

- GRS-Auswertung der Betriebserfahrung von russischen Reaktoren auf der Grundlage der an die IAEO gemeldeten und im Incident Reporting System veröffentlichten Vorkommnisse aus dem Zeitbereich November 2015 – Februar 2018;
- GRS-Länderberichte aus LV1 und GRS-V-Berichte aus LV1/2 und INT KoNuS;
- Informationen zur gegenwärtigen Situation zur Errichtung der Blöcke 3 und 4 des KKW Mochovce (Slowakei) sowie der Blöcke 3 und 4 des KKW Chmelnyzky (Ukraine);
- Zusammenfassung des Sicherheitsberichtes für das KKW Mochovce Blöcke 3 und 4;
- Modernisierungsmaßnahmen in den Blöcken 3 und 4 des KKW Mochovce;
- Informationen zum Trainingscenter im KKW Saporishshja;
- Informationen zu den slowakischen KKW Bohunice und Mochovce insbesondere zu aktuellen durchgeführten Nachrüstungen;
- Eine neuere technische Beschreibung der Anlagen des Typs W-230 und W-213 aus „Probabilistic Safety Assessment of WWER440 Reactors“, Z. Kovacs, 2014;
- Informationen zum Stand der Schwachstellenbeseitigung in Nowoworonesh-4 und Armenien-2;
- Informationen zu anlagen- und systemtechnischen Unterschieden zwischen den Baulinien WWER-440/W-230 und W-270;
- Systemschaltpläne der Blöcke 5 und 6 des KKW Kosloduj.

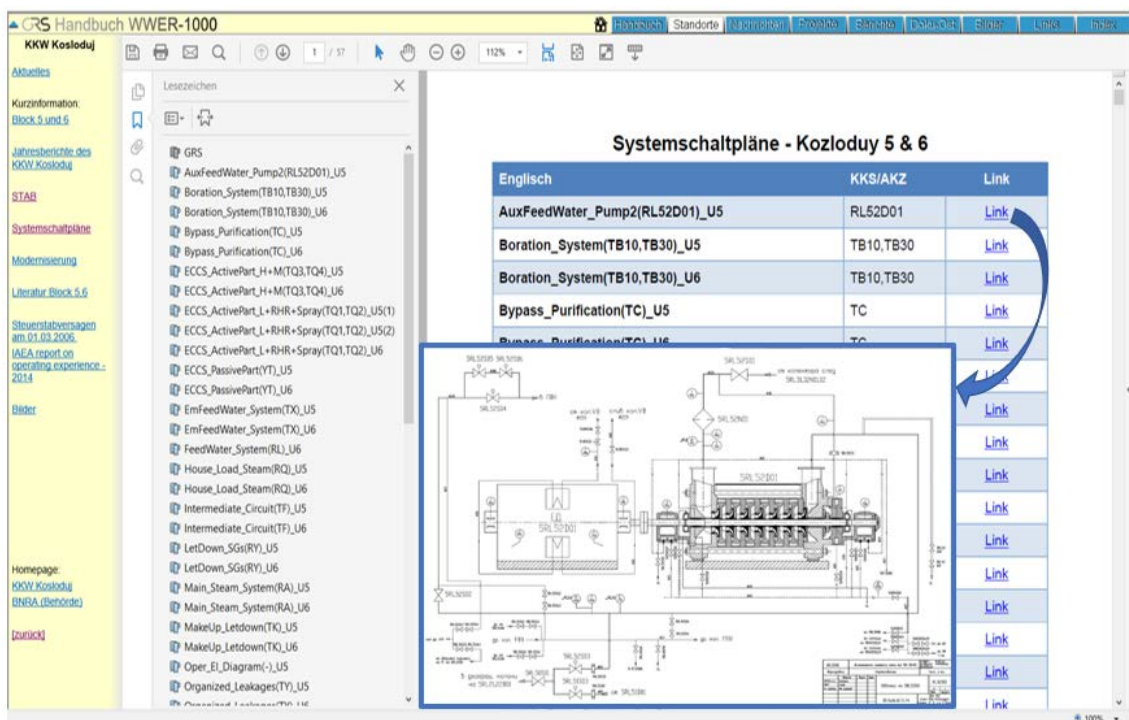


Abb. 3.5 Systemschaltpläne der Blöcke 5-6 des KKW Kosloduj



Darüber hinaus wurden die Schulungsbegleitunterlagen für das Kernkraftwerk Riwne, Blöcke 1 und 2, in das WWER -440 Handbuch aufgenommen. Die Unterlagen wurden von Siemens KWU im Auftrag des BMU im Rahmen der Zusammenarbeit mit der GUS auf dem Gebiet der Kerntechnischen Sicherheit erstellt. Die aufgenommenen Unterlagen enthalten Informationen zu folgenden Kernbereichen:

- Physikalische und wärmetechnische Kenngrößen und Fragen der Reaktorsteuerung;
- Reaktorkühlkreislauf WWER-440/W-213;
- Überblick über den Primärkreislauf;
- Zuspeise- und Borregelungssystem;
- Dampferzeuger PGW-213 und seine Systeme;
- Turbine K-220-44-3000;
- Hauptkühlwasserkreislauf;
- Incore-Messungen WWER-440.

Zur Verfolgung der Informationen zur Leistungserhöhung der WWER-440 sowie WWER-1000-Reaktoranlagen wurde in den WWER-Handbüchern ein neuer Abschnitt „Leistungserhöhung“ erstellt und die entsprechenden Informationen in Form der Übersichtstabellen eingebunden.

Neben der Einbindung der Informationen wurden die folgenden Abschnitte der GRS-Baulinien-Handbücher aktualisiert:

- Projekte – Projektinformationen aus der Datenbank INTPRO (Internationale Projekte in Osteuropa) zu BMU-, BMWi -, EU- und EBRD-Vorhaben;
- GRS-Berichte – Länderberichte und V-Berichte;
- Post-Fukushima Aktivitäten – Zusammenfassung der Informationen und Unterlagen zu Folgeaktivitäten nach dem Unfall in Fukushima in Ländern, die WWER-Reaktoren betreiben;
- IRS-Meldungen – gemeldete Informationen zu sicherheitsrelevanten Ereignissen aus dem IAEA „Incident Reporting System“;
- Standorte - standortspezifische Informationen;
- Links - Linkssammlung zu relevanten Organisationen bzw. Institutionen;

Lebensdauererweiterung – Informationen zur Verlängerung der Lebensdauer russischer Reaktorbaulinien.

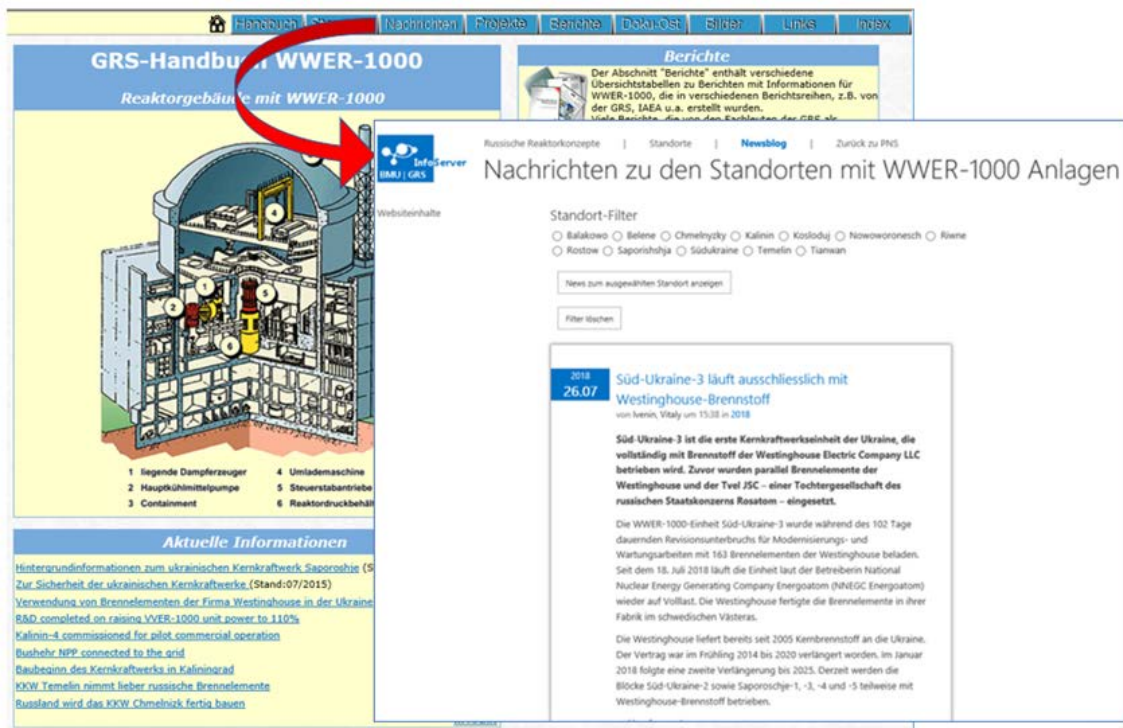
Leistungserhöhung der WWER-440 Anlagen						
Übersichtstabelle						
↓						
Gegenwärtig (Juni 2018) sind 22 Anlagen der WWER-440 Baulinie in 7 Ländern in Betrieb.						
Anlage	Bl-Nr.	Typ	Inbetriebnahme	Leistungserhöhung		% Nnom
				MWth	MWe (brutto)	
<b>Armenien</b>						
Armenien	2	W-270	1980	1375	408	100
<b>Finnland</b>						
Lovisa	1	W-213	1977	1375 → 1500	440 → 531	109
	2	W-213	1980	1375 → 1500	440 → 526	109
<b>Russland</b>						
Kola	1	W-230	1973	1375	440	100
	2	W-230	1974	1375	440	100
	3	W-213	1981	1375 → 1471	440	107
	4	W-213	1984	1375 → 1471	440	107
Nowoworonesch	4	W-179	1972	1375	417	100
<b>Ukraine</b>						
Riwne	1	W-213	1980	1375	420	100
	2	W-213	1981	1375	415	100
<b>Slowakei</b>						
Bohunice	3	W-213	1984	1375 → 1471	440 → 505	107

**Abb. 3.6** Übersichtstabelle zur Leistungserhöhung der WWER-440 Anlagen

Im Rahmen dieses Arbeitspakets wurden Dokumente durchgesehen, die von der Ukraine im Rahmen des „Environmental Impact Assessment“ für die KKW Saporishshja und Südukraine veröffentlicht worden waren. In diesem Zusammenhang wurden im WWER-1000-Handbuch neue Abschnitte zur Lebensdauererlängerung der KKW Südukraine und Saporishshja erstellt und die veröffentlichten Unterlagen zur Lebensdauererlängerung erfasst und eingebunden.

Zur Verfolgung der relevanten Informationen und Nachrichten wurden im Vorgängervorhaben ein neuer Abschnitt „Nachrichten“ in allen Handbüchern erstellt und eine Anbindung eines SharePoint-basierten News-Blogs an die HTML-basierten Handbücher eingerichtet. Die Datentransfer erfolgte mit Hilfe von generierten RSS-Dateien im SharePoint-Blog. Nach der Migration des InfoServers zu SharePoint 2013 wurde die eingerichtete Anbindung unterbrochen und wird nicht mehr von der neuen SharePoint-Version unterstützt. Im Zuge der Förderung der Benutzerfreundlichkeit (vor allem im Hinblick

auf einfache Pflege) wurden die Arbeiten zur Wiederherstellung der Verknüpfungen in den Baulinien-Handbüchern zum SharePoint-basierten Nachrichten-Blog durchgeführt, um den Zugang zu Standortinformationen in Form der Pressemitteilungen über die Handbücher-Abschnitte „Nachrichten“ zu ermöglichen. Der Hauptschwerpunkt der Arbeiten bestand dabei in der Erstellung und der Anpassung des SharePoint-Blogs sowie der Erstellung verschiedener Ansichten und Filter in der Beiträge-Liste des Blogs. Im Vorhabenzeitraum wurden über 100 relevante, wichtigste Pressemitteilungen zu WWER-1000, WWER-440 und RBMK aufbereitet, ausgewertet und ins News-Blog eingepflegt.



**Abb. 3.7** Standortinformationen in Form der Pressemitteilungen für WWER-1000 Anlagen

Darüber hinaus wurden Arbeiten zur Wiederherstellung des direkten Zugriffs aus den Baulinien-Handbüchern auf technische Dokumentationen sowie GRS-Fachberichte durchgeführt, die in der DokuINT-Datenbank erfasst wurden. Diese Verbindungen waren aufgrund des Auslaufens der Lotus Notes - Software in der GRS, der Abschaltung des Domino-Servers und der Migration des DokuINT-Datenbestands auf den MS SharePoint File Server unterbrochen worden. Der Hauptschwerpunkt dieser Arbeiten bestand in der Wiederherstellung der Verlinkungen zu dem migrierten DokuINT-Datenbestand sowie GRS-Fachberichten wie z.B. GRS-V-Berichte in den WWER-1000/440-Handbüchern. Dabei wurden die ursprünglichen Listen mit GRS-V-Berichten aus der ehemaligen

DokuOST-Datenbank durch die neu erstellten Listen ersetzt. Für die Nutzung der Suchfunktionen erfordert entsprechende Zugriffsrechte auf den InfoServer.

**Liste der GRS-V-Berichte**

Berichtsnummer	Berichtstitel	Autoren	Ersch.-Datum	Link zum Bericht	Projekt
GRS-V-3616I01512-03/2017	Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit den atomrechtlichen Behörden und deren Sachverständigenorganisationen zur nuklearen Sicherheit in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke und zur Konzeptbewertung von Anlagen mit Reaktoren der Generation 3+ in Europa und ausgewählten Partnerländern	H. Wolff	31.07.2017	<a href="#">IFS</a>	3616I01512
GRS-V-3614R01520-01/2016	Zwischenlager für die trockene Lagerung abgebrannter Brennelemente (SFDS) am Standort des KKW Zaporizhzhya	G. Pretzsch	31.12.2016	<a href="#">IFS</a>	3614R01520
GRS-V-3614I01512-03/2016	Stilllegungskonzept und Genehmigungsunterlagen zum KKW Armenien	P. Imielski	30.09.2016	<a href="#">IFS</a>	3614I01512
GRS-V-3614I01512-04/2016	Development and Testing of ATLAS Analysis Simulator for NPP Armenia-2 (WWER-440/W-270)	J. Preuß	30.09.2016	<a href="#">IFS</a>	3614I01512
GRS-V-3614I01512-06/2016	Stilllegungskonzept und Genehmigungsunterlagen zum KKW Armenien	P. Imielski	30.09.2016	<a href="#">IFS</a>	3614I01512
GRS-V-3614I01512-09/2016	Assessment of selected measures for Cooling and Spray Systems – Report	Im	30.09.2016	<a href="#">IFS</a>	3614I01512
GRS-V-3614I01512-10/2016	Weiterführende Spätphasen-Betrachtungen zum Unfallzenario in WWER-440/213	lein	30.09.2016	<a href="#">IFS</a>	3614I01512
GRS-V-3614I01512-11/2016	COCOSYS DBA and BDBA analyses for modernisation measures	lov, H. Wolff	30.09.2016	<a href="#">IFS</a>	3614I01512
GRS-V-3614I01512-12/2016	Uncertainty and sensitivity analysis for WWER-440/270 under consideration of plan	r, Wolf	30.09.2016	<a href="#">IFS</a>	3614I01512
GRS-V-3614I01512-13/2016	COCOSYS analysis of a severe Large Break LOCA	aloc	30.09.2016	<a href="#">IFS</a>	3614I01512
GRS-V-3614I01512-05/2016	ENSREG Peer Review Mission zum NPP Armenien	nsky	31.08.2016	<a href="#">IFS</a>	3614I01512
GRS-V-3614I01512-08/2016	Results of ATHLET-CD investigations on cooling failure – Nodalisation Studies	ands	31.08.2016	<a href="#">IFS</a>	3614I01512
GRS-V-3614I01512-07/2016	COCOSYS investigations on the influence of hydrogen burnin	t, Wolff	31.07.2016	<a href="#">IFS</a>	3614I01512
GRS-V-3614I01512-03/2015	Zusammenarbeit mit NRSC bei der Bewertung von Test-Berichten zum KKW Armenien	Stransky	30.06.2016	<a href="#">IFS</a>	3614I01512
	Die Richtlinie 2011/70/Euratom über die				

**Abb. 3.8** Neue Liste der GRS-V-Berichte im WWER-440 Handbuch

Daneben wurde unter anderem der Abschnitt zum Confinement von im WWER-440 Bau-linien-Handbuch überarbeitet. Dabei wurde die Liste mit Störfallanalysen für WWER-440/W-270 (KKW Armenien-2) aktualisiert. Hier wurden die entweder von der GRS oder in gemeinsamen Projekten mit NRSC Jerewan durchgeführten Simulationen mit COCOSYS ausgewertet. Die neuen Rechnungen betreffen überwiegend auslegungs-überschreitende Störfälle unter Nutzung des CCI Moduls. Zu jeder neu aufgenommenen Analyse wurde ein Datenblatt mit wesentlichen Randbedingungen und Ergebnissen erstellt, das in der Übersichtsliste verlinkt ist. In diesem Datenblatt sind die Originalberichte, die als Anlagen zum Handbuch aufgenommen wurden, verknüpft, sodass bei Bedarf auch Detailinformationen zugänglich sind. In die Kapitel des WWER-440-Handbuches zu den Maßnahmen zur Sicherheitserhöhung von W-230-Confinements und W-213-Containments wurde eine Reihe weiterer Maßnahmen aufgenommen. Das betrifft zum einen Ertüchtigungen, über die die GRS im Rahmen der Kooperation mit Partnerorganisationen aus MOE-Ländern im Rahmen von BMU-Vorhaben Kenntnis erhalten hat und zum anderen Maßnahmen, die im Nachgang zum Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi in den verschiedenen Anlagen mit WWER-440 implementiert wurden.

## **Update des WWER-440 Handbuches zum Confinement / Containment**

Das Handbuch wurde für beide Reaktortypen, d.h. WWER-440/W-230 (alte Generation) und WWER-440/W-213, aktualisiert und generell überarbeitet. Die generelle Überarbeitung betraf die Anpassung des mittlerweile über 100 Seiten umfassenden Hauptdokumentes an die aktuelle Word-Version insbesondere die Anpassung des Layouts der zahlreichen Links zu den Referenzen und beigegebenen Unterlagen (wie Berichte, Präsentationen, Zeichnungen, Fotos).

Im Hinblick auf die bis dato erfolgten Abschaltungen von WWER-440-Anlagen und auf Laufzeitverlängerungen wurde das Handbuch auf den neuesten Stand gebracht. Gegenwärtig sind noch vier KKW mit WWER-440 der alten Generation in Betrieb und 16 des Typs WWER-440/W-213. Die finnische Anlage Loviisa und die beiden im Bau befindlichen Blöcke des KKW Mochovce sind nicht Gegenstand des Handbuches.

Neuaufgenommen oder aktualisiert wurden Informationen zu folgenden Systemen, Sicherheitsmerkmalen bzw. Maßnahmen:

- Sumpfmmodernisierung des KKW Armenien-2;
- Test zur Öffnung der Gebäudeklappen im KKW Armenien-2;
- Leckdichtheit des Confinements/Containments der einzelnen Anlagen;
- Fluten der Reaktorgrube zur Verhinderung des RDB-Versagens bei Unfällen;
- Installation von Wasserstoff-Rekombinatoren.

Damit einher ging die Ergänzung des Literaturverzeichnisses und der beigegebenen Unterlagen. Dem Hauptdokument liegen im Ergebnis des Updates weit mehr als 100 Dokumente und Abbildungen/Fotos bei.

Die Listen der mit den GRS-Codes DRASYS, RALOC und COCOSYS für W-230 - Confinements und W-213 - Containments durchgeführten Stör- und Unfallanalysen wurde ergänzt. Die Mehrheit der Ergänzungen betrifft Unfallanalysen, d.h. auslegungsüberschreitende Störfälle, die z.T. zu starken Schäden des Reaktorkerns führen. Die Listen umfassen jetzt mehr als 70 Analysen für W-230 und etwa 40 für W-213. Zu jedem gelisteten Störfallszenarium liegt eine Kurzcharakteristik vor, die Aussagen zum gewählten Modell, wesentliche Ereignisse im Störfallablauf und die entsprechende Quelle (Bericht) enthält.

## **4 Verfolgung und Aufarbeitung von Entwicklungen neuer Reaktorkonzepte (AP 4)**

### **4.1 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.

Zur Verfolgung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik erfolgte in diesem Arbeitspaket die Teilnahme an internationalen Konferenzen und an Technical Meetings der IAEO. Beispiele hierfür sind die Teilnahme an den jährlich stattfindenden Konferenzen „Nuclear Power Asia“ und am „Nuclear Power Plants Summit“ in der Türkei, am UK SMR Summit oder an Veranstaltungen im Rahmen des Multinational Design Evaluation Programme (MDEP) der OECD/NEA.

### **4.2 Erweiterung und Aktualisierung der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“**

Die Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ dient der Dokumentation und Bereitstellung des Fachwissens und der Arbeitsergebnisse zu drei Richtungen: Länder, Reaktortypen und ausgewählte Themen. Die Arbeiten zur inhaltlichen Ausgestaltung der Wissensbasis, die im Rahmen dieses Vorhabens durchgeführt wurden, waren regelmäßiger Bestandteil der Arbeiten in den AP 3 (für laufende Anlagen) und AP 4 (für neue Anlagen bzw. Konzepte) und darüber hinaus durch die Nutzung der gemeinsamen Plattform auch mit den Arbeiten im AP 8 und AP 13 verbunden.

Im Rahmen dieses Arbeitspunktes wurden die Arbeiten zur Weiterentwicklung der Wissensbasis bezüglich neuer Reaktorkonzepte fortgeführt. Hierzu wurden insbesondere Reaktorkonzeptseiten neu erstellt bzw. aktualisiert. Die Konzeptseiten geben Kurzinformationen über ausgewählte Reaktorkonzepte

- zum grundlegenden Konzept,
- zur sicherheitstechnischen Auslegung, sowie
- zur Realisierung.

Hierbei werden nicht nur finalisierte Reaktorkonzepte der 3. Generation, die sich teils bereits in einigen Länder in Bau befinden, eingebunden, sondern auch Reaktorkonzepte der 4. Generation sowie Small Modular Reactors (SMR).

Zudem werden aktuelle Pressemeldungen zum Konzept selbst und realisierten oder geplanten Standorten aufgeführt. Dazu wurden relevante Informationen und Nachrichten aus öffentlich zugänglichen Quellen unter aktiver Nutzung von OneNote gesammelt, aufbereitet, ausgewertet und in die Wissensbasis eingebunden. Für weiterführende Informationen wurden externe Datenbanken und Berichte verlinkt. Ein Beispiel ist die Anbindung der vorhandenen (und weitergepflegten) Wissensseiten für neue russische Anlagenprojekte.

Ein Beispiel eine Reaktorkonzeptseite ist in Abb. 4.1 dargestellt. Dies zeigt den Anfang der Reaktorkonzeptseite der Wissensbasis „NuSi Ausland“ zum russischen KLT-40S SMR.

The screenshot shows a OneNote page for 'KLT-40S'. At the top, there are navigation tabs: PNS, Nukleare Sicherheit im Ausland, Länderinformationen, Reaktortypen, Themen, News, and a search bar. The page title is 'KLT-40S' with a link 'zurück zur Reaktorübersicht' and a note 'Letzte Aktualisierung am 31.03.2020'. The main content is under the heading 'Grundlegendes Konzept'. The text describes the reactor's location on the 'Akademik Lomonosov' barge, its power output (up to 38 MW), and its design as a development of the KLT-40. It mentions the use of CERMET fuel and the need for periodic refueling. To the right, a 3D cutaway diagram titled 'The main components in the KLT-40 barge and dock' shows various parts: Spent nuclear fuel storage (SNUF), Reactor units, Steam turbine plants, Hydroengineering facilities, Hot water (heat) distribution centre, Electricity transmission and distribution equipment units, Hot water tanks, and Vent salt hoppers. Below the diagram, contact information for 'Ansprechpartner' is listed: Ivenin, Vitaly (5040) and Richter, Wolfgang (5040).

**Abb. 4.1** Reaktorkonzeptseite für den KLT-40S SMR in der Wissensbasis „NuSi Ausland“

Im Rahmen des Vorhabens wurden unter anderem die folgenden Reaktorkonzeptseiten neu erstellt:

- ABWR: Siedewasserreaktor von General Electric, Hitachi und Toshiba,
- ASTRID: schneller natriumgekühlter Reaktor von CEA, EdF und Framatome



- CAP1400: Druckwasserreaktor von SNPTC und SNERDI
- Hualong One / UK-HPR100: Druckwasserreaktor von CGN und CNNC
- IMSR: Flüssigsalz-SMR von Terrestrial Energy
- NuScale SMR: Druckwasser-SMR von NuScale
- BN-800/1200: schneller natriumgekühlter Reaktor von OKBM
- KLT-40S: Druckwasser-SMR von OKBM
- SWBR-100: schneller bleigekühlter Reaktor von AKME-Engineering
- BREST-OD-300: schneller bleigekühlter Reaktor von NIKIET

Zudem wurden die bereits in Vorläufervorhaben erstellten Konzeptseiten zu neuen Reaktoren wurden aktualisiert und fortgeschrieben. Das betrifft z.B. AP1000, ATMEA 1, EPR, ESBWR, KERENA, WWER-1000 (AES-91/92), WWER-1200 und WWER-TOI. Dabei wurde insbesondere der aktuelle Status der Neubauprojekte aufgenommen.

In der Rubrik „Themen“ werden übergreifende technische und regulatorische Aspekte ausgeführt. Diese haben in der Regel einen Bezug zu verschiedenen Reaktorkonzepten und Entwicklungen in unterschiedlichen Ländern. Im Rahmen des Vorhabens wurden zahlreiche Themenseiten neu erstellt oder aktualisiert. Diese basieren in der Regel auf den verschiedenen Arbeitsschwerpunkten des Vorhabens. Beispiele für neu erstellten Themenseiten sind:

- Accident Tolerant Fuel (ATF): Die erstellte Themenseite fasst die im Rahmen des AP8 erstellten Arbeiten zu ATF zusammen. Die technologischen Entwicklungen von Framatome und Westinghouse werden eingeführt. Die gewünschten Eigenschaften, die erforderlichen Sicherheitsnachweise und offene Fragestellungen werden zudem kurz diskutiert. Über die Themenseite kann der im AP8 erstellte Vorhabenbericht abgerufen werden.
- Mikroreaktoren: Die erstellte Themenseite gibt einen Überblick über derzeit aktuelle Konzepte aus der Klasse der Mikroreaktoren. Hierzu zählen z.B. eVinci, U-Battery und Aurora Powerhouse. Die Entwicklung der Mikroreaktoren wurde im Rahmen des Vorhabens verfolgt. Die Themenseite basiert auf dem erstellten technischen Sachstandsbericht und gibt u.a. Kurzbeschreibungen der verschiedenen Konzepte. Der Sachstandsbericht kann über die Themenseite abgerufen werden.
- Gestaffeltes Sicherheitssystem (DiD): Die Themenseite gibt einen Überblick über die Anwendung des gestaffelten Sicherheitsebenenkonzepts (Defence-in Depth, DiD). Die Umsetzung des DiD-Konzeptes bei neuen Reaktoren wurde im Rahmen des AP8 des Vorhabens untersucht. Die erstellte Themenseite fasst die Erkenntnisse aus



diesen Arbeiten zusammen. Die Entwicklung des gestaffelten Sicherheitsebenenkonzepts, Anforderungen aufgrund des Konzepts, länderspezifische Regelwerke und aktuelle Fragestellungen zum gestaffelten Sicherheitskonzept im Hinblick auf neue Reaktorkonzepte werden diskutiert. Über die Themenseite kann, der im AP8 erstellte Vorhabenbericht abgerufen werden.

Abb. 4.2 zeigt als Beispiel den Anfang der Themenseite zu ATF in der Wissensbasis „NuSi Ausland“.

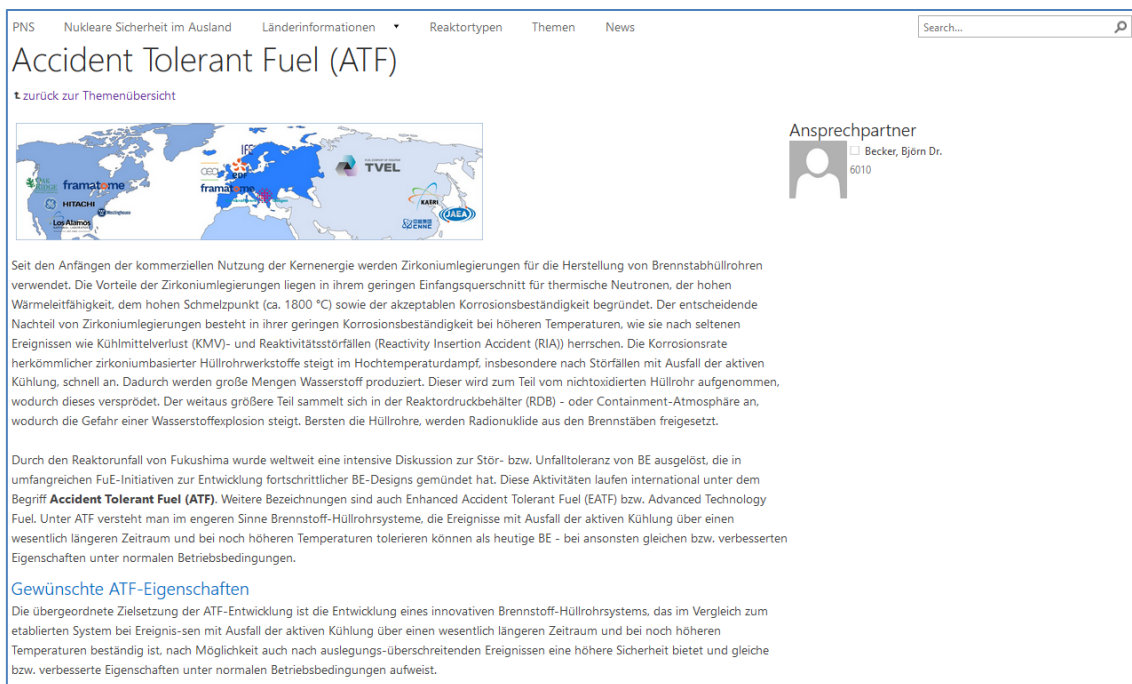


Abb. 4.2 Themenseite zu ATF in der Wissensbasis „NuSi Ausland“

### Standortdossiers zu den Neubauprojekten mit russischen Reaktoren

Im Rahmen dieses Arbeitspunktes wurden auch die Standortdossiers zu den Neubauprojekten mit russischen Reaktoren weitergeführt. Die Dossiers enthalten standortspezifische Informationen zu den Neubauprojekten, wie z. B. Kurzinformationen zu den Kraftwerksblöcken, Chronologien, Pressemitteilungen und andere 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 zu weiteren/neuen Standorten).

Weltweit sind gegenwärtig außerhalb Russlands insgesamt 41 KKW-Blöcke mit russischen Reaktoren in Betrieb. Bei allen Blöcken handelt es sich um die WWER-Baulinie (WWER-440 und WWER-1000). Elf weitere Blöcke werden zurzeit aktiv gebaut. Die Bauprojekte verteilen sich auf sechs Länder: Slowakei (2xWWER-440), Weißrussland (2xWWER-1200 (AES-2006)), Indien (2xWWER-1000 (AES-92)), Bangladesch (2xWWER-1200 (AES-2006)), Türkei (2xWWER-1200 (AES-2006)) und Iran (1xWWER-1000 (AES-92)). Mit neun Ländern hat Russland die Regierungsabkommen über die Errichtung von weiteren 25 KKW Blöcken unterzeichnet.

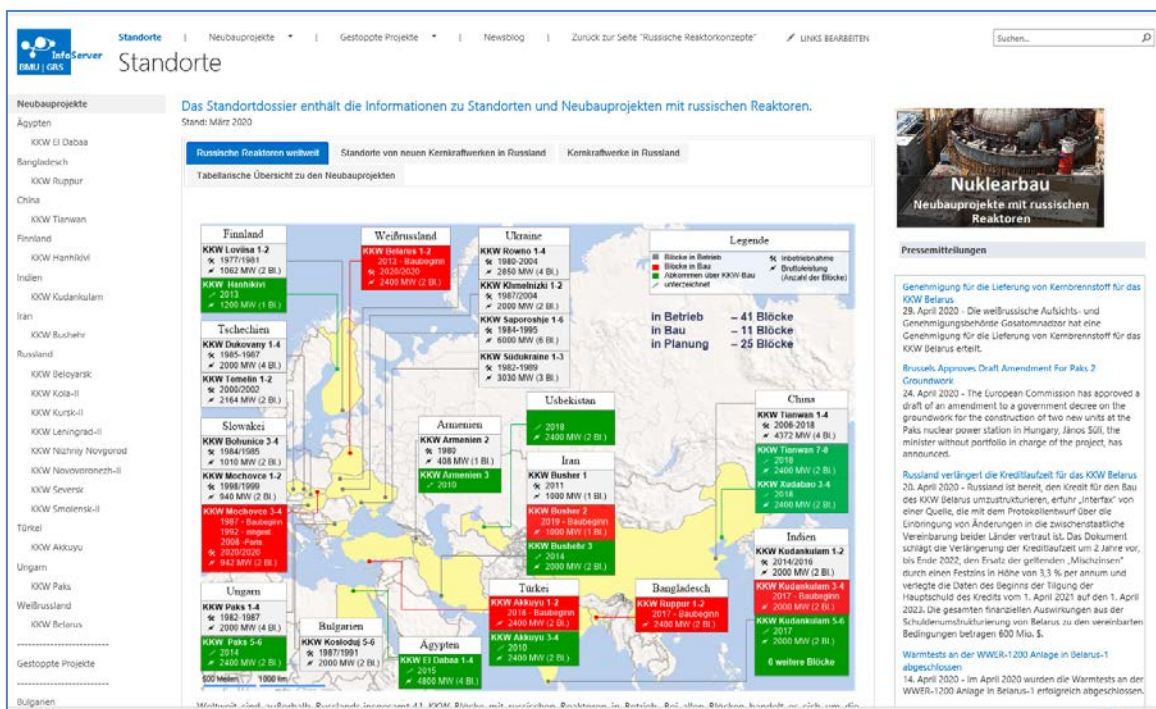


Abb. 4.3 Einstiegsseite des Standortdossiers

In Russland selbst sind derzeit 37 Blöcke in Betrieb, drei Blöcke in Bau und 12 Blöcke in Planung. Die Errichtung zweier weiterer Blöcke im KKW Baltiiskaya wurde gestoppt.

Im Vorhabenzeitraum wurden in Russland vier neue Anlagen in Betrieb genommen. Am 28. September 2018 hat die russische Aufsichtsbehörde Rostechnadzor die Genehmigung für die kommerzielle Inbetriebnahme vom Block 4 des KKW Rostow mit einer WWER-1000/W-320 Anlage erteilt. Mit dem Bau des Blockes wurde offiziell im Jahr 2010 begonnen. Gut siebeneinhalb Jahre später war der Reaktor zum ersten Mal kritisch und die erste Netzschaltung erfolgte am 01.02.2018. Rostow-4 mit dem WWER-1000/W-320 ist die letzte in Russland in Betrieb genommene Anlage, deren konzeptionelle Auslegung auf den sowjetischen Standards der 1970er Jahre basiert. Am Standort sind bereits drei

Blöcke desselben Typs im Betrieb. Sie wurden 2001, 2010 und 2014 in Betrieb genommen.

Anfang März 2018 hat das Kernkraftwerk Leningrad-II-1 erstmals Strom ins Netz eingespeist. Die bauvorbereitenden Arbeiten am Standort begannen im September 2007, der erste Beton für den Block 1 wurde im Oktober 2008 gegossen. Am 09.03.2018 erfolgte - neun Jahre und fünf Monate nach Baubeginn - die erste Netzschaltung mit der ersten Anlage der Baulinie WWER-1200/W-491 (AES-2006). Eine weitere Reaktoranlage befindet sich am Standort im Bau, die den Betrieb 2020 aufnehmen soll. Insgesamt ist der Standort für den Bau von vier Blöcken vorgesehen, die die vier Reaktoranlagen vom Typ RBMK-1000 im KKW Leningrad ersetzen sollen.

Am 01.05.2019 erfolgte am Standort Nowoworonesch-II die erste Netzschaltung des Blocks 2 mit einer Anlage der Baulinie WWER-1200/W-392M (AES-2006). Ende Oktober 2019 hat die Anlage eine Genehmigung zum kommerziellen Betrieb erhalten. Der baugleiche Block 1 ist seit Februar 2017 im kommerziellen Betrieb.

Am 19. Dezember 2019 erfolgte am Standort Pewek (Tschukotka) die erste Netzschaltung des ersten schwimmenden Kernkraftwerkes „Akademik Lomonossow“ mit zwei kompakten Druckwasserreaktoren vom Typ KLT-40S mit jeweils bis zu 38 MWel und 73 Gcal/h Wärmeabgabe. Das schwimmende KKW soll die stillzulegenden Erzeugerleistungen aus dem KKW Bilibino und dem Heizkraftwerk in Pewek ersetzen.

Die wichtigsten Ereignisse im Zeitraum Juni 2017 bis Mai 2020 zu Neubauprojekten mit russischen Reaktoren waren:

- Mit dem Gießen des ersten Betons für den Block 3 des KKW Kudankulam wurde der Bau am 29.06.2017 offiziell begonnen. Die Baugenehmigung wurde von der indischen Aufsichtsbehörde AERB zehn Tage zuvor erteilt.
- Die Bangladesch Atomic Energy Regulatory Authority (BAERA) hat die Baugenehmigung für das Kernkraftwerk Ruppur mit zwei WWER-1200-Anlagen erteilt und am 30.11. 2017 ist der erste Beton für den Block 1 gegossen worden.
- Am 30.12.2017 fand die erste Netzschaltung des chinesischen KKW Tianwan-3 (WWER-1000/W-428) statt.
- Am 02.04.2018 hat die türkische Genehmigungsbehörde „Atomenergieagentur (TAEK)“ die Baugenehmigung für den ersten Block des KKW Akkuyu erteilt. Am 03.04.2018 wurde der erste Beton für den Block 1 des KKW Akkuyu gegossen.

- China und Russland haben ein Abkommen unterzeichnet, das den Bau von vier Blöcken mit WWER-1200-Reaktoranlagen an den Standorten Tianwan (Blöcke 7/8) und Xudabao (Blöcke 3/4) beinhaltet.
- Am 07.09.2018 hat Usbekistan mit Russland ein Kooperationsabkommen über die Errichtung zweier KKW Blöcke mit einer Leistung von je 1.200 MW abgeschlossen.
- Russland und Indien haben am 5. Oktober 2018 vereinbart, bei einem neuen indischen Neubauprojekt auf einen stärkeren Einbezug indischer Zulieferer hinzuwirken. Im Rahmen dieses Projekts sollen an einem noch zu bestimmenden Standort sechs Reaktorblöcke der russischen WWER-Baulinie errichtet werden.
- Am 27. Oktober 2018 erfolgte - fünf Jahre nach Baubeginn - am Standort Tianwan die erste Netzschaltung des Blocks 4.
- Die türkische Aufsichtsbehörde TAEK hat Ende August 2019 die reguläre Baugenehmigung zur Errichtung des zweiten Blocks des KKW Akkuyu erteilt. Die beschränkte Baubewilligung für Akkuyu-2 wurde bereits im vergangenen Jahr von TAEK ausgestellt.
- Mit dem Gießen des ersten Betons für den Block 2 des iranischen KKW Buschehr wurde der Bau am 10. November 2019 offiziell begonnen.

#### **4.3 Erweiterung der Kenntnisse und Vergleich der Sicherheitsansätze in neuen leistungsstarken Reaktoren (sogenannte GEN-3 Konzepte)**

Derzeit befinden sich weltweit zahlreiche neue leistungsstarke Reaktoren in Bau. Diese werden in der Regel zu den sogenannten GEN-3 Reaktorkonzepten gezählt und stellen eine Weiterentwicklung der Leichtwasserreakorteknologie dar. Im Rahmen des Vorhabens wurden die Entwicklungen im Bereich dieser Reaktorkonzepte weiterverfolgt und aufgearbeitet.

Im Folgenden werden Zusammenfassungen der im Vorhaben erstellten technischen Berichte

- Ausgewählte länderspezifische Unterschiede der EPR-Versionen /EIS 20a/
- Sicherheitstechnisches Konzept des Hualong One Reaktors /KLE 20a/

gegeben. Die technischen Berichte selbst beinhalten neben ausführlicheren Informationen auch Auflistungen der relevanten Referenzen.

#### **4.3.1 Ausgewählte länderspezifische Unterschiede der EPR-Versionen**

Die Entwicklung des EPR begann mit der gemeinsamen politischen Entscheidung der deutschen und französischen Regierung einen neuen Druckwasserreaktor zu entwickeln. Dieser sollte in beiden Ländern genehmigungsfähig sein. Daraufhin begann Anfang der 90er Jahre die Entwicklung der gemeinsamen Anforderungen seitens der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden und die Entwicklung des technischen Konzepts seitens der Konzerne Siemens und Framatome mit Beteiligung von deutschen und französischen Betreibern. Die Betreiber haben daraus gemeinsam die EPR Technical Codes entwickelt.

Ab 1993 wurde gemeinsam mit den Genehmigungsbehörden, Beratergremien und Expertenorganisationen mit den Entwicklern über das EPR-Konzept beraten. Eine Begutachtung der grundlegenden EPR-Auslegung wurde dann von den französischen Behörden mit Beteiligung von deutschen Experten durchgeführt. Die Bewertung der Sicherheit führte die französische Sachverständigenorganisation Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) mit Beteiligung der GRS durch. Im Anschluss wurden weitere Anpassungen der EPR-Auslegung durchgeführt.

Im Jahr 2003 wurde der erste Auftrag für den Bau eines EPR in Finnland am Standort Olkiluoto (OL-3) vergeben. Die finnischen Anforderungen waren bei der Entwicklung nicht berücksichtigt worden. Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens durch die finnische Genehmigungsbehörde musste daher das EPR-Konzept an die finnischen Anforderungen angepasst werden. Auch das Genehmigungsverfahren durch die amerikanische Genehmigungsbehörde NRC führte zu einer Anpassung des EPR-Konzeptes, welches in den USA unter dem Namen US-EPR geführt wird. Als Folge der Anpassungen existieren nun verschiedene länderspezifische EPR-Versionen. Der EPR in Flamanville (Baubeginn 2007) und die beiden Anlagen in China (Baubeginn 2009) sind jedoch sehr ähnlich und können daher weitestgehend als ein Konzept angesehen werden. Basierend auf der französischen EPR-Variante wird ein weiteres Modell unter dem Namen EPR-NM (nouveau modèle) entwickelt. In dessen Design fließen Erfahrungen aus den bisherigen EPR-Versionen sowie aus dem Unfall in Fukushima gezogene Lehren mit ein.

Im Vorgängervorhaben 3614R01520 wurde ein ausführlicher Bericht zu den Unterschieden der EPR-Länderausführungen erstellt. In diesem Bericht wurden die Unterschiede gegenübergestellt und, soweit möglich, die Ursachen und Auswirkungen beschrieben.

Der Detailgrad sowohl technischer als auch regulatorischer Aspekte ist hierbei unterschiedlich. Der Grund ist, dass die genutzten Informationen auf frei verfügbarer Literatur beruhen und die zu Verfügung stehenden Informationen der Genehmigungsbehörden stark unterschiedlich sind. So sind beispielsweise für den chinesischen EPR nur wenig belastbare Informationen verfügbar. Dies macht eine direkte Vergleichbarkeit an einigen Stellen schwierig. Ziel des Berichts war es, ein besseres Verständnis für die unterschiedlichen Länderausführungen des EPR und dessen Ursachen zu erreichen.

Im Rahmen des Vorhabens wurde der bestehende Bericht aktualisiert und fortgeschrieben. Der technische Bericht in der aktualisierten Fassung wurde insbesondere um die folgenden Aspekte erweitert:

- Neuentwicklung des EPR-NM
- Umsetzung der Vienna Declaration
- Leittechnik
- Quellterm
- Brandschutz

Die neu erstellten Kapitel des Berichts werden im Folgenden kurz zusammengefasst.

### **EPR-NM (EPR Nouveau Modèle)**

Die aktuelle Weiterentwicklung des EPR Konzepts durch EDF und Framatome wird als EPR-NM bezeichnet. Sie basiert weitestgehend auf der EPR Version von Flamanville. Ziel der Weiterentwicklung sind eine Verbesserung der Realisierbarkeit, insbesondere hinsichtlich der Einhaltung der Zeitpläne beim Bau der Anlage, sowie eine Anpassung an zwischenzeitlich geänderte regulatorische Voraussetzungen (geändertes Dekret vom 7.2.2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für kerntechnische Anlagen ("INB-Dekret"; Sicherheitsziele und Empfehlungen der WENRA, die nach dem Unfall von Fukushima veröffentlicht wurden; Leitfaden 22 zur Auslegung von Druckwasserreaktoren von ASN und IRSN). Dadurch sollen sowohl die Wettbewerbsfähigkeit des EPR, als auch der Sicherheitsstandard verbessert werden. Das EPR-NM Projekt verfolgt im Wesentlichen die Strategie einer Vereinfachung der Anlage unter Einbeziehung der Erfahrungen aus Bau und Betrieb der bisherigen EPR-Anlagen, wie auch der Erkenntnisse aus dem Unfall in Fukushima. Zum Einsatz kommen soll der EPR-NM in erster Linie als Ersatz für ältere französische Anlagen, konkrete Pläne für bestimmte Standorte gibt es aber noch nicht.

Beim EPR-NM wurde die Leistung gegenüber den anderen EPR-Varianten von 4300 MW<sub>th</sub> auf 4850 MW<sub>th</sub> erhöht. Ein Brennstoffzyklus umfasst 470 Volllasttage und als Brennstoff können UO<sub>2</sub> oder MOX eingesetzt werden. Einige der Veränderungen sind als Folge der Leistungssteigerung erforderlich geworden. Die Auslegung des Turbosatzes wurde angepasst, um aus der Wärmeenergie eine Nettoleistung von 1750 MW<sub>e</sub> zu generieren. Um der höheren Wärmeleistung gerecht zu werden, wurden die vier Dampferzeuger vergrößert und enthalten mehr Rohre auf der Primärseite, um eine größere Austauschfläche zu schaffen. Auch das Volumen des Druckhalters musste als Anpassung an das höhere Leistungsniveau vergrößert werden, was durch eine größere Höhe bei gleichbleibendem Durchmesser umgesetzt wurde. Die Brennelemente entsprechen weitgehend denen des Flamanville EPR. Allerdings wurden die Führungsrohre aufgrund von Erfahrungen aus anderen französischen Reaktoren verstärkt, um die Stabilität der Brennelemente zu erhöhen und Verformungen zu vermindern. Die Anzahl der Abstandhalter in der Stützkonstruktion der Brennelemente wurde von 8 auf 11 erhöht, um ihre mechanischen und thermohydraulischen Eigenschaften zu verbessern.

Ebenfalls als Anpassung an die größere Leistung wurden das Zusatzboriersystem und einige Komponenten des Sicherheitseinspeisesystems (RIS) großzügiger dimensioniert. So erlauben die Pumpen des RIS einen 40-50 % höheren Durchsatz als in Flamanville. Auch die Druckspeicher und Wärmetauscher wurden größer ausgeführt. Des Weiteren ist beim EPR-NM ein dreisträngiges Sicherheitseinspeisesystem im Gegensatz zur viersträngigen Variante in Flamanville vorgesehen. Der dritte Strang soll dann in den dritten und vierten Loop des Primärkreises einspeisen. Durch die größere Dimensionierung des Zusatzboriersystems beim EPR-NM gegenüber dem EPR in Flamanville wurde das System an das insgesamt größere Volumen des Primärkreises angepasst. Drei statt nur zwei Stränge mit dementsprechend drei statt zwei Pumpen sorgen für einen erhöhten Bordurchsatz und vergrößern somit den Sicherheitsspielraum. Um die Borierung zusätzlich zu beschleunigen und somit die Reaktivität schneller herabsetzen zu können, wurden die Leitungen des Boriersystems direkt an die kalten Stränge des Primärkreises angesetzt und nicht wie beim EPR in Flamanville an Leitungen des Notspeisesystems. Dadurch entfällt die Unterstützung des Zusatzboriersystems durch das Notspeisesystem. Um das Zusatzboriersystem besser vor internen Einwirkungen zu schützen, ist jeder der drei Stränge in einem anderen Gebäude untergebracht.

Einige Vereinfachungen der Anlage betreffen auch die Gebäude. Nach positiven Erfahrungen aus anderen Anlagen der EDF-Flotte wurde auf die doppelwandige Ausführung des Containments verzichtet, das beim EPR-NM jetzt nur noch aus einer einzigen

Spannbetonhülle mit einer Metallauskleidung auf der Innenseite gebildet wird. Dadurch entfällt das Vakuumsystem zwischen den Wänden, das bei der doppelwandigen Ausführung vorhanden war und die Konstruktion des Fundaments konnte vereinfacht und das Erdbebenverhalten verbessert werden. Das einwandige Containment soll den gleichen Schutz bei äußeren Einwirkungen (z.B. gegen Flugzeugabstürze) und erhöhtem Innendruck nach Unfällen bieten wie das doppelwandige Containment des Flamanville-EPR. Jedoch wurden für die Auslegung beim EPR-NM keine Einwirkungen durch Absturz von Militärflugzeugen, sondern nur durch den Absturz von Verkehrsflugzeugen berücksichtigt.

Weitere Vereinfachungen betreffen den Kernfänger des EPR-NM, dessen Ausbreitungsfläche für das Corium verkleinert wurde. Seine Form und die Wasserversorgung zur Kühlung wurden optimiert. Beispielsweise entfällt damit beim EPR-NM der zentrale Wasserversorgungskanal.

Weitere Neuerungen beim EPR-NM gegenüber dem EPR in Flamanville sind eine Redundanz für die Hauptwärmesenke, die Verwendung hydrodynamischer anstelle von hydrostatischen Dichtungen an den Primärkreispumpen, Änderung der Steuerelemente, Änderung der Kerninstrumentierung, Verbesserungen der Zirkoniumlegierung für die Brennstoffhüllrohre, Einführung einer Redundanz für die Sensoren des RPI-Systems (Rod Position Indicator System) der Steuerstabbündel, sowie das Hinzufügen einer Sprüheinrichtung im Containment und einer vierten Pumpe für das Notspeisesystem der Dampferzeuger.

### **Umsetzung der Wiener Erklärung (Vienna Declaration on Nuclear Safety)**

Am 9. Februar 2015 wurde bei der diplomatischen Konferenz zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit die Wiener Erklärung zur nuklearen Sicherheit ("Vienna Declaration on nuclear safety") verabschiedet.

Die EPR-Arbeitsgruppe des Multinational Design Evaluation Programme (MDEP) hat am 23. April 2018 ein gemeinsames Positionspapier ihrer Teilnehmer von Aufsichtsbehörden aus China, Finnland, Frankreich, Schweden, Großbritannien und Indien zur Umsetzung der Wiener Erklärung im EPR-Design veröffentlicht. Da zu diesem Zeitpunkt noch nicht alle Überprüfungen abgeschlossen waren, handelt es sich dabei um eine vorläufige Stellungnahme, die in Zukunft noch aktualisiert werden soll.



Im Rahmen dieses Positionspapiers wurden die technischen Systeme des EPR und unterstellten Unfallszenarien mit Blick auf Fukushima-bezogenen Themen analysiert. Der Ansatz des EPR Designs verfolgt das Ziel, die Unversehrtheit des Containments unter allen Umständen zu erhalten. Als Szenarien, die es dazu zu vermeiden gilt, wurden

- Hochdruckkernschmelzen mit DCH (Direct Containment Heating),
- Wasserdampfexplosionen und
- Wasserstoffverbrennung, die das Containment zerstören können, sowie
- Niederdruckkernschmelzen

identifiziert. Daraus wurden Designziele für den EPR abgeleitet. Diese sind:

- Überführung von Hoch- in Niederdruckkernschmelzen über das PDS (Primary Depressurisation System) am Druckhalter
- Geringhaltung des Risikos von Wasserdampfexplosionen in Verbindung mit einer Kernschmelze
- Verhinderung hoher Wasserstoffkonzentrationen im Containment durch das Design (großes Volumen) und den Einsatz von passiven autokatalytischen Rekombinatoren
- Mitigation der Folgen einer Niederdruckkernschmelze durch das Auffangen des Coriums im Kernfänger, Kühlung der Schmelze und Wärmeableitung durch das Containment Heat Removal System (CHRS)
- Vermeidung zu hohen Drucks im Containment im Fall eines länger dauernden Ausfalls der Stromversorgung und der Hauptwärmesenke.

### **Leittechnik (I&C)**

Das neu erstellte Kapitel gibt einen Überblick über die leittechnischen Systeme des EPR. Die Leittechnik wurde anhand der britischen Version erläutert, da hierzu die ausführlichsten Informationen vorlagen. Als Anpassung an jeweilige Gegebenheiten in anderen Ländern weichen die Konzepte – insbesondere aus Finnland – teilweise etwas davon ab. Auf solche Unterschiede wurde an den entsprechenden Stellen hingewiesen. Auf die folgenden Aspekte der Leittechnik wurde eingegangen:

- Unterbringung der leittechnischen Systeme
- Aufgaben der Leittechnik
- Unabhängigkeit und Diversität der Systeme
- Klassifizierung
- Architektur

- Plattformen
- Vorrang
- Backups
- Mensch-Maschine-Schnittstelle
- Betrieb

### **Quellterme**

Die EPR Arbeitsgruppe des Multinational Design Evaluation Programme (MDEP) hat einen technischen Bericht über Quellterme des primären Kühlmittels der verschiedenen EPR-Versionen herausgebracht, in dem die länderspezifischen Informationen zu den Quelltermen aus den einzelnen Sicherheitsbewertungen zusammengestellt sind und der als Grundlage für das neu erstellte Kapitel diene.

Unter dem Quellterm versteht man die Menge radioaktiven Materials, das im Reaktorkern erzeugt wird und gegebenenfalls freigesetzt werden kann. Es handelt sich dabei sowohl um aktivierte Bestandteile des Kühlmittels als auch um Spaltprodukte und aktivierte Partikel, die aus der Korrosion von Komponenten des primären Kühlkreislaufs stammen und im Kontakt mit dem Kühlmittel abgetragen wurden. Aktivierungsprodukte des Kühlmittels sind insbesondere Tritium und N-16. Die meisten der Spaltprodukte bleiben in der Brennstoffmatrix eingeschlossen. Relevant für den Quellterm hinsichtlich einer Freisetzung von Radionukliden ist derjenige Anteil der Spaltprodukte, die durch kleine Defekte der Hüllrohre aus den Brennstäben ins Kühlmittel übertreten. Die Art der Korrosionsprodukte wird maßgeblich durch die verwendeten Legierungen der Strukturen und Komponenten des Primärkreises bestimmt. Hier kommt es beispielsweise häufig zur Bildung von Co-60 durch Aktivierung von Co-59. Das Radionuklidinventar des Kühlmittels hängt auch vom Betriebszustand (normaler Leistungsbetrieb, Auftreten von Transienten, Stör- und Unfälle) bzw. der Betriebshistorie des Reaktors ab. Nach einer Abschaltung des Reaktors für Wartungs- und Instandhaltungsarbeiten sind aktivierte Partikel aus der Korrosion etwa für 90 % der Dosis exponierter Arbeiter verantwortlich. Die Bestimmung des Quellterms ist von Bedeutung für die Auslegung von Strukturen zur Abschirmung der erzeugten Strahlung, sowie zur Abschätzung radiologischer Folgen von Stör- und Unfällen und der Dosisbelastung exponierter Mitarbeiter. Sie kann auf Grundlage verschiedener Ansätze erfolgen, so dass für ein Kernkraftwerkskonzept in der Regel mehrere Quellterme bestimmt werden, die für unterschiedliche Zwecke verwendet werden.

Im Rahmen des neu erstellten Kapitels des technischen Berichts wurden die Ansätze und Quellterm-Modelle der Länder Frankreich, Großbritannien, Finnland und USA diskutiert. Die Quellterm-Modelle für die EPR in Frankreich und Großbritannien entsprechen sich weitgehend, während für das finnische und das amerikanische Konzept abweichende Ansätze verfolgt werden. Die Konzepte für die verschiedenen Länder unterscheiden sich teilweise auch darin, welche Radionuklide im Einzelnen für die Ermittlung der Quellterme berücksichtigt werden. Bezüglich der Aktivierung von Bestandteilen des Kühlmittels berücksichtigen alle Konzepte gleichermaßen die Nuklide N-16, N-17, H-3, Ar-41 und C-14, wobei sich bezüglich der Analyse von Auslegungsstörfällen die Konzepte von OL-3 und FA-3 auf die Berücksichtigung von Ar-41 beschränken. Hinsichtlich der aktivierten Korrosionsprodukte gibt es zwischen FA-3 und HPC keine Unterschiede, während in Finnland nur die bedeutendsten Nuklide Berücksichtigung finden.

Darüber hinaus wurden die Spaltprodukte, die in den einzelnen Länderkonzepten jeweils für die Definition der Quellterme berücksichtigt wurden, verglichen. Als Grundlage der Quelltermabschätzung hinsichtlich der Spaltprodukte dienen in Finnland und Frankreich Erfahrungen aus dem Betrieb anderer Anlagen. Für Finnland werden diese nicht näher bezeichnet, in Frankreich stammen die Quelltermabschätzungen aus den Betriebserfahrungen von den 1300 MW<sub>e</sub> Anlagen und der N4-Reihe. Demgegenüber dienen in den USA technische Spezifikationen, Berechnungen und Industriestandards als Grundlage. Auch die Quelltermbestimmung des britischen EPR Konzepts basiert hinsichtlich der Spaltprodukte auf Daten aus französischen Anlagen (900 MW<sub>e</sub>, später auch 1300 und 1450 MW<sub>e</sub>), sowie auf Berechnungen.

## **Brandschutz**

Das Brandschutzsystem des EPR soll verhindern, dass ein Feuer mehr als einen Strang der redundant angelegten Systeme mit F1 Funktionen beeinträchtigt. Es soll zudem sichergestellt sein, dass nicht-redundante Systeme oder Ausstattung mit wichtigen Funktionen ihre Funktion im Falle eines Brandes weiterhin erfüllen können und dass ein Aufenthalt in der Warte (oder zumindest der Notstandswarte) möglich ist.

Das Brandschutzkonzept basiert für die britische, finnische und französische Version auf den EPR Technical Codes für den Brandschutz (ETC-F) von 1998 in Verbindung mit den jeweiligen nationalen (Bau-)Vorschriften und Richtlinien für nukleare Sicherheit. Die ETC-F basieren ihrerseits auf den französischen RCC-I und deutschen KTA-Sicherheitsstandards. Für FA-3 sollten die ETC-F durch die EDF bis 2006 noch einmal

revidiert und mit standortspezifischen Inhalten ergänzt werden. Für das US-EPR Konzept dienten unter anderem die 10 CFR Part 50 der NRC und Richtlinien des Nationalen Brandschutzverbandes (NFPA) als Grundlage.

Bei allen EPR-Varianten wird das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen umgesetzt. Hierbei ergeben sich drei Ebenen:

- Prävention mit Reduzierung der Brandlast durch Verwendung nicht brennbarer oder schwer entflammbarer Werkstoffe (z. B. Verwendung von FRNC Kabeln) und Vermeidung von Zündquellen
- Einschluss eines entstehenden Brandes durch Unterteilung der Anlage in Brandabschnitte, die durch feuerbeständige Strukturen gegeneinander abgetrennt sind
- Kontrolle eines Brandes mit Hilfe einer Branderkennungsanlage (Erkennung und Überwachung eines Entstehungsbrandes, Alarm und Information über den Ort des Brandes) und fest installierter Löscheinrichtungen, sowie Rauchschutzeinrichtungen

Für den Fall, dass ein Brand nicht sofort gelöscht werden kann, werden sicherheitsrelevante SSC zur Vermeidung einer Beeinträchtigung ihrer Funktion besonders geschützt.

In dem neu erstellten Kapitel zu länderspezifischen Unterschieden der einzelnen EPR-Konzepte beim Brandschutz, wurden verfügbare Informationen zu den Auslegungen in UK, Finnland, Frankreich und USA zusammengestellt. Aspekte, die hierbei berücksichtigt wurden, sind u.a. Brandabschnitte, Lösch- und Brandbekämpfungssysteme, Rauchschutzsysteme, sowie Branderkennungssysteme. Die Brandschutzsysteme der verschiedenen EPR-Auslegungen sind größtenteils gleich. Vereinzelt wurden jedoch länderspezifische (z.B. Bauvorschriften) herangezogen, die zu Änderungen im Brandschutzsystem führten.

#### **4.3.2 Sicherheitstechnisches Konzept des Hualong One Reaktors**

Der HPR1000 – auch als Hualong One bezeichnet - ist die neueste chinesische Reaktorentwicklung der beiden chinesischen und staatlichen Unternehmen CNNC (China National Nuclear Corporation) und CGN (China General Nuclear Power Group). Das Reaktorkonzept basiert auf der Entwicklung von ACP1000 von CNNC und ACPR1000 von CGN. Der Reaktor hat drei Kühlkreisläufe, ein Doppelcontainment sowie aktive Sicherheitssysteme mit einigen passiven Elementen. Die passiven Systeme können 72 Stunden mit einem ausreichenden Wasservorrat und zugeordneten Batterien betrieben werden.

Sowohl CNNC und CGN bieten den HPR1000 an, wobei die Reaktoren etwas unterschiedlich sind. Die CGN Version hat eine thermische Leistung von 3150 MW, dagegen hat die CNNC Version eine Leistung von 3050 MW. Weitere Unterschiede gibt es im Bereich der Sicherheitssysteme. Zurzeit sind in China fünf HPR1000 im Bau (CGN Version: Fangchenggang 3&4; CNNC Version: Fuqing 5&6 und Zhangzhou 1). CNNC und CGN haben im Dezember 2015 das Joint-Venture „Hualong International Nuclear Power Technology Co“ gegründet, um den HPR1000 zu vermarkten. Die „General Nuclear Systems (GNS)“, ein Joint-Venture aus EDF Energy und CGN, lässt zurzeit das HPR1000 Konzept im britischen Generic Design Assessment (GDA) Prozess zertifizieren, mit dem Ziel diesen Anlagentyp am Standort Bradwell in Großbritannien zu bauen. Hierbei ist Fangchenggang 3 die Referenzanlage für den UK HPR1000. Ferner werden zwei HPR1000 Anlagen von CNNC in Pakistan gebaut (Karachi 2&3).

Der erstellte technische Bericht konzentriert sich in der Darstellung auf die sicherheitstechnischen Einrichtungen des HPR1000. Hierbei wird Bezug auf die Konzeptbeschreibung sowie den Bericht zum Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen genommen. Der Reaktordruckbehälter sowie der Reaktorkern sind in beiden Varianten praktisch gleich, obwohl die Leistung in der CNNC-Variante etwas niedriger ist. Beide Varianten haben drei Stränge für den Reaktorkühlkreislauf. Wesentliche Unterschiede gibt es in Bezug auf die sicherheitstechnischen Einrichtungen. Hier verwendet die CGN-Variante für Systeme, welche der Sicherheitsebene 3 zugeordnet sind, drei aktive Stränge. Diese sind in drei Sicherheitsgebäude räumlich getrennt. Ebenso gibt es praktisch keine Vermaschung der Systeme, da eine Zuordnung zu den einzelnen Strängen des Kühlkreislaufes möglich ist. Die CNNC-Variante verwendet nur zwei Stränge der aktiven Sicherheitssysteme. Die Aufteilung auf die drei Stränge des Kühlkreislaufes ist auch aus französischen Anlagen bekannt. Entsprechend ist die Vermaschung der einzelnen Redundanzen höher. Die CNNC-Variante hat allerdings zusätzliche, teils passive sicherheitstechnische Einrichtungen. Zu nennen sind hier die zwei dampfbetriebenen Pumpen beim Noteinspeisesystem und ein zusätzliches passives System zur Nachwärmeabfuhr aus dem Sicherheitsbehälter.

In beiden HPR1000 Konzepten sind grundsätzliche Auslegungsmerkmale anderer neuer Reaktorkonzepte zu erkennen. Dazu zählen u.a. der AP1000, der EPR und der AES-2006. Wie beim AP1000 wird beim HPR1000 eine Schmelzerückhaltung im RDB (In-Vessel-Retention) verfolgt. Im Unterschied zum AP1000 stehen aber für die Kühlung auch zwei aktive Pumpen zur Verfügung. Weiterhin setzt der HPR1000 in erster Linie,

wie bei einem EPR, auf aktive Einrichtungen. Passive Systeme sind nur für die Sicherheitsebenen 3b und 4 vorgesehen.

Die Bewertung der Zuverlässigkeit von passiven Systemen wird aktuell immer noch diskutiert. Hier ist neben dem Versagen von Komponenten des Systems noch ein sogenanntes funktionales Versagen zu betrachten. Dabei können die tatsächlich vorhandenen (thermohydraulischen) Randbedingungen aufgrund der meist geringen treibenden Kräfte eine erhebliche Rolle spielen. Da die passiven Systeme beim HPR nur für die Ebenen 3b und 4 verwendet werden, ist im Gegensatz zum AP1000 die Unabhängigkeit dieser Systeme in erster Näherung gewährleistet. Allerdings müssen diese Systeme bei der Entwicklung von Notfallmaßnahmen berücksichtigt werden. Wie in diesem Bericht dargestellt wird, kann es in einzelnen Fällen dann doch zu Abhängigkeiten zwischen aktiven und passiven Systemen kommen.

Auch in Bezug auf die Anlagengebäude sind beide Varianten etwas unterschiedlich. Beide berücksichtigen die Einwirkung von außen, hier insbesondere der Flugzeugabsturz. Derzeit gibt es zudem Bestrebungen die Wandstrukturen zu vereinfachen, um das Gewicht der Anlagenbauten zu verringern.

In mehreren Veröffentlichungen wird hervorgehoben, dass die Verwendung von zwei aktiven Strängen plus zusätzlicher diversitärer passiver Systeme zuverlässiger ist, als drei aktive Stränge. Allerdings muss berücksichtigt werden, dass nicht für jede zweisträngige aktive Sicherheitseinrichtung (z. B. die Sicherheitseinspeisung) ein entsprechendes drittes passives System vorhanden ist. Eine Überprüfung dieser Aussagen ist daher nicht direkt möglich, da entsprechend detaillierte Informationen nicht vorliegen.

Die Zusammenführung beider Anlagenkonzepte von CNNC und CGN hat die Position dieses Anlagenkonzepts auf dem Weltmarkt sowie den chinesischen Markt gestärkt. Es ist davon auszugehen, dass das Konzept des HPR1000 noch weiterentwickelt und vereinheitlicht wird. Diese Entwicklung sollte weiterverfolgt werden.

#### **4.4 Erweiterung der Kenntnisse und Vergleich der Sicherheitsansätze bei innovativen Reaktoren (GEN-4 Konzepten)**

Im Rahmen des Vorhabens wurden grundlegende Fragestellungen zu ausgewählten sicherheitstechnischen Aspekten, die international bzgl. der Auslegung und Genehmigung von sogenannten GEN-4 Reaktorkonzepten diskutiert werden, aufgegriffen und im

Rahmen einer Berichtserstellung ausgewertet. Grundlage der Arbeiten waren neben frei verfügbaren Informationen z.B. vom GEN-IV International Forum (GIF) auch Informationen aus der OECD/CNRA Arbeitsgruppen "Working Group on the Safety of Advanced Reactors (WGSAR)". Die Forschungsarbeiten in diesem Arbeitspunkt dienen dem Erhalt und der Erweiterung sowie der Aufbereitung und Bereitstellung des technischen Fachwissens bzgl. der Sicherheit der aktuellen GEN-4 Konzepte.

Es wurden technische Berichte zu den Themen

- Sicherheitsansätze von natriumgekühlten schnellen Reaktoren /KLE 18/,
- Sicherheitsansätzen von Hochtemperaturreaktoren /KLE 20b/ und
- HTR Modul / HTR-PM Konzeptbeschreibung /SCH 20a/

erstellt. Im Folgenden werden Zusammenfassungen dieser technischen Berichte gegeben. Die technischen Berichte selbst beinhalten neben ausführlicheren Informationen auch Auflistungen der relevanten Referenzen.

#### **4.4.1 Sicherheitsansätze bei natriumgekühlten Schnellen Reaktoren**

Mit wenigen Ausnahmen sind die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke vom Typ Leichtwasserreaktor. Ein Nachteil dieses Reaktortyps ist die geringe Ausnutzung des Urans als Brennstoff sowie der Anfall langlebiger radiotoxischer Nuklide. Bereits in den 1950er Jahren wurden Reaktorkonzepte entwickelt, welche den Brennstoff besser ausnutzen und sogar Brennstoff erbrüten. Aktuell sind drei natriumgekühlte schnelle Reaktoren in Betrieb. Diese sind CEFR in China sowie Beloyarsk-3 (BN-600) und -4 (BN-800) in Russland.

Seit Anfang der 2000er Jahre gibt es wieder vermehrt Interesse an der Entwicklung von innovativen Reaktorkonzepten. So wurde im Juli 2001 das Generation IV International Forum (GIF) ins Leben gerufen. Der GIF-Forschungsverbund hat das übergeordnete Ziel, die Entwicklung von sogenannten Generation-IV-Reaktorkonzepten koordiniert voranzutreiben. Hierzu wurden insgesamt sechs verschiedene Technologien zur weiteren Entwicklung ausgewählt. Diese sechs Konzepte sind der Hochtemperaturreaktor (Very-High-Temperature Reactor, (V)HTR), der natriumgekühlte schnelle Reaktor (Sodium-cooled Fast Reactor, SFR), der mit überkritischem Wasser gekühlte Reaktor (Supercritical-Water-cooled Reactor, SCWR), der gasgekühlte schnelle Reaktor (Gas-cooled Fast Reactor, GFR), der bleigekühlte schnelle Reaktor (Lead-cooled Fast Reactor, LFR) und der Salzschnmelzereaktor (Molten Salt Reactor, MSR).

Im Rahmen der Erstellung des Sachstandsberichts wurden anhand von Beispielen einiger schneller natriumgekühlten Reaktorkonzepte die neueren Entwicklungen zur Verbesserung der sicherheitstechnischen Eigenschaften dieser Reaktoren aufgezeigt. Betrachtet wurden dabei die folgenden Reaktorkonzepte:

- CEFR,
- CFR-600,
- ASTRID,
- JSFR,
- BN-800,
- BN-1200 sowie
- PRISM.

Im Vordergrund der Auswertungen standen die postulierten Stör- und Unfallabläufe und Systeme der Sicherheitsebenen 3 und 4. Nach einer kurzen Darstellung der betrachteten Reaktorkonzepte wurden die relevanten Phänomene in Bezug auf schwere Störfälle in schnellen natriumgekühlten Reaktoren aufgezeigt. Um die Sicherheit dieser Reaktorkonzepte zu verbessern wurden zahlreiche unterschiedliche, insbesondere auch passive Systeme zur Vermeidung von schweren Störfällen beziehungsweise zur Verminderung der Auswirkung schwerer Störfälle entwickelt. Diese werden exemplarisch anhand der betrachteten Reaktorkonzepte dargestellt. Tab. 4.1 gibt einen Vergleich der im Sachstandsbericht dargestellten SNR-Konzepte.

Bei der Diskussion der Unfallabläufe spielten insbesondere Szenarien mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung eine wesentliche Rolle. Das grundlegende Verhalten des Kerns sowie der Reaktivität wurde erläutert, wobei sich oxydische und metallische Kernbrennstoffe unterschiedlich verhalten, mit entsprechenden Auswirkungen auf den Unfallablauf. Aus der Diskussion wurden die Szenarien:

- Loss-of-Flow (LOF),
- Transient-Overpower (TOP) und
- Loss-of-Heatsink (LHS)

als relevante Szenarien abgeleitet.



**Tab. 4.1** Vergleich der dargestellten SNR-Konzepte

	<b>CEFR</b>	<b>CFR-600</b>	<b>ASTRID</b>	<b>JSFR</b>	<b>BN-800</b>	<b>BN-1200</b>	<b>PRISM</b>
<b>Status</b>	in Betrieb	im Bau	Planungen eingestellt	Konzeptions- phase	in Betrieb	Konzeptions- phase	Konzeptions- phase
<b>Design</b>	Pool	Pool	Pool	Loop	Pool	Pool	Pool
<b>Leistung [MW<sub>th</sub>]</b>	65	1500	1500	1500	2100	2800	471
<b>Brennstoff</b>	UO <sub>2</sub> /MOX	MOX	MOX	MOX	MOX	MOX/U <sub>0,8</sub> Pu <sub>0,2</sub> N	U-Zr
<b>Anzahl der Kühl- pumpen</b>	2	2	3	2	3	4	4
<b>Anzahl der prim. Wärmetauscher</b>	3 + 1	4	4	2	3	4	2
<b>Inhärenter Kern</b>			CFV Kern DCS-M-TT	FAIDUS			GEM
<b>Schnellabschal- tung</b>		aktiv/passiv	2 x aktiv/ 2 x passiv	aktiv/passiv	aktiv/passiv	aktiv/2 x passiv	
<b>Kernfänger</b>		ja	ja	ja	nein	ja	
<b>Nachwärmeabfuhr aus Reaktorbeh.</b>		3 x Luftkühler		ACS DRACS		Luftkühler	
<b>Außenkühlung Reaktorbehälter</b>							RVACS
<b>Nachwärmeabfuhr (Primärkreis)</b>				PRACS			
<b>Nachwärmeabfuhr (Sekundärkreis)</b>							ACS

Durch doppelwandige Rohre/Behälter und Lage der Komponenten bzw. durch das Beckendesign soll eine Freilegung des Kerns nahezu ausgeschlossen werden. Da ein SNR bei nahezu Umgebungsdruck betrieben wird, ist eine Notbespeisung nicht notwendig. Weiterhin existieren zusätzliche Systeme zur Abfuhr der Nachzerfallsleistung (z. B. DRACS, PRACS).

Neben den sicherheitstechnischen Aspekten werden in dem Sachstandsbericht regulatorische Fragestellungen zu ausgewählten Aspekten, welche international bezüglich der Auslegung und Genehmigung von natriumgekühlten Reaktoren diskutiert werden, aufgegriffen und ausgewertet. Hierbei wurden auch die Ergebnisse der OECD-Arbeitsgruppe WGSAR (Working Group on the Safety of Advanced Reactors) berücksichtigt. Die in verschiedenen Ländern existierenden Regelwerke sind im Wesentlichen auf Leichtwasserreaktoren zugeschnitten. Durch die spezifischen Eigenschaften eines SNRs, insbesondere bezüglich des lokal positiven Voidkoeffizienten, und durch die neu entwickelten teilweise passiven Systeme entstehen zusätzliche Fragestellungen bei der Genehmigung solcher Anlagen. Hierzu wurde in den USA von der NRC ein Regulatory Guide (RG) 1.232 erstellt, worin bereits bestehende General Design Criteria u. a. für SNR angepasst wurden. Allerdings sind in diesem Dokument keine Anforderungen im Hinblick auf die Vermeidung bzw. Beherrschung von schweren Störfällen enthalten.

Zusätzlich stellt die Simulation von Störfällen in SNR-Reaktoren eine besondere Herausforderung für Simulationsprogramme dar, da die Kopplung zwischen Neutronenkinetik, Thermohydraulik, Kerngeometrie und Schmelzeverhalten des Brennstoffs abgebildet werden muss. Weiterhin müssen passive Systeme entsprechend modelliert werden können. So zeigt z.B. das SASS-System zur Reaktorschnellabschaltung bei Teillastbetrieb, dass nicht nur ‚extreme‘ Szenarien zu untersuchen sind, sondern das Verhalten solcher Systeme für das gesamte Störfallspektrum, wie z. B. Teillast, zu betrachten sind. Dies erfordert verifizierte & validierte Simulationsprogramme, welche dann zur sicherheitstechnischen Beurteilung solcher neuen Anlagen verwendet werden können.

#### **4.4.2 Sicherheitsansätze bei Hochtemperaturreaktoren**

In einem gasgekühlten Hochtemperaturreaktor (HTR) wird Graphit als Moderator und Helium als Kühlmittel verwendet. Die erzielbaren Temperaturen im Kühlkreislauf können am Kernaustritt bis zu 950 °C betragen. Dies soll einerseits die Erzeugung von Strom

bei sehr hohen Wirkungsgraden und andererseits die Verwendung der Wärme für industrielle Prozesse wie etwa der Wasserstofferzeugung ermöglichen.

In Hochtemperaturreaktoren werden entweder kugelförmige oder blockförmige Brennelemente (BE) verwendet. Bei einem sogenannten Kugelhaufenreaktor werden die kugelförmigen Brennelemente während des Betriebs kontinuierlich zu- und abgeführt, so dass ein unterbrechungsfreier Betrieb mit nahezu konstantem Brennstoffinventar im Kern möglich ist.

Beide Konzepte verwenden in den Brennelementen sogenannte TRISO-Partikel (tristructural-isotropic), welche einerseits den Kernbrennstoff enthalten als auch zum Einschluss der radioaktiven Stoffe beitragen. Der Brennstoff sowie die bei der Kernspaltung entstehenden Partikel werden mit Hilfe mehrerer Schichten aus pyrolytischem Graphit und Siliziumkarbid (SiC) weitestgehend zurückgehalten. Hierbei erfüllt der pyrolytische Graphit eine Rückhaltefunktion, während die SiC-Schicht als erste Barriere fungiert.

Ein weiteres Merkmal ist die im Vergleich zu Leichtwasserreaktoren geringe Leistungsdichte mit etwa  $3 \text{ MW/m}^3$ . Bei einem Druckwasserreaktor liegt diese bei etwa  $100 \text{ MW/m}^3$  bzw. bei einem Siedewasserreaktor bei ca.  $50 \text{ MW/m}^3$ . Die geringe Leistungsdichte und die hohe Graphitmasse im Reaktorkern führen zu einer sehr hohen thermischen Trägheit. Ferner kann aufgrund einer sehr schlanken Kerngeometrie mit einem hohen Oberflächen- zu Volumenverhältnis bei einem Störfall die Nachzerfallswärme passiv über Naturkonvektion sowie Wärmeleitung und -strahlung abgeführt werden.

Bei Störfällen mit Versagen der Nachwärmeabfuhr (z. B. Ausfall des Heliumgebläses) steigen die Temperaturen im Kern. Aufgrund des hohen negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität im Kern, schaltet sich der Reaktor bei einem solchen Störfall selbst ab. Zusammen mit der sehr hohen Temperaturbeständigkeit der TRISO-Partikel bis ca.  $1.600 \text{ °C}$  besitzt dieses Reaktorkonzept für niedrigere Leistungen oder bei sogenannten modularen HTR-Konzepten, wie z. B. der HTR-PM in China, im Grundsatz sehr gute inhärente Eigenschaften zur Beherrschung von auslegungsüberschreitenden Störfällen. Dieses Verhalten wurde anhand von Experimenten am HTR-10 Versuchsreaktor gezeigt.

In der erstellten technischen Notiz wurden ausgewählte sicherheitstechnische Aspekte von HTR-Reaktorkonzepten diskutiert. Dabei wurde zunächst ein Überblick der aktuellen Entwicklungen gegeben und dann sicherheitsrelevante Phänomene diskutiert.

Hervorzuheben ist dabei die Verwendung von TRISO-Brennstoff, welcher auch bei Temperaturen bis zu 1600 °C Spaltprodukte weitgehend einschließt. Durch die geringe Leistungsdichte und Größe der Kernstrukturen ist es möglich auch ohne Sicherheitseinspeisung und aktiver Kühlung die Nachzerfallswärme abzuführen. Dagegen sind der Luft- und Wassereintritt, welche zu einer Korrosion der Graphitoberflächen mit einer möglichen Spaltproduktfreisetzung führen kann als mögliche Störfallszenarien zu betrachten. Eine Besonderheit der HTR-Konzepte ist die Verwendung eines nicht druckfesten Confinements. Somit ist auch schon bei Störfällen ein Austrag von Spaltprodukten grundsätzlich möglich. Der Fall eines schweren Kernschadens ist dagegen praktisch ausgeschlossen.

In einem weiteren Kapitel wurden dann sicherheitstechnische Systeme aus verschiedenen HTR-Konzepten dargestellt. Aufgrund der im Vergleich zu Leichtwasserreaktoren sehr unterschiedlichen Konzeption eines HTR können die bestehenden Regelwerke, welche im Wesentlichen für Leichtwasserreaktoren erstellt wurden, teils nicht direkt angewendet werden. Abschließend wurden hierzu aktuelle Entwicklungen und Diskussionen dargestellt.

#### **4.4.3 Konzeptbeschreibung HTR Modul / HTR-PM**

Beim HTR Modul handelt es sich um einen heliumgekühlten Hochtemperaturreaktor (HTR), der als Kugelhaufenreaktor von Interatom/Siemens entwickelt wurde, um neben elektrischer Energie auch Prozesswärme zur Verfügung zu stellen. Je nach Anforderungen an die auszukoppelnde Prozesswärme wird entweder mit einem herkömmlichen Wasser/Dampf-Kreislauf als Sekundärsystem, oder aber, wenn höhere Temperaturen bis 900 °C benötigt werden, mit einem zweiten Heliumkreislauf gearbeitet.

Auf Basis des HTR Modul wurde durch das chinesische Institute of Nuclear and New Energy Technology (INET) der Tsinghua University of China der HTR PM entwickelt. Bei der Auslegung des HTR-PM wurden auch Erfahrungen aus dem Betrieb des chinesischen Versuchsreaktors HTR-10 berücksichtigt. Der HTR-PM wird seit Dezember 2012 am chinesischen Standort Shidao Bay Nuclear Power Plant als Demonstrationsanlage errichtet. Im März 2016 wurden Druckbehälter und Dampferzeuger des ersten Blocks installiert, die Großkomponenten des zweiten Reaktors wurden im März 2020 installiert. Nun folgen noch Arbeiten an der Sekundärseite des Dampferzeugers. Nach der erfolgreichen Inbetriebnahme des HTR-PM ist der Bau von 18 weiteren Reaktormodulen vorgesehen.

Die elektrische Leistung eines HTR Modul Reaktormoduls liegt bei 80 MW<sub>e</sub> (200 MW<sub>th</sub>). Auf Grund des spezifischen Kerndesigns sind zum Regeln und Abschalten des Reaktors lediglich Reflektorelemente notwendig, welche im äußeren Reflektor schwerkraftgetrieben einfallen und somit nicht in den Kugelhaufen des Kerns eintauchen. Darüber hinaus verfügt der HTR Modul über ein System aus Absorberkugeln, welche als redundantes Abschaltssystem dienen und den abgeschalteten Reaktor dauerhaft im Anlagenzustand „unterkritisch-kalt“ halten. Ein weiteres Sicherheitsmerkmal dieses Reaktors ist die passive Nachwärmeabfuhr. Denn im Fall eines Druckverlustunfalls und dem gleichzeitigen Ausfall aller aktiven Nachzerfallswärme-Abfuhrsysteme wird die Nachwärme des radioaktiven Zerfalls allein durch die natürliche Konvektion und den Wärmeübertrag über den metallischen Reaktorbehälter an die Umgebung abgeführt. So wird sichergestellt, dass es nicht zur Freisetzung von Spaltprodukten kommen kann. Experimente haben ergeben, dass die kritische Temperatur hierfür 1600 °C ist, neuere Untersuchungen legen nahe, dass sogar 1800 °C möglich sind. Als Brennelemente (BE) kommen Graphitkugeln mit einem Durchmesser von 60 mm zum Einsatz, in denen der Brennstoff in Form von TRISO-Partikeln vorliegt. Eine BE-Kugel enthält jeweils 7 g auf 8,6 % angereichertes <sup>235</sup>U.

Der HTR-PM unterscheidet sich teils in einigen Auslegungsaspekten vom HTR Modul. Das eigentlich sicherheitstechnische Konzept, sowie die Auslegung des Reaktormoduls sind jedoch im Wesentlichen ähnlich. Ein Unterschied ist z.B., dass die thermische Leistung des Reaktormoduls auf 250 MW<sub>th</sub> angehoben wurde. Zudem bepreisen beim HTR-PM zwei Reaktormodule eine gemeinsame Turbine mit einer elektrischen Leistung von 210 MW<sub>e</sub>.

Zur Auslegung des HTR Modul und des HTR-PM wurde im Rahmen des Vorhabens eine Konzeptbeschreibung erstellt. Diese umfasst u.a. eine Zusammenstellung des grundlegenden Aufbaus der Reaktoren und die implementierten Sicherheitssysteme.

#### **4.5 Erweiterung der Kenntnisse und Vergleich der Sicherheitsansätze bei „Small and Modular Reactors“ (SMR Konzepten)**

Small Modular Reactors, auch SMR genannt, erfahren in den letzten Jahren im internationalen Umfeld eine erhöhte Aufmerksamkeit. Zu dieser Klasse der Leistungsreaktoren zählt man fortschrittliche Reaktoren mit einer geringen Leistung von bis zu 300 MW<sub>e</sub>. Zudem zeichnen sie sich entweder durch eine modulare Bauweise, indem das Reaktormodul als Ganzes oder in nur wenigen Teilen an einen Standort gebracht und aufgebaut

wird, aus, oder durch einen modularen Aufbau, bei welchem mehrere Reaktormodule zu einer Gesamtanlage zusammengefasst werden.

Im Rahmen des Vorhabens wurden die aktuellen Entwicklungen im Bereich der SMR verfolgt und aufarbeitet. Es wurden fünf technische Berichte zu den Themen

- Konzeptbeschreibung NuScale Reaktor /SCH 20b/,
- Konzeptbeschreibung IMSR Reaktor /PFE 18/,
- Konzeptbeschreibung UK SMR /JEL 20/
- Mikroreaktoren /LOE 20a/ und
- Cogeneration Anwendungen von SMR /LOE 20b/

verfasst bzw. aktualisiert. Im Folgenden werden Zusammenfassungen dieser technischen Berichte gegeben. Die technischen Berichte selbst beinhalten neben ausführlicheren Informationen auch Auflistungen der relevanten Referenzen.

Die GRS hat sich u. a. bereits im Vorhaben 3614R01520 mit der Aufarbeitung der internationalen Entwicklungen bei SMR und insbesondere mit den Herausforderungen bei SMR beschäftigt. Die Forschungsarbeiten in diesem Vorhaben bauten auf den bereits gewonnen Erkenntnissen auf.

#### **4.5.1 Konzeptbeschreibung NuScale**

Ende 2016 hat das amerikanische Unternehmen NuScale Power einen Antrag zu Zertifizierung der Auslegung (Design Certification Application - DCA) des NuScale SMR bei der amerikanischen NRC gestellt. Da die NRC die eingereichten Antragsdokumente veröffentlicht, stehen nun erstmals detaillierte Auslegungsinformationen eines SMR zu Verfügung. Das Reaktordesign NuScale ist insbesondere von Interesse, da das Unternehmen auch einen Bau in Großbritannien in Betracht zieht.

Beim NuScale-Konzept handelt sich um einen kleinen, modular aufgebauten, passiv ausgelegten Druckwasserreaktor (Small modular reactor (SMR)). Jedes der „NuScale Power Module“ ( $P_{\text{brutto}} = 50 \text{ MW}_{\text{el}}$ ,  $P_{\text{netto}} = 45 \text{ MW}_{\text{e}}$ ) verfügt über einen eigenen Sicherheitsbehälter (SHB) sowie Turbinensatz und lässt sich zu einer Gesamtanlage aus bis zu zwölf Modulen erweitern. So lässt sich mit einer NuScale-Anlage eine elektrische Leistung von bis zu  $540 \text{ MW}_{\text{e}}$  (brutto:  $600 \text{ MW}_{\text{e}}$ ) erzeugen. Aktuelle Presseberichte zu neuen Tests des Unternehmens sprechen von einer Leistungssteigerung um 20 % auf  $648 \text{ MW}_{\text{e}}$ . Dies werde die bisher angegebenen Errichtungskosten von \$5000 auf \$4200

pro Kilowatt Reaktorleistung senken. Somit könne NuScale Power dann auch leichter mit den Stromgestehungskosten anderer Technologien konkurrieren.

Das SMR-Reaktorkonzept NuScale, das Anlagen aus bis zu zwölf kombinierten Einzelmodulen vorsieht, setzt zur Kühlung sowohl im Normal- als auch im Störfallbetrieb auf passive Sicherheitssysteme mit Naturumlauf. Durch den Wegfall von Zwangsumwälzpumpen (Hauptkühlmittelpumpen) sowie den Verzicht auf großflächige Anschlussleitungen unterhalb der Kernzone sollen große Kühlmittelverlust-(KMV)störfälle ausgeschlossen sein. Der Reaktordruckbehälter (RDB) befindet sich innerhalb eines vergleichsweise kleinen SHB, der den RDB in geringem Abstand umgibt. Während des Betriebs ist der SHB evakuiert. Jedes der bis zu zwölf Reaktormodule befindet sich in einem gemeinsamen, mit Edelstahl ausgekleideten Pool. Dieser dient als Notfall-Wärmesenke, falls die im RDB integral verbauten Dampferzeuger (DE) ausfallen und das Notkühlsystem zum Einsatz kommen muss. Die wichtigsten Systeme, Strukturen und Komponenten je Modul sind:

- Das Reaktorkühlsystem (reactor coolant system (RCS)) bestehend aus dem RDB (reactor pressure vessel (RPV)), Druckhalter (pressurizer), zwei DE (steam generator (SG)), Reaktoreinbauten (reactor vessel internals (RVI)) sowie den zugehörigen Leitungen und Ventilen.
- Das Steuerstabantriebssystem (control rod drive system (CRDS)) bestehend aus dem Steuerstabantrieb (control rod drive mechanism (CRDM)) mit integrierten Kühlkanälen, Kabeln und Kühlwasserversorgungsleitungen. Darüber hinaus ist auch die Instrumentierung zur Steuerstabpositionsmessung ins Steuerstabantriebssystem integriert.
- Als containment system (CNTS) werden neben dem SHB (containment vessel (CNV)) auch die Sicherheitsbehälterabsperrventile (containment insulation valves (CIVs)) nebst zugehörigen Leitungen gezählt.
- Das Notkühlsystem (emergency core cooling system (ECCS)) inklusive aller zugehörigen Ventile und Leitungen.
- Das Nachzerfallswärmeabfuhrsystem (decay heat removal system (DHRS)) inklusive aller zugehörigen Ventile und Leitungen.
- Das Chemikalien- und Volumenregelsystem (chemical and volume control system (CVCS)) reinigt das Primärkühlmittel, wird verwendet, um die Wasserchemie einzustellen, Kühlwasser zu entnehmen und einzuspeisen und versorgt die Druckhalterprüheinrichtungen. Das CVCS ist kein sicherheitsrelevantes System.

- Das Containment-Vakuumsystem (containment evacuation system (CES)) entfernt Wasserdampf und nicht kondensierbare Gase aus dem SHB, welche anschließend gesammelt und beprobt werden. So können Leckagen detektiert und Leckagemengen überwacht werden.
- Das Turbine-Generator-System (turbine generator system (TGS)) wandelt die Energie des Dampfes in elektrische Energie um. Über mehrere Einlassventile wird der Dampfstrom kontrolliert, außerdem ist die Turbine mit diversen elektronischen Überdrehzahlschutzeinrichtungen ausgestattet.
- Das sicherheitsrelevante Modulschutzsystem (module protection system (MPS)) und seine zugeordneten Systeme im Sicherheits-Anzeige- und Indikationssystem (safety display and indication system (SDIS)) erfüllen die Aufgaben der Reaktorüberwachung und leiten im Bedarfsfall Maßnahmen ein, um den Reaktor zurück in sichere Betriebszustände zu bringen. Das System zur Reaktorschnellabschaltung (reactor trip system (RTS)) und das System zur Auslösung der Sicherheitseinrichtungen (engineered safety features actuation system (ESFAS)) sind ebenfalls im MPS integriert. Das ESFAS überwacht Schlüsselparameter des Reaktors und löst im Bedarfsfall weitere Schutzsysteme aus, wie etwa das Notkühlsystem ECCS und das Nachwärmeabfuhrsystem DHRS.
- Das Neutronenflussmesssystem (neutron monitoring system (NMS)) misst die Neutronenleckage aus dem Kern, woraus die Kernleistung berechnet wird und Eingaben an das MPS gemacht werden.

Neben den modulspezifisch vorhandenen Systemen, Strukturen und Komponenten verfügen die „NuScale Power Modules“ auch über geteilte Strukturen und Systeme, die für alle Module gleichermaßen zur Verfügung stehen. Einige der geteilten Systeme werden im Folgenden kurz vorgestellt:

- Eine gemeinsame Warte (main control room (MCR)), kann alle Module (max. zwölf) eines Standortes gemeinsam überwachen und steuern.
- Das Lüftungssystem der Warte (control room habitability system (CRHS)) klimatisiert die Warte und sorgt für einen geringen Überdruck, um etwa bei Radioaktivitätsfreisetzungen stets eine gerichtete Strömung aus der Warte heraus zu schaffen und somit die Strahlenbelastung des Wartepersonals durch eintretende radioaktive Partikel möglichst gering zu halten.
- Die Heiz- und Lüftungssysteme für die Warte und das Reaktorgebäude (normal control room/reactor building heating ventilation and air conditioning system (CRVS/RBVS)) versorgen das Wartengebäude, das Reaktorgebäude und den



Verbindungstunnel zwischen beiden mit sauberer und ggf. temperierter Luft. Das RBVS entfernt darüber hinaus möglicherweise freiwerdende radioaktive Kontaminationen aus der Abluft des Reaktorgebäudes, dem Abfalllager (radioactive waste building (RWB)) und den Hilfsgebäuden.

- Die Kernbrennstofftransporteinrichtungen (fuel handling equipment system (FHE)) kommen bei der alle 48 Monate (je Modul) stattfindenden Revision mit BE-Wechsel sowie der Bewegung von Komponenten im Beladebecken oder dem Brennelementlagerbecken zum Einsatz.
- Das Brennelementlagersystem besteht aus den Brennstofflagern (fuel storage racks) im Brennelementlagerbecken (spent fuel pool (SFP)), in denen frische wie bestrahlte Brennelemente (BE) gleichermaßen gelagert werden.
- Als Hauptwärmesenke (ultimate heat sink (UHS)) für alle zwölf Reaktormodule einer Anlage dient das gesamte borierte Wasserinventar von Reaktorbecken (reactor pool (RP)) und den verbundenen BE-Wechselbecken (refuelling pool (RFP)) und BE-Lagerbecken.
- Das Brandschutzsystem (fire protection system (FPS)) besteht aus sämtlichen Einrichtungen zur frühzeitigen Erkennung, Bekämpfung und Eindämmung von Bränden.
- Das Beleuchtungssystem (plant lighting system (PLS)) umfasst die Normal- und Notbeleuchtung der Gesamtanlage im Innen- wie Außenbereich.

NuScale Power möchte mit seinem Reaktor auf die geänderten Rahmenbedingungen und Anforderungen auf dem Energiemarkt reagieren. So gebe es einerseits neue Verbrauchergruppen, etwa Abnehmer mit kleiner, in sich geschlossener Netzinfrastruktur oder aber die verstärkte Nachfrage nach Kraft-Wärme-Kopplung (Prozess- oder Fernwärme). Darüber hinaus seien auch höhere Sicherheitsmargen, höhere Versorgungssicherheiten oder flexible Betriebsweisen (etwa zur Integration von erneuerbar produziertem Strom) gefordert. Für diese Anforderungen möchte NuScale Power mit seiner multi-Modul-Anlage eine Lösung liefern. Neben dem „NuScale Power Module“ präsentierte der Konzern kürzlich zwei Mikro-Reaktor-Konzepte: Das „Micro-NuScale-Power Module™“ mit Leistungen von 10 - 50 MW<sub>e</sub> und den „Heat Pipe Reactor“ mit einer Leistung zwischen 1 - 10 MW<sub>e</sub>.

Nach eigenen Angaben soll NuScale Power mit seinen NuScale Power Modules neben einer erhöhten Sicherheit eine bessere Erschwinglichkeit sowie eine deutlich größere Anlagenflexibilität bieten. Durch die vergleichsweise geringen Kerninventare möchte NuScale, wie die meisten SMR-Hersteller, erreichen, dass die Notfallplanungszonen

(emergency planning zones (EPZ)) für SMR gegenüber der großer Anlagen deutlich reduziert wird.

2007 wurde das Unternehmen NuScale Power Inc. gegründet, um das Konzept des Multi-Application Small Light Water Reactor (MASLWR) zu kommerzialisieren, das den firmeneigenen Namen NuScale™ bekam. Das NuScale-SMR-Konzept wurde in einer dreijährigen Zusammenarbeit der Oregon State University, des Idaho National Laboratory (INL) und Nexant-Bechtel entwickelt. NuScale Power Inc. konnte im April 2008 die Kiewit Corporation (Bauunternehmen für Großprojekte der Energiebranche) als strategischen Partner und 2011 die Fluor Corporation, ein US-amerikanisches Bauunternehmen, als Hauptinvestor gewinnen.

2013 gewann die NuScale Power Inc. die zweite Ausschreibung der DOE über Fördermittel in Höhe von 226 Mio. US\$ zur Unterstützung der Arbeiten zur Realisierung von Genehmigungsverfahren kleiner und modularer Reaktoren. Das Förderkonzept, mit dem der Start des kommerziellen Betriebes eines SMR in den USA beschleunigt werden sollte, sah über einen Zeitraum von fünf Jahren einen Betrag von 226 Mio. US\$ für den geförderten Reaktorentwickler (Konsortium) vor, der aus eigenen Mitteln auf 462 Mio. US\$ aufzustocken war.

Im Januar 2017 hatte NuScale Power als erstes Unternehmen bei der US-amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC einen Antrag auf Bauartzulassung (Design Certification Application (DCA)) für einen SMR gestellt. Mit erfolgreichem Abschluss der Phasen 2 und 3 des „Design Certification“-Prozess und Abschluss der Bearbeitung von Phase 4 im Dezember 2019 ist die technische Beurteilung des SMR-Konzeptes nahezu abgeschlossen. Der Zeitplan der US NRC sieht vor, die Bewertung des NuScale-Konzepts bis September 2020 abzuschließen.

Der lokale Energieversorger Utah Associated Municipal Power Systems (UAMPS) plant, im Jahr 2026 die erste NuScale 12-Block-Anlage auf dem Gelände des INL in Betrieb zu nehmen. Mögliche Folgeprojekte werden derzeit mit verschiedenen Versorgungsunternehmen in Arizona, Colorado, Utah, Washington und Wyoming diskutiert.

Im Dezember 2019 reichte NuScale Power auch bei der kanadischen Aufsichtsbehörde Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) den Antrag für eine regulatorische Vorbewertung des NuScale-SMR-Konzeptes (pre-licensing vendor design review (VDR)) ein.

Auch außerhalb der USA und Kanada wurden Absichtserklärungen (Memoranda of Understanding (MoU)) mit diversen Energieversorgungsunternehmen und Staaten unterzeichnet. Absatzmärkte könnten demnach auch Rumänien, Jordanien, Tschechien oder Estland sein. NuScale Power plant die Expansion ins Vereinigte Königreich. Neben dem dortigen Absatzmarkt (Errichtung des ersten NuScale Power Modules in den 2020er Jahren) formuliert der Konzern in seinem „UK SMR Action Plan“ auch Pläne, das Vereinigte Königreich bis ins Jahr 2035 als „export hub“ für den europäischen Markt zu etablieren.

#### **4.5.2 Kurzkonzeptbeschreibung IMSR**

Flüssigsalz-Reaktoren (Molten Salt Reactor, MSR) werden bereits seit den 1950er Jahren entwickelt. Der erste Reaktor dieser Art wurde im Rahmen des Aircraft Reactor Experiments (ARE) in den USA errichtet. Der ARE-Versuchsreaktor hatte eine Leistung von 2,5 MW<sub>th</sub> und wurde erstmals 1954 erfolgreich betrieben. Langfristiges Ziel war es damals, einen nuklearen Flugzeugantrieb mit großer Reichweite auf Basis eines Kernreaktors zu entwickeln. Die Bauweise als Flüssigsalzreaktor schien aussichtsreich, da man sich hiervon eine kompakte Bauart erhoffte. Auch die Tatsache, dass solche Reaktoren drucklos arbeiten, stellte einen Vorteil dieser Technologie dar. Mit der Weiterentwicklung der Raketentechnik nahm die militärische Bedeutung großer Flugzeuge mit hoher Reichweite ab, so dass die Arbeiten am ARE-Programm Ende der 1950er Jahre eingestellt wurden, ohne dass ein Flugzeug mithilfe eines Kernenergieantriebes flog. Der ARE-Versuchsreaktor lief insgesamt nur ca. 1000 Stunden.

Das Interesse an Flüssigsalz-Reaktoren nahm in den folgenden Jahren ab, da bei der kommerziellen Stromerzeugung technisch einfachere Leichtwasserreaktoren den Vorzug bekamen.

Nach der Gründung des Generation IV International Forums (GIF) wurde das Konzept des MSR im Jahr 2002 in die Technology Roadmap aufgenommen und zählt seither zu einem der sechs Konzepte mit denen sich Anforderungen an neue Leistungsreaktoren hinsichtlich gesteigerter Nachhaltigkeit, Sicherheit, Wirtschaftlichkeit und Proliferationsresistenz (Generation IV Goals) umsetzen lassen. Derzeit befinden sich die Arbeiten an MSR noch in der Konzeption, wobei diese unterschiedlich weit fortgeschritten sind.

Eines der am weitesten entwickelten Konzepte stellt derzeit der Integral Molten Salt Reactor (IMSR) der kanadischen Firma Terrestrial Power Inc. dar. Im Rahmen der

Erstellung einer Kurzkonzeptbeschreibung des IMSR wurden die vorhandenen, öffentlich zugänglichen Informationsquellen ausgewertet.

Wesentlichstes Merkmal eines MSR ist die Verwendung einer Salzschnmelze als Primärkühlmittel in dem der Brennstoff gelöst und homogen verteilt ist. Die Schmelze wird durch eine Kernregion gepumpt, in der der gelöste Brennstoff aufgrund der Geometrie und der dortigen Materialien (z. B. Moderatoren) kritisch wird. Über die Verwendung weiterer Materialien und die Wahl der Salzzusammensetzung lassen sich Eigenschaften wie z. B. das Neutronenspektrum des Reaktors festlegen. Beim IMSR bewirkt z. B. eine Graphitstruktur, dass das Neutronenspektrum thermisch ist. Ohne die Verwendung eines Moderatormaterials würde sich ein schnelles bis epithermisches Spektrum ergeben. Durch die Wahl des Neutronenspektrums lässt sich auch die Konversionsrate, d. h. inwiefern Brennstoff erbrütet werden kann, beeinflussen. So sind MSR sowohl als Brutreaktoren, als auch mit Konversionsraten kleiner eins denkbar. Je nach Einsatzzweck können verschiedene Brenn- und Brutstoffe zum Einsatz kommen.

Aus der Verwendung von Salz als Primärkühlmittel ergeben sich einige deutliche Unterschiede zu konventionellen Reaktoren die Wasser nutzen. Da die Siedetemperatur des Salzes im Vergleich zu Wasser sehr hoch ist, kann der Reaktor drucklos oder mit vergleichsweise niedrigem Druck im Primärkreislauf arbeiten. Andererseits muss der Primärkreis eines MSR in der Regel aufgrund des relativ hohen Schmelzpunktes (z. B. 585 °C für LiF) mit einem Heizsystem ausgestattet sein, um einer Erstarrung des Kühlmittels im abgeschalteten Zustand zu verhindern. Die in Frage kommenden Salze sind üblicherweise im Bereich zwischen 450 °C bis 1400 °C flüssig. Die Betriebstemperatur eines MSR liegt in der Regel zwischen 700 °C und 800 °C. Durch die höheren Temperaturen des Primärkühlmittels können bei der Verwendung eines Wasserkreislaufs zur Energieumwandlung an der Turbine höhere Dampfparameter (Druck, Temperatur) erzielt werden. Dies kann zu einer Wirkungsgradverbesserung gegenüber Leichtwasserreaktoren führen.

Durch die homogene Verteilung des Brennstoffes über das Kühlmittel werden auch die entstehenden Spaltprodukte über das Kühlmittel verteilt. Viele dieser Spaltprodukte, wirken als Neutronengifte, was zu einem Reaktivitätsverlust während des Betriebes führt. Um diesem Effekt entgegenzuwirken, wird bei der Konzeption vieler MSR auf ein System zur Kühlmittelaufbereitung während des laufenden Betriebes gesetzt (online reprocessing). Diese Aufbereitung soll Spaltprodukte herausfiltern und eventuell neuen Brennstoff zugeben, um die Reaktivität des Reaktors konstant zu halten. Die Verwendung

einer Kühlmittelaufbereitung ist allerdings nicht zwingend notwendig. Beispielweise wird beim Konzept des IMSR auf die Aufbereitung während des Betriebes verzichtet und lediglich durch die kontinuierliche Zugabe von weiterem Brennstoff die Reaktivität aufrechterhalten.

Zu den vorteilhaften sicherheitstechnischen Merkmalen eines MSR zählt u. a., dass die Salzschnmelze einen stark negativen Temperaturreaktivitätskoeffizienten aufweist. Eine Aufheizung der Salzschnmelze führt durch Ausdehnung der Schnmelze und durch den Doppler Koeffizienten direkt und automatisch zu einem Absinken der Reaktivität. Darüber hinaus lässt sich anführen, dass es aufgrund des gelösten Brennstoffes nicht zu wesentlichen Brennstofftemperaturspitzen kommt, wie es bei herkömmlichen Reaktoren der Fall ist. Zudem ist das Brennstoffinventar im MSR-Kern aufgrund einer kontinuierlichen Brennstoffzugabe geringer. Eine Verwendung von abbrennbaren Neutronengiften ist in der Regel nicht nötig.

Der IMSR besitzt ein integrales Design. Das bedeutet, dass sich der Reaktorkern, die Kühlmittelpumpen, die Wärmetauscher sowie alle übrigen Komponenten des Primärkreislaufes innerhalb eines versiegelten Behälters befinden.

Im unteren Teil des Behälters befindet sich der aus Graphit bestehende Reaktorkern. Graphit wurde aufgrund seiner guten Moderation und Reflexion gewählt. Fließt das flüssige Salz und der darin gelöste Brennstoff durch die Kanäle im Graphitkern, kann durch dessen Einfluss Kritikalität erreicht werden. Aufgrund des großen Graphitkerns besitzt der IMSR ein thermisches Neutronenspektrum.

Oberhalb des Reaktorkerns befindet sich der heiße Strang (im Englischen oft als *riser* bezeichnet), durch den das aufgeheizte Kühlmittel aufsteigt. Außerdem befinden sich im oberen Teil die Kühlmittelpumpen sowie die Wärmetauscher. Die Antriebe für die Kühlmittelpumpen hingegen befinden sich außerhalb des Behälters. Mit den Pumpen wird ein Kühlmitteldurchsatz von 4500 kg/s durch den Kern erreicht. Das Kühlmittel soll mit einer Temperatur zwischen 625 °C und 660 °C in den Kern eintreten und beim Verlassen eine Temperatur zwischen 670 °C und 700 °C aufweisen. Die Aufheizspanne soll bei ca. 75 K liegen. Im heißen Strang oberhalb des Kerns befinden sich mehrere redundante Abschaltstäbe zur Reaktivitätsregelung.

Welches Salz im Reaktor zum Einsatz kommen soll ist bislang noch nicht bekannt gegeben worden. Verschiedene Fluorid-Salze sind in der Auswahl u. a. Natriumfluorid,

Berylliumfluorid und/oder Lithiumfluorid. Die als FLiBe bekannte Mischung, die in anderen Reaktoren vorgesehen ist, soll wegen der mit der Verwendung verbundenen Tritiumproduktion möglichst durch Alternativen ersetzt werden.

Es ist angedacht, die IMSR-Reaktormodule in einer Fabrik zu fertigen und im Anschluss zum Einsatzort zu bringen. Die Anforderungen an den Reaktor bezüglich seiner Transportfähigkeit waren ein wesentlicher Bestandteil der Konzeption. Ein Modul hat einen Durchmesser von 3,6 m bei einer Gesamthöhe von 7,0 m. Das Transportgewicht beträgt 170 t. Das Brennstoff-Salz-Gemisch wird separat zum Aufstellungsort gebracht, an dem es geschmolzen und in das Reaktormodul gefüllt wird. Zusätzlich werden im laufenden Betrieb geringe Mengen Brennstoff zugesetzt. Dieser als makeup-fuel bezeichnete Brennstoff wird genutzt, um den Reaktivitätsverlust im Betrieb auszugleichen. Somit kann der IMSR betrieben werden, ohne dass zu Beginn eines Zyklus eine hohe Überschussreaktivität im Kern vorhanden sein muss. Da innerhalb des Behälters ausreichend Platz zur Verfügung steht (z. B. gas plenum), muss beim Einbringen des makeup-fuels kein Salz zum Ausgleich entnommen werden.

Nachdem das Reaktormodul zum Standort des Kraftwerkes gebracht wurde, wird es in einen umgebenden Behälter (guard vessel) abgesenkt. Dieser Behälter wiederum ist mit einem Puffer-Salz umgeben. Zur passiven Wärmeabfuhr befinden sich im äußeren Bereich dieser Salzsicht Kühlleitungen. Den äußeren Abschluss bildet ein Beton-Containment, welches an der Innenseite mit Stahl ausgekleidet ist, und nach oben hinein abnehmbarer Deckel und eine darüber befindliche Stahlplatte.

Der an das Reaktormodul angeschlossene Sekundärkreislauf ist beim IMSR als Zwischenkreislauf konzipiert. Er arbeitet mit einem inerten, nicht-radioaktiven Salz, das im Kreislauf nur unter geringem Druck stehen soll. Der Sekundärkreislauf gibt seine vom Reaktor abgeführte Energie über Dampferzeuger an einen mit Wasser arbeitenden Kreislauf ab, in dem sich die Turbinen zur Energieumwandlung befinden.

Ziel der Auslegung des IMSR ist es, eine inhärente Sicherheit zu erreichen. In den englischen Originalpublikationen wird der Reaktor oft als „walk-away safe“ bezeichnet. Das bedeutet, dass keine Eingriffe, Stromversorgung, oder andere Maßnahmen notwendig sein sollen, um die grundlegenden Sicherheitsfunktionen zu gewährleisten.

Die Reaktivität des Reaktors begrenzt sich aufgrund des negativen Reaktivitätskoeffizienten des Salzes selbst. Dies liegt an der Volumenvergrößerung des Salzes beim

Aufheizen, welche dafür sorgt, dass die Brennstoffdichte mit steigender Temperatur abnimmt und somit auch die Reaktivität geringer wird. Dieser Effekt ist beim IMSR so effektiv, dass die Reaktivität selbst beim Ausfall aller Regelsysteme, beim Überhitzen absinkt. Da sich das flüssige Salz auch bei hohen Temperaturen bzw. durch Bestrahlung nicht zersetzt, sondern chemisch stabil bleibt, ist die Temperaturspanne, in der sich das Salz aufheizen kann und dabei expandiert, sehr groß. Auch wenn dieser Mechanismus zum Begrenzen der Leistung ausreicht, verfügt der IMSR über Abschaltstäbe im heißen Strang, die im Falle eines Strömungsverlustes oder dem Ausfall der Stromversorgung, passiv in den Kern einfallen. Zusätzlich existieren im Reaktor schmelzbare Behältnisse, die flüssiges Absorbermaterial enthalten. Steigt die Temperatur im Reaktor über deren Schmelztemperatur an, wird der Neutronenabsorber, welcher den Reaktor abschaltet, freigesetzt.

Anders als bei vielen weiteren MSR-Konzepten, bleibt die Salzschnmelze während der gesamten Betriebs- und Nachbetriebsphase innerhalb des Behälters. Es existieren keine Ablass-/Ausgleichsbehälter, so dass sowohl im Störfall, als auch beispielsweise für die Abklinglagerung, das gesamte Inventar im IMSR-Modul verbleibt. Zur Abfuhr der Nachzerfallwärme nutzt der IMSR die sich ausbildende Konvektionsströmung um den Kern und gibt die Wärme über die Behälterwände nach außen ab.

Während des regulären Leistungsbetriebes ist das Puffer-Salz um das IMSR-Modul herum fest und die im Kern freiwerdende Wärme wird über Wärmetauscher an den Sekundärkreislauf abgegeben. Beim Ausfall der Hauptwärmesenke wird die Wärme über die Behälterwände an das Puffer-Salz abgegeben. Die Temperatur steigt dabei über die Schmelztemperatur des Puffer-Salzes an, welches unter Wärmeaufnahme langsam schmilzt und so die Behälterwand kühlt. Nach ungefähr zwei Tagen ist das Puffersalz komplett geschmolzen und kann keine Wärme mehr aufnehmen. Die weitere Kühlung wird dann über die im äußeren Bereich des Puffersalzes vorhandenen Kühlleitungen gewährleistet. Der dabei entstehende Dampf wird in einem externen Kühler kondensiert und das Kondensat anschließend zurückgeführt.

Terrestrial Energy Inc. untersucht außerdem eine weitere Möglichkeit zur Abfuhr der Nachzerfallwärme. Technisch entspricht die Lösung dem Reactor Vessel Auxiliary Cooling System (RVACS) des PRISM (Power Reactor Innovative Small Module) von GE Hitachi. Das auf den IMSR angepasste System wird IRVACS genannt. Dabei soll ein geschlossener Kreislauf Stickstoff am guard-vessel vorbeiführen, der sich dabei erwärmt. Als Wärmesenke dient dabei das Metalldach oberhalb der tragenden Strukturen.

### 4.5.3 Kurzkonzeptbeschreibung UK SMR

Der UK-SMR wurde federführend von Rolls Royce entworfen, der hierfür und für die Markteinführung ein Konsortium aus Assystem, Atkins, BAM Nuttall, Laing O'Rourke, National Nuclear Laboratory, Nuclear AMRC, Rolls-Royce, Wood and The Welding Institute gebildet hat. Zudem hat Rolls Royce zusammen mit britischen Behörden das „Nuclear Advanced Manufacturing Research Centre“, (NAMRC), in Sheffield gegründet und ein Netzwerk von mehr als 25 Universitäten ins Leben gerufen.

Rolls Royce hat bei der Entwicklung seines SMRs kein grundlegend neues Konzept entwickelt, sondern die bekannte, erprobte und bewährte Technik des weltweit eingesetzten Druckwasserreaktors zu Grunde gelegt, insbesondere des für den Antrieb von U-Booten genutzten DWR. Erfahrungen im Bau von Kernreaktoren für U-Boote hat Rolls Royce durch ein im Jahr 1950 aufgenommenes Programm im Vereinigten Königreich.

Im Rahmen einer Kurzkonzeptbeschreibung wurden die wesentlichen Eigenschaften des UK-SMR dargelegt. Die Konzeptbeschreibung basiert in erster Linie auf von Rolls Royce veröffentlichten Broschüren. Nähere Details, insbesondere zu den Sicherheitssystemen sind nicht bekannt.

Der UK SMR ist ein 3-Loop DWR mit einer thermischen Leistung von 1200 – 1350 MW (400 – 450 MWe). Die Leistung des UK SMR ist damit teils deutlich höher als bei anderen geplanten SMR Anlagen. Jeder Loop des UK SMR besteht aus einem heißen Strang, einem U-Rohrdampferzeuger, einer direkt am Dampferzeuger angeschlossenen, dichtungsfreien Hauptkühlmittelpumpe und einem kalten Strang. Als Brennstoff soll herkömmlicher  $\text{UO}_2$ -Brennstoff, der bis zu 4,95 % angereichert ist, zum Einsatz kommen. Die Hüllrohre der Brennstäbe sind aus einer Zirkoniumlegierung hergestellt. Der Reaktorkern hat eine Höhe von 2,80 m und enthält 121 Brennelemente, in denen die Brennstäbe in einer 17x17-Struktur angeordnet sind. In einem Teil der Brennstäbe befindet sich neben dem  $\text{UO}_2$ -Brennstoff auch 8 %  $\text{Gd}_2\text{O}_3$  als abbrennbares Neutronengift. Das Konzept des UK-SMR ist so ausgelegt, dass die Reaktivitätskontrolle im Normalbetrieb ohne Zugabe von Borlösung in das Kühlmittel erfolgt. Die Reaktivität im Reaktor wird allein über die Bewegung der Steuerstäbe und die Ausnutzung des bei Druckwasserreaktoren negativen Moderator- und Temperaturkoeffizienten geregelt.

Im Rahmen des Programmes für den UK-SMR wurde mit Fokus auf Siliziumkarbid-Hüllrohre auch die Entwicklung von sogenanntem Accident Tolerant Fuel (ATF) verfolgt, der



unter anderem verbesserte Eigenschaften unter Störfallbedingungen aufweisen soll. Für einen Einsatz in einem ersten UK-SMR 2030 zieht Rolls Royce die Technologie noch nicht in Betracht, da sie noch nicht weit genug entwickelt ist, will aber darauf zurückkommen, sobald sie marktreif ist.

Durch die Umsetzung des gestaffelten Sicherheitskonzeptes sollen in allen Betriebsphasen und Zyklen der Anlage diversitäre und unabhängige Systeme für die Beherrschung von Auslegungsstörfällen und auslegungsüberschreitenden Ereignissen zur Verfügung stehen.

In Ergänzung zum aktiven System für die Wärmeabfuhr über Primär- und Sekundärkreis sollen das System zur passiven Nachzerfallswärmeabfuhr, „Passive Heat Removal (PDHR) System“, und das Notkühlsystem, „Emergency Core Cooling System (ECCS)“ passiv, redundant, diversitär und räumlich getrennt aufgebaut sein und mehrere Möglichkeiten der Nachzerfallswärmeabfuhr bieten. Alle Auslegungskühlmittelverluststörfälle sollen durch das ECCS beherrscht werden. Kleine Lecks sollen mit dem Einspeisesystem „Small Leak Injection System“ (SLIS) als diversitäres System zum ECCS überspeist werden können. Mit der Reaktorschnellabschaltung mittels Steuerstäbe, und dem Zusatzboriersystem („Emergency Boron Injection System“) sollen zwei diversitäre und zuverlässige Systeme zum Abschalten des Reaktors vorhanden sein. Der Reaktor ist mit drei Sicherheitsventilen gegen Überdruck geschützt. Die Ventile sollen so ausgelegt sein, dass mit einem Ventil der vollständige Druckausgleich erfolgen kann. Im Falle einer Kernschmelze soll die Freisetzung der Spaltprodukte durch das Containment verringert werden. Weitere Details über die sicherheitstechnische Auslegung sind nicht bekannt.

Die für den UK-SMR durchgeführte probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) sollen für die Kernschadenshäufigkeit einen Wert von  $10^{-7}$  ergeben. Mit der PSA soll eine Ausgewogenheit der Auslegung gezeigt worden sein und, dass kein auslösendes Ereignis überproportional die Kernschadenshäufigkeit beeinflusst.

Gemäß der Auslegungsphilosophie, die passive Sicherheitseinrichtungen vorzieht, erweisen sich aktive Komponenten und die elektrische Versorgung als nicht signifikant wichtig für die Beherrschung von Ereignissen, die die Anlage gefährden. Dementsprechend wird die Gefährdung durch Einwirkungen, bei denen die komplette Stromversorgung ausfällt, wie dem Station Blackout, als gering eingestuft. Ebenso werden die Auswirkungen menschlichen Fehlverhaltens bei sicherheitsrelevanten Aktionen des Personals als nicht signifikant wichtig eingeschätzt. Durch die Automatisierung und

Nutzung passiver Systeme bei den Sicherheitseinrichtungen soll die Last auf die Schichtmannschaft, im Ereignisfall Sicherheitsmaßnahmen durchführen zu müssen, stark reduziert sein.

Entsprechend der Bewertung der Einwirkungen von innen und außen sollen bei der Auslegung der Anlage und des Anlagengeländes die sicherheitsrelevanten Einrichtungen räumlich und systemtechnisch voneinander getrennt angeordnet werden. Zudem sollen sie durch abschirmende Strukturen gegen Einwirkungen von außen, wie z. B. Flugzeugabsturz oder Tsunami, geschützt sein.

Da die Entwicklung des UK SMR voraussichtlich fortgeführt wird und eine Genehmigung durch ONR geplant ist, ist zu erwarten, dass in Zukunft detailliertere Informationen zum UK SMR zu Verfügung stehen.

#### **4.5.4 Mikroreaktoren**

Bei den weltweit entwickelten Konzepten kleiner Reaktoren (SMR) bilden die Mikroreaktoren mit einer Leistung von weniger als 10 MWe eine Untergruppe der SMR. Sie sollen kostengünstig in Fabriken in mehreren Modulen produziert und am Einsatzort innerhalb kurzer Zeit betriebsbereit zusammengesetzt werden können oder sogar als mobile Einheit zur Verfügung stehen. Ziel der Entwicklung von Mikroreaktoren ist die Energieversorgung (Strom und Wärme) in weit abgelegenen Gebieten aufzubauen oder die dort zurzeit noch betriebenen Dieselgeneratoren zu ersetzen. Dadurch sollen diese Gebiete für längere Zeit unabhängig von Kraftstofflieferungen werden. Beispiele für solche Einsatzgebiete sind Siedlungen, Bergwerke und andere industrielle Anlagen in den arktischen Regionen Kanadas, Alaskas und Russlands sowie kleinere Inseln und Wüstengebiete und auch längerfristig unterhaltene Militärstützpunkte (insbesondere mobile Mikroreaktoren). Für militärische Anwendungen sollen insbesondere die Konzepte geeignet sein, die innerhalb weniger Tage, je nach Einsatzlage, verlegt werden können. Für küstennahe Einsatzorte gibt es – insbesondere von russischer Seite – Konzepte, die auf Lastkähnen aufgebaute Mikroreaktoren (oder auch größere SMR) vorsehen, die im betriebsbereiten Zustand an ihren Einsatzort geschleppt werden. Auch über den Aufbau von Mikroreaktoren unter Wasser wird teilweise nachgedacht. Ein Extremfall des Einsatzes in abgelegenen Gegenden ist wohl die Idee des Aufbaus einer Mondbasis, die mit Hilfe eines Mikroreaktors mit Energie versorgt werden soll. Eine solche Basis auf dem Mond wird als mögliche Voraussetzung betrachtet, um von dort aus weitere Expeditionen in den Weltraum zu starten. Klassischerweise sollen Mikroreaktoren in all diesen

Anwendungsbereichen der Bereitstellung von elektrischer Energie und Wärme dienen, letztere entweder zum Heizen oder für industrielle Prozesse. Darüber hinaus ist in den meisten Projekten geplant, die Energie auch zur Entsalzung von Meerwasser und zur Produktion von Wasserstoff zu verwenden.

Im Rahmen des Vorhabens wurden neun aktuelle Konzepte betrachtet und hinsichtlich ihres beabsichtigten Verwendungszwecks, der möglichen Anwendungsbereiche, ihrer Eigenschaften, der eingesetzten Technologien, Aufbau und Funktionsweise der Reaktoren und des Standes ihrer Entwicklung erläutert. Dabei handelt es sich um drei flüssigmetallgekühlte schnelle Reaktoren (LMFR), zwei Druckwasserreaktoren (PWR), zwei gasgekühlte Hochtemperaturreaktoren (HTGR) und einen Reaktor mit Wärmerohrtechnologie (Heat-Pipe). Drei der Konzepte stammen aus Russland, zwei aus den USA und jeweils eines aus Großbritannien, Schweden und Japan, die sich alle noch in der Entwicklungsphase befinden. Die früheste Inbetriebnahme eines Prototypen zu Demonstrationszwecken ist für 2022 geplant.

Aus technischer Sicht unterscheiden sich zwar alle Konzepte voneinander, verfolgen aber die gleichen Ziele. So sollen die Systeme im Betrieb mit möglichst wenigen Eingriffen von außen (Steuerung, Wartung, Reparaturen, Brennelementwechsel etc.) über einen längeren Zeitraum (oft >10 Jahre) zuverlässig laufen. Um die Sicherheit im Betrieb auch ohne oder mit wenig Bedienpersonal vor Ort sicherzustellen, werden daher passive Sicherheitseinrichtungen entwickelt, um eine nur auf physikalischen Gesetzmäßigkeiten beruhende, inhärente Sicherheit der Systeme zu erreichen.

Das sogenannte Energie-Trilemma beschreibt eine Trias aus Anforderungen, die von zukünftigen Konzepten zur Energieversorgung bestmöglich erfüllt werden sollen. Diese drei Anforderungen sind Sicherheit, Wirtschaftlichkeit und Nachhaltigkeit. Demzufolge soll sichergestellt sein, dass die Energieversorgung dem weltweit steigenden Energiebedarf gerecht wird. Dazu muss die erforderliche Infrastruktur weiterentwickelt, ausgebaut und zuverlässig gestaltet werden. Energie soll flächendeckend zugänglich und finanziell erschwinglich sein. Es soll auf erneuerbare Ressourcen zurückgegriffen, der CO<sub>2</sub>-Ausstoß minimiert und die Abhängigkeit von Öl- und Gasressourcen vermindert werden.

Weltweit wird in verschiedenen Ländern die Strategie verfolgt, mit kleinen Kernkraftwerken, den SMR, zur Lösung des Energie-Trilemmas beizutragen. SMR steht dabei entweder für „small modular reactor“ oder für „small and medium sized reactors“. Die

Bezeichnung „small“ bezieht sich dabei in erster Linie auf die Leistung. Für SMR wird somit im Allgemeinen eine Leistung von weniger als 300 MW<sub>e</sub> angegeben. Als „medium“ bezeichnet man entsprechend Reaktoren mit einer Leistung zwischen 300 MW<sub>e</sub> und 700 MW<sub>e</sub>. Wird das M als für „modular“ stehend verstanden, dann bezieht es sich sowohl auf die Bauweise als auch auf die damit verbundene Flexibilität solcher Anlagen. SMR sind so konzipiert, dass sie aus einzelnen kleinen Modulen aufgebaut werden, die – jedes für sich – in einer Fabrik gefertigt werden können und anschließend komplett vormontiert zum Einsatzort transportiert werden. Dort soll die Anlage dann nach einer vergleichsweise kurzen Installationszeit einsatzbereit sein. Darüber hinaus bezieht sich der Begriff der Modularität darauf, dass mehrere dieser kleinen Einheiten, abhängig vom jeweiligen Energiebedarf vor Ort, zu einer Anlage mit größerer Leistung zusammengeschlossen werden können. Damit soll auch die Möglichkeit bestehen, in Regionen mit längerfristig steigendem Energiebedarf die Kapazität der Anlage schrittweise zu steigern, indem nach und nach weitere Module ergänzt werden. Gegenüber dem Aufbau eines einzelnen großen Kernkraftwerks bedeutet dies auch ein geringeres finanzielles Risiko, da die Investition über einen längeren Zeitraum verteilt wird. Diese vergleichsweise geringen Anfangskosten machen SMR auch für den Aufbau kleinerer Stromnetze in Entwicklungsländern interessant, wo aufgrund wachsender Bevölkerung und der wirtschaftlichen Entwicklung ein steigender Energiebedarf zu decken ist. Hinzu kommt hier noch die oftmals schlecht ausgebaute Infrastruktur, die die Nutzung von SMR zusätzlich praktikabler erscheinen lässt als den Aufbau größerer Kraftwerke. Bezüglich der verwendeten Technologien sind SMR sehr vielfältig. So gibt es unter ihnen Druckwasserreaktoren, aber auch solche, die mit flüssigen Metallen oder geschmolzenen Salzen gekühlt werden, sowie gasgekühlte Hochtemperaturreaktoren. Auch auf weniger konventionelle Systeme, wie etwa die Wärmerohrtechnologie (Heat-Pipe) oder Kombinationen aus mehreren Ansätzen wird zurückgegriffen. Gemeinsam ist jedoch allen Entwicklungen, dass sie einen Reaktor mit weitestgehend passiv funktionierenden Sicherheitseinrichtungen zum Ziel haben.

Die Untergruppe der Mikroreaktoren innerhalb der SMR wird auch als vSMR (für „very small modular reactor“) bezeichnet. Dabei ist die Obergrenze der Leistung von Mikroreaktoren nicht einheitlich definiert. Häufig werden Reaktoren mit einer Leistung bis zu 10 MW<sub>e</sub> als Mikroreaktoren definiert, z. B. durch das NEI (Nuclear Energy Institute). Teilweise wird die Grenze auch höher angesetzt. So bezeichnet die World Nuclear Association Reaktoren mit einer Leistung bis zu 15 MW<sub>e</sub> als vSMR. Das U.S. Department of Energy (DOE) definiert Reaktoren mit bis zu 20 MW<sub>e</sub> Leistung, die britische Organisation Nuvia sogar bis 30 MW<sub>e</sub> Leistung als Mikroreaktoren. Der hier vorliegende Bericht

beschränkt sich auf die Betrachtung der Reaktorkonzepte bis 10 MW<sub>e</sub>, da diese Grenze am gebräuchlichsten erscheint und ohnehin nur sehr wenige Konzepte in den Bereich zwischen 10 MW<sub>e</sub> und 50 MW<sub>e</sub> Leistung einzuordnen sind. Eine Sonderform der Mikroreaktoren bilden mobile Kernkraftwerke (mobile nuclear power plant, MNPP). Diese sind besonders kompakt gestaltet, sodass sie mit relativ geringem Aufwand auf- und abgebaut, transportfähig verpackt und per LKW, Zug, Schiff oder Flugzeug an einen neuen Einsatzort transportiert werden können. Betrieben werden sie nur im aufgebauten Zustand, also nicht während des Transports. Mikroreaktoren lassen sich zur Erzeugung von Wärme, elektrischer Energie oder beidem einsetzen und bieten dabei eine Reihe von Vorteilen. Durch die Fertigung in Fabriken in größeren Stückzahlen lassen sich Produktionsprozesse standardisieren, was die Qualität verbessern kann und sich günstig auf die Kosten auswirkt. Bei der Entwicklung wird großer Wert auf ein einfaches Design gelegt, was in Kombination mit der geringen Leistung zu einem hohen Maß an Sicherheit führen soll und die Anlagen besonders robust und zuverlässig machen soll. Mikroreaktoren können auch in Kombination mit Anlagen zur Nutzung erneuerbarer Energien in ein Netz integriert werden und aus der großen Flexibilität ergibt sich eine Vielzahl möglicher Anwendungsbereiche.

Aufgrund der geringeren Leistung der Mikroreaktoren eignen sich diese im Wesentlichen zur Versorgung kleinerer Netze. Dies kann eine Limitierung darstellen, ist aber oft auch von Vorteil. In Entwicklungsländern ließe sich somit bei relativ geringen Kosten die Energieversorgung auf- und ausbauen. Ebenso sollen sie als Notstromversorgung für große Kernkraftwerke, Katastrophengebiete oder auch Krankenhäuser dienen können oder zum Ausgleich von Schwankungen in Netze integriert werden, die ansonsten aus erneuerbaren Energien (Windkraft, Solarenergie) gespeist werden. Auch in smart City Konzepten, in denen elektrischer Energie eine zentrale Bedeutung zukommt, könnten kleine Reaktoren eine wichtige Rolle spielen, um eine Dezentralisierung der Energieversorgung zu erreichen. Durch den Betrieb mehrerer kleiner Netze anstelle eines großen Netzes könnte die Anfälligkeit der Energieversorgung gegenüber Störungen vermindert werden.

Im Folgenden wird ein Überblick über die acht derzeit in der Entwicklung befindlichen Technologiekonzepte für Mikroreaktoren gegeben. Der eVinci Mikroreaktor soll Wärme und Strom für Militärstützpunkte, aber auch für zivile Siedlungen und industrielle Anlagen sowie Minen liefern. Die Wärme aus dem monolithischen Kern wird über Natrium-Wärmerohre abgeführt und auf superkritisches CO<sub>2</sub> übertragen, das letztendlich eine Turbine

zur Stromerzeugung antreibt. Eine Anlage zu Demonstrationszwecken soll 2022 in Betrieb gehen, der kommerzielle Einsatz ist ab 2025 geplant.

Auch die U-Battery soll Wärme und Strom für Einrichtungen an abgelegenen Orten bereitstellen, ist aber insbesondere auch für den Einsatz in Entwicklungsländern sowie als Notstromversorgung für bestehende große Kernkraftwerke gedacht. Die Trinkwasserproduktion mittels Meerwasserentsalzung, Wasserstoffproduktion und Einbindung in Smart City Konzepte sind weitere mögliche Anwendungsfelder. Es handelt sich um einen HTGR mit Helium als Primärkühlmittel, das die Wärme auf Stickstoff überträgt, der wiederum eine Turbine antreibt. Ein Prototyp soll zwischen 2023 und 2026 den Betrieb aufnehmen.

Der SEALER-Arctic ist ein LMFR, der in erster Linie für Siedlungen im Norden Kanadas entwickelt wird. Hier dient flüssiges Blei als primäres Kühlmittel und ein Rankine-Dampfzyklus zur Umwandlung der Wärme in elektrische Energie. Derzeit führt die kanadische Aufsichtsbehörde eine Vorprüfung im Rahmen der Phase 1 des Vendor's design review durch.

Ebenfalls für den Einsatz in Kanada wird der MMR-5 entwickelt, da der erste seiner Art auf dem Gelände der Chalk River Laboratories in Ontario errichtet werden und frühestens ab 2023 betrieben werden soll. Hinter dem Konzept verbirgt sich ein HTGR mit dem vom TRISO ausgehend weiterentwickelten FCM-Brennstoff. Die Kühlung geschieht hier durch Helium im primären Kreislauf, das seine Wärme dann auf geschmolzenes Salz in einem sekundären Kreislauf überträgt. Von hier aus wird sie auf Wasser übertragen, das als Dampf in der Folge eine Turbine antreibt.

RAPID und RAPID-L sind zwei Konzepte der gleichen Entwickler, wobei ersterer in Entwicklungsländern, auf Inseln und in Bergwerken in Wüstengebieten zum Einsatz kommen soll, während letzterer für den Einsatz auf dem Mond konzipiert ist. Eine Besonderheit beider Konzepte ist die Steuerung der Reaktivität durch Absorber mit flüssigem Lithium, das nach Bedarf durch verschiedene passive Systeme in den Kern gelangt oder aus diesem entfernt wird, um den Reaktor anzufahren, abzuschalten und die Reaktivität zu regulieren. Die primäre Kühlung geschieht bei beiden durch Alkalimetalle: beim RAPID durch Natrium, beim RAPID-L durch Lithium. An thermoelektrischen Generatoren wird aus der Wärme elektrische Energie erzeugt und überschüssige Wärme wird zuletzt beim RAPID über einen Wasserkreislauf mit Trockenkühlturm, beim RAPID-L über Cesium-Wärmerohre und Radiatorplatten abgeführt.

ELENA ist ein Konzept eines Druckwasserreaktors, der hauptsächlich kleine Siedlungen mit Fernwärme versorgen soll. Die geringe Menge elektrischer Energie, die produziert wird, soll zunächst den Eigenbedarf decken und ggf. auch Einrichtungen, wie z. B. Krankenhäuser versorgen, die auf eine besonders zuverlässige Stromzufuhr angewiesen sind. Auch die Möglichkeit zur Meerwasserentsalzung ist hier vorgesehen. Zur Kühlung dient bei diesem Konzept Wasser in einem primären und einem sekundären Kreislauf. Über ein thermoelektrisches Element zur Stromerzeugung und einen dritten Kreislauf mit Wasser oder Ethanol wird die Wärme letztendlich zu einem vierten Kreislauf übertragen, der sie zu den Verbrauchern bringt. Das Projekt befindet sich in der Phase des konzeptionellen Designs.

Ein weiteres Konzept auf Basis eines Druckwasserreaktors ist der ABV-6E, der sowohl schwimmend auf einem Lastkahn als auch feststehend an Land zum Einsatz kommen soll, um abgelegene Küstengebiete und schwer zugängliche Gegenden an Land zu versorgen. Hier wird die Wärme vom Wasser im ersten Kreislauf genutzt, um im sekundären Kreislauf Wasserdampf zu erzeugen, der eine Turbine zur Stromerzeugung antreibt. Die Entwicklung ist hier abgeschlossen, eine Lizenz fehlt bislang.

Angstrom ist ein weiteres LMFR-Konzept, das ebenfalls die klassischen Aufgabengebiete eines Mikroreaktors abdecken soll. Hier wird die Wärme primär durch eine eutektische Blei-Bismut-Legierung abgeführt und zur Erzeugung von Wasserdampf genutzt, der wiederum dem Antrieb einer Turbine dient. Der Status wird hier als detailed Design angegeben.

Der Reaktor „Aurora Powerhouse“ ist ein Mikroreaktor, der ebenfalls den Einsatz von Wärmerohren zum Transport der Wärme aus dem Reaktorkern vorsieht. Der Reaktor mit einer Leistung von 4 MWth bzw. 1,5 MWe und einem schnellen Neutronenspektrum soll über die gesamte Betriebsdauer von 20 Jahren mit einer einzigen Brennstoffladung auskommen. Im März 2020 wurden die Unterlagen zur Beantragung einer kombinierten Bau- und Betriebsgenehmigung der ersten Aurora Anlage auf dem Gelände der Idaho National Laboratories (INL) in Idaho für eine Betriebsdauer von 20 Jahren eingereicht.

In Tab. 4.2 sind einige Daten der beschriebenen Reaktorkonzepte zusammengefasst.

**Tab. 4.2** Überblick über die vorgestellten Mikroreaktor-Konzepte

Name	Firma	Leistung [MW <sub>e</sub> ]	Typ	Primäres Kühlmittel	Brennstoff	Anreicherung [%]	Betrieb bis BE-Wechsel [Jahre]	Status / Einsatz geplant ab
eVinci	Westinghouse	0,2	Wärmerohr	Natrium	UO <sub>2</sub> oder UN	19,5	10	TRL 5 / 2025
U-Battery	URENCO	4	HTGR	Helium	UO <sub>2</sub> (TRISO)	19,75	5	Konzeptentwicklung / 2026
SEALER-Arctic	LeadCold Reactors	3-10	LMFR	Blei	UO <sub>2</sub>	19,9	10-30	VDR Phase 1
MMR-5	USNC	5	HTGR	Helium	UO <sub>2</sub> (FCM)	9-12	20	VDR Phase 1 abgeschlossen / 2023
RAPID	CRIEPI	1	LMFR	Natrium	U-Pu-Zr	40-50	10	k. A.
RAPID-L	CRIEPI	0,2	LMFR	Lithium	UN	14-19	10	k. A.
ELENA	NRC Kurchatov Institut	0,068	PWR	H <sub>2</sub> O	UO <sub>2</sub>	15,2	25	Konzept Design
ABV-6E	Afrikantov OKBM	6-9	PWR	H <sub>2</sub> O	UO <sub>2</sub> (CerMet)	<20	10-12	Design fertiggestellt
Angstrom	OKB Hidropress	6	LMFR	Blei-Bismut	UO <sub>2</sub>	26	10-15	Detailed Design
Aurora Powerhouse	Oklo Power	1,5	Wärmerohr	Kalium	UZr	< 20	20	Bau-/Betriebsgenehmigung beantragt / 2022-2024



Darüber hinaus existieren noch weitere neue Konzepte für Mikroreaktoren. Hierzu gehören der KAIST-MMR, ein in Korea entwickelter und mit superkritischem CO<sub>2</sub> gekühlter Reaktor, MoveluX™, ein japanisches Konzept mit CaH<sub>2</sub>-Moderator und Wärmeableitung über Wärmerohre, Oklo, ein weitgehend unveröffentlichtes Konzept aus den USA und VSLIM, ein ebenfalls aus den USA stammendes Konzept eines natriumgekühlten schnellen Reaktors.

Gemeinsam ist allen vorgestellten Reaktorkonzepten der angestrebte Einsatz zur Energieversorgung in abgelegenen und schwer zugänglichen Gegenden, wobei in Einzelheiten der möglichen Anwendungen von Konzept zu Konzept unterschiedliche Schwerpunkte gesetzt werden. Um den vorgesehenen Einsatz zu ermöglichen sehen alle Konzepte eine kompakte, modulare Bauweise der Anlagen sowie passiv funktionierende Sicherheitseinrichtungen und eine lange (meist 10 Jahre oder mehr) Laufzeit ohne Brennelementwechsel vor. Ebenso gemeinsam ist allen Entwicklungen, die Systeme so zu gestalten, dass nur ein sehr geringer Wartungsaufwand entstehen soll. Unterschiede zwischen den einzelnen Konzepten bestehen bezüglich der zugrunde gelegten Reaktortypen, der eingesetzten Kühlmittel sowie der Art und Anreicherung des Brennstoffs. Auch zur Realisierung der passiven Sicherheit gibt es unterschiedliche Entwicklungsansätze.

#### **4.5.5 Cogeneration Anwendungen von SMR**

Die kombinierte Bereitstellung von Strom und nutzbarer Wärme durch Kernkraftwerke – im englischsprachigen Raum als cogeneration bezeichnet – bietet Möglichkeiten den Wirkungsgrad eines Kraftwerks von ca. 30 % bei alleiniger Stromerzeugung auf bis zu über 80 % zu steigern und damit die Ausnutzung des Brennstoffs zu optimieren und die zur Verfügung stehende Leistungskapazität effizienter zu nutzen.

Für solche Anwendungen werden insbesondere die Versorgung mit Fernwärme bzw. Fernkälte, die Entsalzung von Meerwasser zur Deckung des Trink- und Betriebswasserbedarfs, Prozesse der Wasserstoffherstellung und weitere industrielle Anwendungen ins Auge gefasst. Im Folgenden werden einen Überblick über die jeweiligen aktuell angewandten Herstellungsverfahren gegeben, Beispiele für nukleare Anlagen beschrieben, mit denen bereits Erfahrungen mit Cogeneration Anwendungen gesammelt wurden, und auf weltweite Forschungs- und Entwicklungsprojekte zu den jeweiligen Bereichen eingegangen.

Die Kopplung eines Kernkraftwerks an eine industrielle Anlage stellt besondere Anforderungen an die Sicherheit beider Anlagen, da immer auch Wechselwirkungen zwischen den Anlagen beachtet werden müssen, nicht zuletzt, da eine Optimierung zwischen möglichst geringem Abstand beider Anlagen zur Minimierung der Wärmeverluste und dem erforderlichen Sicherheitsabstand angestrebt wird.

Für eine weitere Verbreitung von nuklearen Kraftwerken mit Kraft-Wärme-Kopplung ist noch weitere Forschungs- und Entwicklungsarbeit erforderlich. Dies betrifft viele Bereiche, sowohl der Reaktortechnologien selbst, als auch der Produktionsprozesse und Nutzung von Wasserstoff sowie der Materialwissenschaft und möglicher Auswirkungen auf die Umwelt, besonders bei der Meerwasserentsalzung.

Um den Umstand zu beschreiben, dass ein Kernkraftwerk abseits der Erzeugung elektrischer Energie verschiedenen Zwecken dient, werden die Anwendungen in der englischsprachigen Literatur mit den Begriffen „multipurpose“, „non-electric“ oder „cogeneration“ beschrieben. Dabei wird multipurpose gewöhnlich im Zusammenhang mit Forschungsreaktoren verwendet, die eine Vielzahl möglicher Anwendungen bieten. Dazu gehören beispielsweise die Produktion von Radioisotopen, die in Medizin und Industrie benötigt werden, die Funktion als Neutronenquelle für Materialforschung und -analyse, sowie die Dotierung von Silizium. Unter non-electric versteht man dem Wort nach jeden Verwendungszweck, der nicht die Erzeugung von Strom zum Ziel hat. Darunter würde dann auch der Einsatz von nuklearen Reaktoren zum Antrieb von U-Booten und Schiffen fallen. Das Thema dieses Berichts wird am besten durch den Begriff cogeneration beschrieben, der explizit die kombinierte Erzeugung von elektrischer Energie und nutzbarer Wärme im Sinne einer Kraft-Wärme-Kopplung meint.

Bei der kombinierten Erzeugung von elektrischer Energie und nutzbarer Wärme im Sinne einer Kraft-Wärme-Kopplung, am besten durch den Begriff cogeneration beschrieben, wird die Wärme meist im Bereich der Turbinen in Form von Dampf abgezweigt und über weitere Wärmetauscher dem Wärme verbrauchenden Prozess zugeführt. Dadurch wird die elektrische Leistung des Kraftwerks etwas vermindert. Alternativ oder auch zusätzlich kann die nach der Nutzung zur Stromerzeugung noch immer relevante Restwärme genutzt werden, die ansonsten ungenutzt an die finale Wärmesenke abgeführt würde. Je nachdem, wie hoch die zur Verfügung stehende Temperatur ist, kommen unterschiedliche Prozesse zur Kopplung an das Kraftwerk in Frage. Für die Versorgung eines Fernwärmeheiznetzwerks reichen relativ geringe Temperaturen aus. Einen etwas höheren Wärmebedarf haben thermische Prozesse der Meerwasserentsalzung. Mit hohen

Temperaturen lassen sich zahlreiche industrielle Prozesse, wie zum Beispiel die Wasserstoffproduktion, versorgen. Somit hängt die Auswahl geeigneter Prozesse auch vom vorhandenen Reaktortyp ab. Während die derzeit verbreitet als Leistungsreaktoren eingesetzten Druckwasserreaktoren Temperaturen bis knapp über 300°C bereitstellen können, wären einige in Entwicklung befindliche Hochtemperaturreaktoren in der Lage industrielle Prozesse mit bis zu 900°C zu versorgen. Auch kleine, modulare Reaktoren (SMR) bieten sich für kombinierte Anwendungen an. SMR-Konzepte, die sich derzeit an vielen Stellen in der Entwicklung befinden, basieren auf unterschiedlichen Reaktortypen (PWR, MSR, HTGR, LMFR etc.) und könnten somit prinzipiell jeden der genannten Einsatzbereiche abdecken. Zudem können die fortschrittlichen Sicherheitskonzepte der SMR mit einem großen Anteil passiver Sicherheitseinrichtungen und kleinen Notfallplanungszonen die Möglichkeit bieten, solche Reaktoren besonders nah an der zu versorgenden Anlage zu platzieren. Daher werden Überlegungen zu Cogeneration Anwendungen der SMR oftmals bereits in frühen Phasen der Konzeptentwicklung mit einbezogen.

Die Kopplung nuklearer Kraftwerke an weitere industrielle Prozesse kann einige Vorteile bieten. So wird durch die Nutzung der (Ab)wärme die Effizienz der Anlage und die Ausnutzung des Energieträgers gesteigert. Mit der Stromproduktion allein lässt sich in einem Kernkraftwerk ein Wirkungsgrad von etwa 30 % erreichen. Durch die zusätzliche Kopplung an einen wärmeverbrauchenden Prozess lässt sich der Wirkungsgrad auf bis über 80 % steigern. Dadurch wird auch die in die Umwelt abgeführte Wärmemenge vermindert, sodass weniger Kühlwasser benötigt und beispielsweise ein für die Kühlung eingebundener Fluss durch den geringeren Wärmeeintrag weniger belastet wird. Werden auf fossilen Energieträgern basierende bestehende Heizkraftwerke durch nukleare Anlagen ersetzt, wird dadurch die Abhängigkeit von fossilen Brennstoffen reduziert. Dies kann einerseits angesichts einer drohenden Knappheit dieser Ressource, andererseits auch hinsichtlich politischer Aspekte von Bedeutung sein. Insbesondere in einigen Regionen Chinas ist auch die Verbesserung der Luftqualität durch verminderte Feinstaubemissionen ein relevantes Argument für den Einsatz nuklearer Kraftwerke anstelle von Kohlekraftwerken für Cogeneration Anwendungen. Die Kopplung eines Kernkraftwerks an einen industriellen Prozess, wie z. B. die Meerwasserentsalzung, kann auch eine erhöhte Flexibilität bedeuten. So kann ein wechselnder Strombedarf im Netz durch Variation der Menge des entsalzten Wassers kompensiert werden. Im Unterschied zur Elektrizität kann im Überschuss produziertes Süßwasser gut gespeichert werden.

Im Rahmen des Vorhabens wurde ein Überblick erstellt über die derzeit angewendeten und für zukünftige Anwendung in der Entwicklung befindliche Verfahren und Möglich-

keiten bezüglich der Kopplung an nukleare Anlagen, der existierende Beispiele aufführt, die Auswirkungen solcher kombinierter Nutzungsmöglichkeiten auf die Sicherheit der beteiligten Anlagen erläutert und gegenwärtig noch offene Fragestellungen bzw. noch zu leistende Entwicklungsarbeit zur der Implementierung von nuklearen Cogeneration Anlagen benennt.

Für die kombinierte Erzeugung von elektrischer Energie und nutzbarer Wärme mit Hilfe von Kernkraftwerken lässt sich prinzipiell jeder Reaktortyp nutzen, sofern die Betriebstemperatur des Reaktors zum Wärmebedarf des angekoppelten Prozesses passt. Insbesondere Meerwasserentsalzungsanlagen und Fernwärmenetzwerke sind schon heute des Öfteren an Kernkraftwerke gekoppelt. In die Wasserstoffproduktion mit Hilfe nuklearer Prozesswärme wird einige Forschungs- und Entwicklungsarbeit investiert, da sie als vielversprechende Technologie für eine vermehrt auf Wasserstoff basierende Energiewirtschaft angesehen wird. Daneben gibt es Beispiele für weitere industrielle Prozesse, insbesondere aus der (petro-)chemischen und Papierindustrie, Landwirtschaft und tertiären Ölgewinnung, die an nukleare Anlagen gekoppelt werden können.

Wasserstoff ist für viele chemische Prozesse von großer Bedeutung und könnte in Zukunft als Energieträger noch weiter an Bedeutung gewinnen. Da er natürlicherweise aber nur in verschiedenen Molekülen gebunden vorkommt, bedarf es energieintensiver Verfahren zur Herstellung reinen Wasserstoffs. Heutzutage werden dafür die Dampfreformierung leichter Kohlenwasserstoffe, partielle Oxidation und Kohlevergasung sowie die Elektrolyse von Wasser angewendet. Die derzeitige Forschung gilt insbesondere der Hochtemperaturdampfelektrolyse (HTSE) und thermochemischen Zyklen zur Gewinnung von Wasserstoff aus Wasser. Da für diese Prozesse im Allgemeinen sehr hohe Temperaturen erforderlich sind, eignen sich besonders die verschiedenen Hochtemperaturreaktoren zur Bereitstellung der benötigten Prozesswärme. Bereits in den 70er und 80er Jahren gab es diesbezüglich Forschungsprojekte in Deutschland. Aktuelle Projekte zur HTSE, Dampfreformierung und thermochemischen Zyklen in Verbindung mit HTGR und LMFR sind in China und Japan angesiedelt und auch in Kanada, Indien, Italien, Frankreich, Deutschland, den USA und Südkorea wird Forschungsarbeit zu einzelnen Komponenten und Aspekten der nuklearen Wasserstoffproduktion geleistet.

Die Entsalzung von Meerwasser stellt ein probates Mittel gegen das Problem der Trinkwasserknappheit dar, das sich in Gegenden mit aridem Klima angesichts wachsender Bevölkerungszahlen in Zukunft weiter verschärfen kann. Heutzutage werden zur Entsalzung das membranbasierte Verfahren der Umkehrosmose und die auf Destillation

basierenden Verfahren der Multi-Effekt-Destillation (MED) und mehrstufigen Entspannungsverdampfung (MSF) angewandt. Die Energie dazu wird in den meisten Fällen aus der Verbrennung von Kohle oder Gas bezogen. Zur Schonung der Anlagen und zur Aufbereitung des Destillats zur Nutzung als Trinkwasser sind chemische Vor- und Nachbehandlungsschritte erforderlich. Ein gewisses Potential für die zukünftige Nutzung in der Meerwasserentsalzung wird der Elektrodialyse, der Membrandestillation und der Entsalzung per Ionenkraft beigemessen, an denen derzeit geforscht wird. Als eher ineffizient hat sich dagegen das Gefrierverfahren erwiesen. Da für die Meerwasserentsalzung vergleichsweise geringe Temperaturen ausreichen, sind viele Reaktortypen prinzipiell für diesen Einsatzzweck geeignet. Werden membran- und destillationsbasierte Verfahren zugleich an eine Anlage gekoppelt, spricht man von einer Hybridanlage. Mit dieser Konstellation kann die Effizienz der Gesamtanlage weiter gesteigert werden. Erfahrungen mit dem Betrieb von an nukleare Anlagen gekoppelten Meerwasserentsalzungsanlagen gibt es aus Aktau (Kasachstan, betrieben 1972 bis 1999), verschiedenen Orten in Japan (DWR mit MSF oder MED, teils als Hybrid), Südkorea (DWR mit MED für den Eigenbedarf des Kraftwerks), Indien (PHWR mit MSF/RO-Hybrid), Russland (MED und RO an diversen Kernkraftwerken), Pakistan (PHWR mit MED) und China. Konkrete Pläne für weitere derartige Anlagen gibt es in Ägypten und Interesse an nuklearer Meerwasserentsalzung wird auch in Saudi-Arabien und Südafrika bekundet.

Die meisten Fernwärmenetze werden heutzutage mit Hilfe fossiler Brennstoffe betrieben. Beispiele für die Kopplung von Fernwärmenetzen an Kernkraftwerke existieren insbesondere in Russland und der Schweiz, aber auch in der Tschechischen Republik, wo der Ausbau der bestehenden Netze geplant ist. In China ist die Etablierung der nuklearen Fernwärme geplant.

Für die Sicherheit von Cogeneration Anlagen ist zu beachten, dass über die für jeden Anlagenteil für sich vorgesehenen Sicherheitseinrichtungen noch weitere durch mögliche Wechselwirkungen zwischen den Anlagenteilen erforderlich werden können. Gefahren, die zu bedenken sind, ergeben sich dabei jeweils aus den durchgeführten Prozessen und den beteiligten Substanzen. Dazu können unter anderem eine erhöhte Gefahr von Bränden, Explosionen, thermischen Wechselwirkungen zwischen den Anlagen, Kontamination des Endprodukts mit radioaktiven Substanzen oder des Primärkreises mit Prozesschemikalien, Korrosion und Ablagerungen an Komponenten gehören. Kontaminationen wird durch den Einsatz mehrerer Barrieren (Wärmetauscher, Zwischenkreise, Druckunterschiede) entgegengewirkt. Die Einhaltung von Sicherheitsabständen und strategisch günstige Positionierung und Ausstattung von Gebäuden können die Gefahr

von Beschädigungen bei Bränden, Explosionen und die Gefährdung von Personen bei einem Austritt giftiger Stoffe vermindern. Des Weiteren sollten Pläne zur Warnung, zur Information, zum Schutz und zur Evakuierung von Mitarbeitern beider Anlagenteile sowie der Bevölkerung im relevanten Umkreis für den Fall eines Unfalls in jedem der Anlagenteile erstellt werden.

Wie die angeführten Beispiele zeigen, ist es durchaus eine Option, nukleare Kraftwerke für Cogeneration Anwendungen einzubinden. Für die Zukunft besteht allerdings in einigen Punkten noch weiterer Entwicklungsbedarf und einige Fragen bedürfen noch der Klärung. Dazu gehören die zukünftige Entwicklung der Wasserstoffherstellung und -nutzung, die Weiterentwicklung der Reaktorkonzepte (besonders Hochtemperaturreaktoren und SMR), Fragen der Genehmigung innovativer Reaktordesigns, und die Identifikation potentieller neuer Standorte für Cogeneration Anlagen.

#### **4.6 Erweiterung und Dokumentation der Erkenntnisse zu neuen russischen Reaktoren**

Zielstellung der in diesem Arbeitspunkt durchgeführten Arbeiten waren die Überarbeitung und Erweiterung der in den Vorgängervorhaben erstellten Konzeptbeschreibung für AES-2006 sowie die Auswertung, Systematisierung sowie Dokumentation der verfügbaren technischen Informationen zu neuen russischen Reaktoren auf den entsprechenden Wissensseiten.

##### **4.6.1 Anlagenbeschreibung AES-2006 mit WWER-1200/W-491**

Im Rahmen dieses Arbeitspunktes wurden neu verfügbaren Unterlagen und vorhandene Informationen zum Konzept AES-2006, insbesondere der vorläufige Sicherheitsbericht (PSAR) für das KKW Baltiiskaya, ausgewertet und eine ausführliche Beschreibung in Form einer technischen Notiz erstellt /GAV 20/.

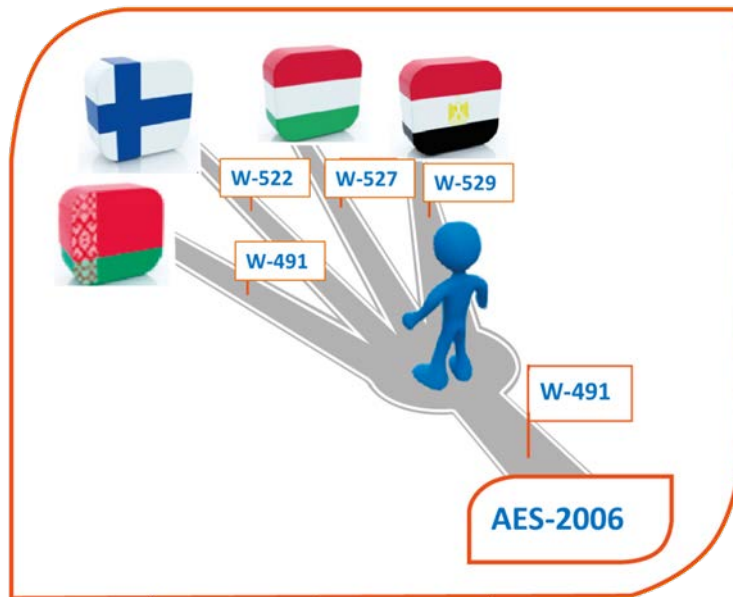
Ein besonderes Merkmal des Konzepts AES-2006 ist das Vorhandensein von zwei unterschiedlichen Baulinien unter dem gleichen Namen: Der Baulinie WWER-1200/W-392M und der Baulinie WWER-1200/W-491. Obwohl diese beiden Baulinien viele identische Elemente aufweisen, unterscheiden sie sich sowohl im Aufbau, in der Anordnung und der Zusammensetzung der Sicherheitssysteme als auch in der Umsetzung der baulichen Maßnahmen. Einerseits gibt es Unterschiede in der Konstruktion der Gebäude, andererseits werden unterschiedliche Bautechniken angewandt.

Als Basis für die Beschreibung wurde der Reaktortyp W-491 betrachtet, der im KKW Leningrad-2, im KKW Belarus und in angepasster Form in den KKW Hanhikivi (Finnland) und Paks (Ungarn) realisiert wird bzw. realisiert werden soll. Die technische Notiz enthält allgemeine Information zum Projekt AES-2006, charakteristische Merkmale der Reaktoranlage WWER-1200/W-491 sowie eine Beschreibung der Hauptkomponenten des Primär- und Sekundärkreislaufs. Der inhaltliche Schwerpunkt liegt dabei auf der technischen Beschreibung des Sicherheitskonzepts und der Auslegungsgrundsätze der aktiven als auch der passiven Sicherheitssysteme.

Der AES-2006 ist gegenwärtig das wichtigste Design für die Beteiligung an Ausschreibungen auf dem internationalen Markt. Die länderspezifischen Auslegungen des AES-2006 zeigen jeweils die Anpassung an die individuellen Anforderungen der Kunden auf, vor allem bezüglich:

- der Klassifizierung von Systemen und Einrichtungen;
- des Sicherheitskonzepts, der Ebenen des Defense-in-Depth-Schutzkonzeptes;
- des Maßes der Anpassung an die nationalen Anforderungen, sofern diese den Standards und Regeln der Russischen Föderation nicht entsprechen;
- der Auswahl von Werkstoffen;
- der Ansätze zur Sicherheitsanalyse und Ereignisklassifizierungen;
- der auslegungsgemäßen Betriebsdauer von Ausrüstungen;
- der Anforderungen an den Brennstoff des Projekts (Brennstoffart, Brennstoffkreislauf);
- der Anforderungen an die Manövrierfähigkeit/Fahrweise der Reaktoranlage;
- der Standortgegebenheiten.

Bei der Erstellung der technischen Notiz wurden widersprüchliche Angaben in verschiedenen Quellen identifiziert, die in weiteren Arbeiten nach Möglichkeit geklärt werden sollten. Außerdem sind verschiedene Unklarheiten zu konzeptionellen Fragen aufgetreten, beispielsweise zur Vermaschung von betrieblichen und sicherheitsrelevanten Funktionen. Dieses und weitere Themen wurden in einem Arbeitspapier dokumentiert, welches als Basis für weitführende Analysen benutzt werden kann.



**Abb. 4.4** Länderspezifische Auslegungen von AES-2006 Anlagen

#### **4.6.2 Weiterentwicklung der Wissensbasis zu neuen russischen Reaktoren**

Zusätzlich zu Arbeiten zur Informationsverfolgung und -aufbereitung für die Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ wurden in diesem Arbeitspunkt die Arbeiten zur Weiterentwicklung der Wissensbasis zu neuen russischen Reaktoren fortgeführt, die als weiterführende Informationen die WB „NuSi Ausland“ ergänzt. 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.

So wurde z.B. zur Verfolgung und Sammlung der Information zur Reaktoranlage vom Typ RITM-200 eine neue Seite angelegt. Der RITM-200 ist ein Druckwasserreaktor in Integralbauweise mit einer thermischen Leistung von 175 MW (50 MWe). Die RITM-200-Anlagen werden als Antrieb für die Atomeisbrecher der neuen Generation vom Typ LK-60 eingesetzt. Der Prototyp dieser Eisbrecher mit dem Namen „Arktika“ wird gegenwärtig in Betrieb genommen. Der Reaktor hat einen Regelbereich von 100%-10%-100% und soll Brennstoffzyklen von bis zu sechs Jahren erreichen können. Brennstoff soll Uran mit einer Anreicherung von <20% U-235 sein. Der RITM-200 ist auch für den Einsatz in schwimmenden KKW konzipiert. Beim landbasierten SMR-Konzept sollen zwei modularen Kraftwerkseinheiten mit jeweils einem RITM-200 an einem Standort errichtet werden,



die eine elektrische Gesamtleistung von 2x50 MW erzeugen können. Eine Erweiterung um beliebig viele Einheiten bis zur elektrischen Leistung ist generell möglich. Rosatom plant den Bau von zwei stationären KKW mit RITM-200-Anlagen und rechnet mit Baubeginn im Jahr 2024. Mögliche Standorte liegen in den Regionen Tscheljabinsk (Süd-Ural) und Jakutien (nordöstlicher Teil des Russlands). Mit dem Konzept möchte ROSATOM künftig aktiv auf dem internationalen SMR-Markt mitspielen und damit auch für Länder interessant werden, die für die bisherigen großen russischen Reaktoreinheiten keine Kapazitäten hatten.

Zudem wurden die Informationen auf den bereits in Vorläufervorhaben erstellten Seiten zu neuen russischen Reaktoren aktualisiert und fortgeschrieben. Das betrifft z. B. WWER-600, WWER-S, WWER-SKD, KLT-40S, WBER-600, BN-800/1200, SWBR-100 und BREST-OD-300.

Von einer Arbeitsgruppe mit führenden Experten von Rosenergoatom, Kurtschatow-Institut, Atomstroyexport, OKB Gidropress, OKBM Nischni Nowgorod, VNIIAES und IBRAE bestand, wurde Ende 2017 - Anfang 2018 ein Programm zur Weiterentwicklung der WWER-Technologie erarbeitet. Im Programm wurden folgende Entwicklungsrichtungen für die WWER-Technologie festgelegt:

#### **Kurzfristige Perspektive**

- Aktualisierung des WWER-TOI-Basisprojekts;
- Verbesserung/Weiterentwicklung der existierenden WWER-Technologie, um die Wettbewerbsfähigkeit auf dem Weltmarkt zu erhalten.

#### **Mittelfristige Perspektive (10 Jahre)**

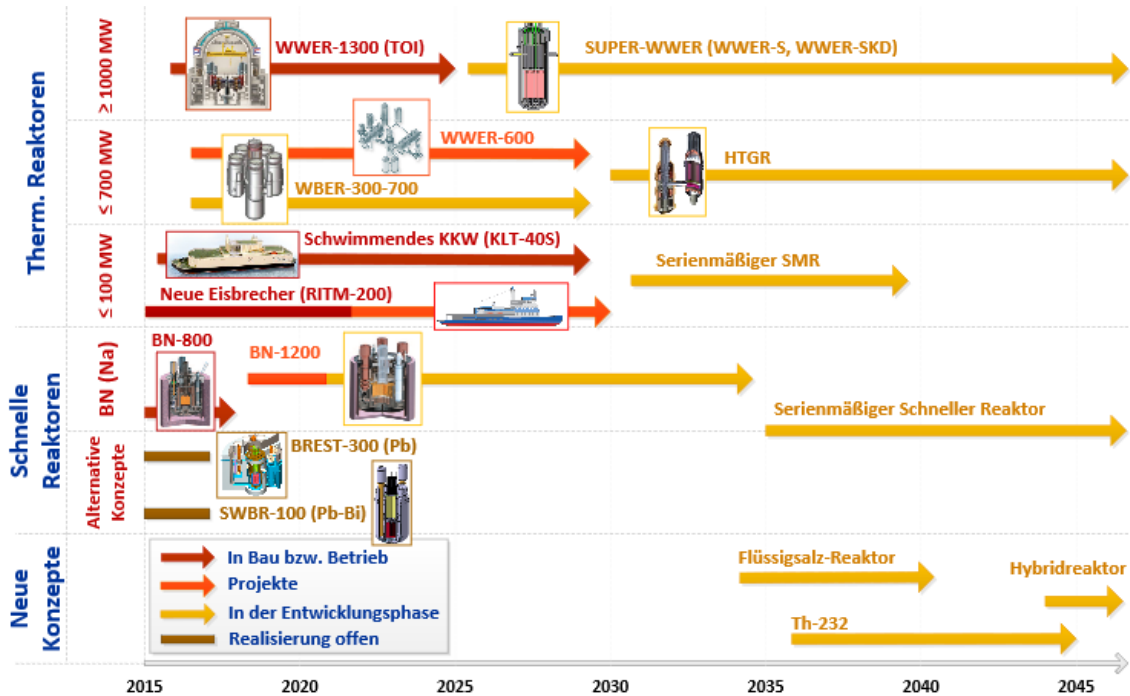
- Durchführung von Studien und Experimenten, die den Einsatz vom MOX-Brennstoff in WWER-TOI-Anlagen ermöglichen;
- Entwicklung einer WWER-Anlage mit Spektral-Regelung (WWER-S);
- Entwicklung von Kernanlagen mittlerer (600 MW) und kleiner (200 MW) Leistung.

#### **Langfristige Perspektive (20 Jahre)**

- Entwicklung eines Druckwasserreaktors mit überkritischem Druck des Kühlmittels (WWER-SKD).

Vom OKBM Nischni Nowgorod wurde ein kompakter Druckwasserreaktor vom Typ WBER entwickelt, der auf den Erfahrungen von Kernreaktoren für Schiffsantriebe beruht.

Unter Verwendung standardisierter Lösungen erlaubt die WBER-Reaktortechnologie die Errichtung von Anlagen in einem Leistungsbereich von 100 bis 700 MWel, die in kleineren Energiesystemen oder auch in Meerwasserentsalzungsanlagen zum Einsatz kommen könnten.



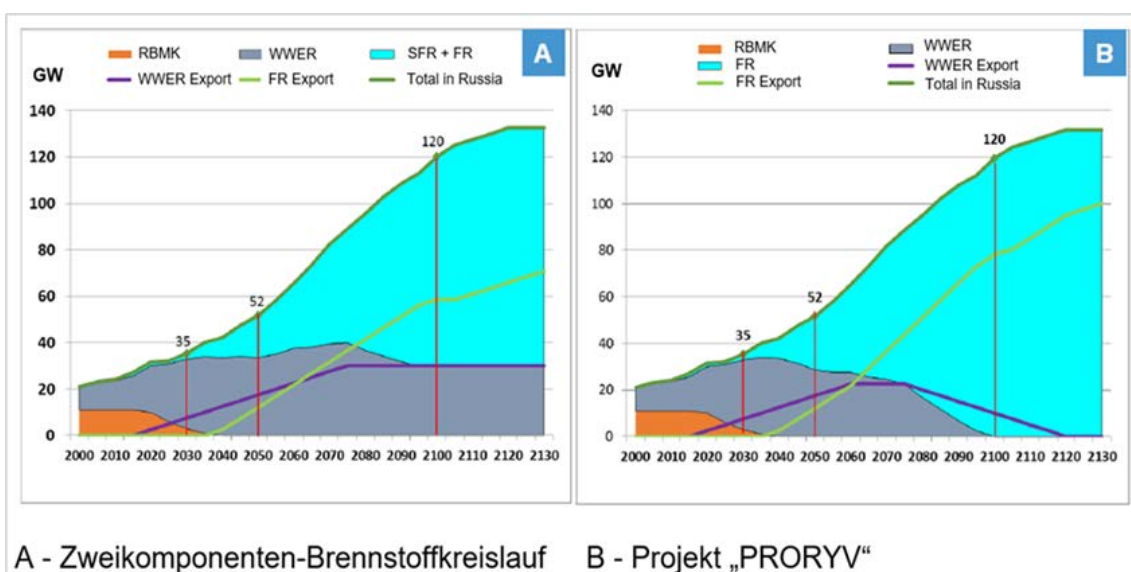
**Abb. 4.5** Roadmap zur Realisierung kerntechnischer Technologien in Russland (Quelle: Kurtschatow-Institut, 2018)

Am 19. Dezember 2019 erfolgte am Standort Pewek (Tschukotka) die erste Netzschaltung des schwimmenden Kernkraftwerkes „Akademik Lomonossow“ mit zwei kompakten Druckwasserreaktoren vom Typ KLT-40S, dessen Aufgabe darin besteht, technische Lösungen für Kernanlagen kleiner Leistung bei der Erschließung der Arktis und des hohen Nordens zu testen.

Im Jahr 2017 wurde das Programm zur Entwicklung der nuklearen Eisbrecherflotte auf Basis der DWR-Technologie präzisiert. Russland verfügt über vier Atomeisbrecher und ein nuklear angetriebenes Frachtschiff. Gegenwärtig befinden sich drei Atomeisbrecher der neuen Generation vom Typ LK-60 im Bau, die durch Ballaständerungen einen variablen Tiefgang haben und somit sowohl in arktischen Gewässern als auch auf Polarflüsse einsetzbar sind. Ein LK-60-Atomeisbrecher wird über zwei RITM-200-Reaktoren verfügen. Gegenwärtig wird an einer Weiterentwicklung des RITM-200 (RITM-400) gearbeitet, der als Antrieb für künftige Eisbrecher vom Typ „Leader“ gedacht ist.

Russland beabsichtigt in seiner Nuklearstrategie den Übergang zu einem geschlossenen Brennstoffkreislauf. Ein wesentlicher Punkt für diese Entscheidung ist der erfolgreiche Betrieb der natriumgekühlten schnellen Brutreaktoren zur Energieerzeugung im industriellen Maßstab in den letzten Jahrzehnten sowie die Inbetriebnahme eines neuen schnellen Brutreaktors vom Typ BN-800 im Jahre 2015. Mit dem geschlossenen Brennstoffkreislauf verfolgt Russland das Ziel, eine möglichst vollständige Ausnutzung der vorhandenen Kernbrennstoffe sowie eine Reduzierung der beim Betrieb der kerntechnischen Anlagen und bei der Wiederaufarbeitung entstehenden radioaktiven Abfälle zu erreichen. Gegenwärtig gibt es in Russland zwei Konzepte für die Umsetzung des geschlossenen Brennstoffkreislaufs, die sich hauptsächlich durch die Rolle der WWER-Reaktoren in einer langfristigen Strategie unterscheiden. In einem Konzept des Brennstoffkreislaufes, der im Ergebnis der Arbeiten im Projekt „PRORYV“ (auf Deutsch: Durchbruch) geschaffen werden könnte, sollen ausschließlich schnelle Reaktoren zum Einsatz kommen. Das andere Konzept sieht die Entwicklung einer Zwei-Komponenten-Kernenergiewirtschaft auf der Basis von thermischen und schnellen Reaktoren vor.

Anfang 2018 beschloss das Präsidium des wissenschaftlich-technischen Rates von Rosatom eine Strategie zur Entwicklung der Kernenergie in Russland bis 2100 auf der Basis des geschlossenen Zweikomponenten-Brennstoffkreislaufes. Allerdings gibt es noch eine breite Diskussion um die Fragen zur Auswahl der Technologie der schnellen Reaktoren (natriumgekühlter BN-1200 oder bleigekühlter BREST-1200), des Brennstoffes (MOX, REMIX oder Nitrid) sowie zur Weiterentwicklung der WWER-Technologie in der langfristigen Perspektive.



**Abb. 4.6** Mögliche Entwicklung der Kernenergie in Russland bis 2130 nach Reaktortypen

Das OKBM arbeitet gegenwärtig an einem natriumgekühlten schnellen Reaktor, der nach Aussagen der Entwickler die Sicherheitsstandards der Generation IV erfüllen soll. Das Ziel des Projektes ist die Entwicklung eines fortschrittlichen, sicherheitstechnisch verbesserten und konkurrenzfähigen schnellen Brutreaktors vom Typ BN-1200. Der BN-1200 ist sowohl für den Einsatz von MOX-Brennelementen als auch von einem neuen Brennelementtyp mit hochdichtem SNUP-Brennstoff (gemischter Uran-Plutonium-Nitrid-Brennstoff) geeignet. Außerdem könnten mit diesem Reaktortyp langlebige Spaltprodukte umgewandelt (Transmutation) und damit der Umfang an langlebigen radioaktiven Abfällen erheblich reduziert werden.

In einer fortgeschrittenen Entwicklungsphase befinden sich zwei weitere Konzepte mit flüssigmetallgekühlten Reaktoren (BREST-OD-300 und SWBR-100). Die Reaktoranlage BREST-OD-300 ist ein innovativer bleigekühlter schneller Reaktor mit inhärenter Sicherheit, der den Standards eines Generation-IV-Reaktors entspricht. Die Reaktoranlage SWBR-100 ist ein innovativer modularer Blei-Wismut-gekühlter schneller Reaktor, der auf den Erfahrungen von Kernreaktoren für den U-Boot-Antrieb beruht. Die Entwicklung des modularen SWBR-100 wurde wegen explodierender Kostenschätzungen vorerst unterbrochen.

Daneben werden in Russland eine Reihe von Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu zukunftsweisenden Reaktortechnologien wie Hybridreaktoren, Flüssigsalzreaktoren oder Hochtemperaturreaktoren durchgeführt, die sich in verschiedenen Entwicklungsstadien befinden. So hat das Kurtschatow-Institut zum Beispiel angekündigt, dass die russischen Forscher bereits seit 2013 an einem Projekt für den Bau eines Hybridreaktors arbeiten. In einem Hybridreaktor werden die schnellen Neutronen, die bei einer Kernfusion freigesetzt werden, genutzt, um Kernspaltungsprozesse einzuleiten und so weitere Energie freizusetzen. Es ist geplant bis 2023 eine Fusionsneutronenquelle zu entwickeln und in Betrieb zu nehmen und bis 2050 eine Demonstrationsanlage mit einem Hybridreaktor zu errichten.

#### **4.7 ENSREG Peer Review Mission zum Stresstest Report der belarussischen Aufsichtsbehörde**

Im Rahmen dieses Arbeitspakets beteiligte sich die GRS im Vorhabenzeitraum an der ENSREG Peer Review Mission zum Nationalen Stresstest Report der belarussischen Aufsichtsbehörde für das am Standort Ostrovets im Bau befindliche Kernkraftwerk mit zwei WWER-1200/W-491. Dazu war ein GRS-Mitarbeiter im Herbst 2016 durch das

ENSREG-Sekretariat in das Peer Review Team berufen worden und dort mit der Aufgabe des Topical Rapporteur für den Topic 2 „Loss of off-site power resources and loss of ultimate heat sink“ betraut worden.

Zunächst wurde eine Erstbegutachtung des Belarussischen National Report durch den zum Peer Review Team zugehörigen GRS-Mitarbeiter. Er wurde dabei von zwei Spezialisten aus anderen Fachabteilungen unterstützt, die einen Spiegelreview der beiden Kapitel „Station Black Out“ und „Loss of Ultimate Heat Sink“ mit einer Erstbewertung der Darstellungen durchführten und Fragenkataloge zu fehlenden Informationen erstellten. Ausgehend von diesen Bewertungen und den Antworten auf die entstandenen Fragen wurde ein erster Entwurf des Kapitels „Plant Assessment Relative to Loss of Electrical Power and Loss of Ultimate Heat Sink“ des Peer Review Reports erstellt und dem ENSREG-Sekretariat zur Einarbeitung in den Entwurf des Peer Review Report übersandt.

Nach einem Preparatory Meeting des Peer Review Teams in Luxemburg bei ENSREG am 30.01.2018 fand dann die eigentliche Peer Review Mission vom 12. bis 16.03.2018 bei der belarussischen Aufsichtsbehörde Gosatomnadzor in Minsk statt. Während der Mission wurden die Aussagen aus dem National Report zu geplanten technischen und organisatorischen Vorkehrungen zur Beherrschung der oben dargelegten Ereignisse mit Vertretern der belarussischen Aufsichtsbehörde und der russischen Kraftwerkslieferanten diskutiert. Basierend auf den Diskussionsergebnissen formulierte das Peer Review Team eine Bewertung mit Maßnahmenvorschlägen. Diese fand Eingang in den Gesamtentwurf des Peer Review Reports, der auf der Mission erstellt und der belarussischen Seite zum Abschluss des Treffens vorgestellt wurde.

Über die Ergebnisse der Mission wurde ausführlich berichtet. Am 11.10.2018 erfolgte vor dem Abteilungsleiter S und dem Unterabteilungsleiter S I des BMU eine Ergebnispräsentation der Auswertung des Nationalen Berichtes sowie der Peer Review Mission. Neben dem GRS-Mitarbeiter, der beim Peer Review für den Topic 2 des Nationalen Stresstestberichts zuständig war, nahm auch der zweite deutsche Vertreter im Peer Review Team, verantwortlicher Berichtersteller für den Topic 1, an dem Gespräch teil. Dieser stellte in einer Kurzpräsentation Vorbereitung und Ablauf der Mission dar. Gemeinsam wurden die Ergebnisse der Mission für die beiden Topics und die Bedeutung der Mission für die sicherheitstechnische Beurteilung des derzeit unter Errichtung befindlichen KKW Ostrovets ausführlich dargelegt und mit den BMU Vertretern ausführlich diskutiert. Als in direkter Nähe der Außengrenze der Europäischen Union künftig betriebene

Anlage wird das Kraftwerk auch im Fokus des deutschen Interesses liegen müssen, da mögliche sicherheitstechnisch bedeutsame Vorkommnisse auch einen Einfluss auf das deutsche Staatsgebiet und die deutsche Bevölkerung haben können.

Die GRS hat einen Technischen Bericht mit der Genesis der Begutachtungsarbeiten sowie der daraus abgeleiteten Bewertung erstellt /STN 18/. Dieser Bericht enthält auch den Peer Review Report sowie alle im Verfahren verwendeten technischen und organisatorischen Dokumente.

Die Teilnahme der GRS an den ENSREG Peer Review Mission`s zur Beurteilung nationaler Stresstestberichte stellt eine hervorragende Erkenntnisquelle zur Wissenserweiterung für die GRS dar. Die bei der Auswertung der Unterlagen und bei der Teilnahme an den Peer Review Mission erlangten Informationen können dabei direkt in die Datenbasis der GRS einfließen und dort bereits vorhandene technikspezifische oder landesspezifische Erkenntnisse ergänzen.

Mitte August 2019 hat Belarus (Weißrussland) seinen Nationalen Aktionsplan (NAcP) zu den Ergebnissen des Stresstests des KKW Belarus in russischer Sprache veröffentlicht. Insgesamt sind im NAcP 23 Maßnahmen aufgeführt. Im Rahmen dieses AP wurde eine Gegenüberstellung der Ergebnisse aus dem Stresstestbericht, des Peer-Review-Berichts und der vorgelegten Maßnahmen des NAcP durchgeführt. Die vorläufige Auswertung zeigte, dass die durch das Peer Review Team empfohlenen Verbesserungsmaßnahmen mit Abweichungen in den NAcP aufgenommen wurden. So z.B. bei der NAcP-Maßnahme 21 „Vorbereitung eines Programms zur Erarbeitung und Einführung symptomorientierter Notfallprozeduren“ sind die vom Peer Review Team vorgeschlagene Empfehlungen zur Verifizierung und Validierung sowie Schulung des Kraftwerkspersonals noch vor der ersten Kernbeladungen nicht berücksichtigt worden.

Außerdem wurden Arbeiten zur Bewertung von Reaktionen der litauischen Aufsichtsbehörde VATESI zum Nationalen Aktionsplan für das KKW Ostrovets in Belarus durchgeführt. Dabei wurden mehrfach Fragenkataloge von VATESI geprüft und Positionsentwürfe erarbeitet/STN 19/.

#### **4.8 Teilnahme und Auswertung von Konferenzen zu neuen Reaktoren**

Wie bereits einleitend erwähnt erfolgte in diesem Arbeitspaket die Teilnahme an internationalen Konferenzen und an Technical Meetings der IAEO, um den aktuellen Stand von

Wissenschaft und Technik zu verfolgen. Die wichtigsten Erkenntnisse aus der Teilnahme an den Veranstaltungen wurden in Reiseberichten ausgewertet, die zusammen mit der verfügbare Konferenzdokumentation (z.B. Programm, Paper oder Handouts der Vorträge) im Konferenzbereich auf dem InfoServer zur Verfügung gestellt wurden. Nachfolgend wird eine kurze Übersicht zu den besuchten Veranstaltungen gegeben.

### **Wintermeeting der ANS (American Nuclear Society) vom 29.10.–02.11.2017 in Washington**

Im Zeitraum vom 29.10. bis 02.11.2017 erfolgte die Teilnahme am Wintermeeting der ANS (American Nuclear Society), welches unter dem Thema „Generation in Collaboration: Building for Tomorrow“ stand. Der fachliche Schwerpunkt lag u.a. auf neuen Entwicklungen in der (nordamerikanischen) Kernenergiesparte. Vortragende waren neben Herstellern auch Vertreter der Aufsichts- und Genehmigungsbehörden. Die Teilnahme trug auch dazu bei, Neuigkeiten zu internationalen Bauvorhaben (Generation III+ und IV, SMR) zu erlangen, sowie die mit der Genehmigung neuer, insbesondere neuartiger Reaktormodelle (Salzschmelzreaktoren, Reaktoren mit vollständig passiven Sicherheitseinrichtungen etc.) verbundenen Herausforderungen für Entwickler und Aufsichtsbehörde zu verfolgen. Die Erkenntnisse aus der Teilnahme sind u.a. in die Reaktorkonzeptbeschreibungen eingeflossen.

### **4<sup>th</sup> CEE Nuclear Industry Congress 2018 vom 18.–19.01.2018 in Budapest**

Am 18./19.01.2018 erfolgte die Teilnahme am 4<sup>th</sup> CEE Nuclear Industry Congress in Budapest. Schwerpunkte der Veranstaltung waren Neubauprojekte und Laufzeitverlängerung bestehender Anlagen (Long Term Operation – LTO) in Mittel- und Osteuropa sowie die damit verbundenen Lizenzierungsverfahren. Eine parallele Sitzung am zweiten Tag war dem Thema Rückbau und radioaktive Abfälle gewidmet. Darüber hinaus wurden auf der Tagung geplante oder bereits begonnene Neubauprojekte zur Errichtung von kern-technischen Anlagen in den Ländern Ungarn, Bulgarien, Polen und Rumänien in Einzelvorträgen vorgestellt. Auffällig war dabei, dass für alle Neubauvorhaben in BUL, HUN, CZ, ROM separate Projektfirmen gegründet wurden, um die von der EU geforderte Unabhängigkeit vom Betreiber zu gewährleisten. Es wurde von allen Teilnehmern betont, dass die Vorgaben der ESPOO-Konvention bekannt sind und umgesetzt werden. Alle Vortragenden Länder haben in ihrer nationalen Energiestrategie die Bedeutung der Einhaltung der Klimaziele und das Ziel der Reduzierung der Importabhängigkeit betont. Zur Umsetzung dieser Strategie und zur Erreichung der Klimaziele hält man die weitere Nutzung der Kernkraft zur Reduzierung des CO<sub>2</sub>-Ausstoßes für unausweichlich.

## **V. Nuclear Power Plant Summit vom 03.–05.03.2018 in Istanbul**

Am 03.-05.03.2018 erfolgte die Teilnahme am V. Nuclear Power Plant Summit in Istanbul. Der seit fünf Jahren in Istanbul stattfindende Nuclear Power Plant Summit informiert über die aktuellen Entwicklungen in der der Türkei in Hinblick auf die Vorbereitung und den Bau von kerntechnischen Anlagen. Darüber hinaus geht es darum, die internationalen und die türkischen Akteure für diese Arbeiten zusammenzubringen. In den einzelnen Sektionen haben verschiedene Partnerländer bzw. -firmen der Türkei über ihre Möglichkeiten zur Unterstützung der Entwicklung der Kernenergie in der Türkei berichtet. Folgende Sektionen sind besonders hervorzuheben:

- Technical and Societal Challenges of Nuclear Power Program Development: French Approach,
- Rosatom Nuclear Expertise,
- China's Advanced Passive Nuclear Power Technology,
- Japan Nuclear Expertise,
- Important Issues for Nuclear Projects.

Weitere, parallel durchgeführten Sektionen behandelten Aspekte, die für die türkische Industrie für die Beteiligung am KKW-Bau von spezifischem Interesse sind.

## **Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2018) vom 08.–11.04.2018 in Charlotte, USA**

Die Teilnahme am International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2018) ermöglichte einen Einblick in aktuelle Entwicklungen und die Verfolgung der internationalen Forschung und Entwicklung auf dem Gebiet der Kerntechnik, insbesondere der neuen Reaktoren (Gen III+ und IV) und SMRs, den aktuellen Stand geplanter Anlagen und Fortschritte bei der Realisierung von Projekten. Insbesondere in den USA ist der Kostendruck durch Fracking-Erdgas besonders hoch. Deshalb versuchen die Hersteller und Betreiber, durch Einsparungen und modulare Bauweise dem Kostendruck durch andere Energieträger zu begegnen. Des Weiteren wurden die neuesten Entwicklungen des ASTRID-Projektes vorgestellt und auf den aktuellen Status des Beschleunigergetriebenen unterkritischen Reaktorprojekts MYRRHA (Multi-purpose Hybrid Research Reactor for High-tech Applications) eingegangen.

## **49. Jahrestagung Kerntechnik vom 29.–30.05.2018 in Berlin**

Ein GRS-Mitarbeiter nahm an der Jahrestagung Kerntechnik (Annual Meeting on Nuclear Technology) am 29.-30.05.2018 in Berlin teil. Die Konferenzteilnahme diente dem



Kompetenzerhalt, dessen Wichtigkeit auch der Präsident des deutschen Atomforums Güldner hervorhob. Fachlich wurden neben aktuellen Entwicklungen in Großbritannien und China auch Perspektiven für Westinghouse erläutert. In diesen Vorträgen wurde deutlich, dass zukünftig vermehrt kleinere, flexiblere Reaktormodelle von Interesse sein werden, da Eigenschaften wie Flexibilität der Energieerzeugung oder Wärmeauskoppelung zunehmend an Bedeutung gewinnen.

### **Erörterungsveranstaltung zur Umweltverträglichkeitsprüfung für neu zu errichtende Blöcke am Standort Dukovany am 13.06.2018 in München**

Am 13.06.2018 erfolgte die Teilnahme eines GRS-Mitarbeiters an einer von der tschechischen Aufsichtsbehörde SÚJB in München durchgeführten Erörterungsveranstaltung zur Umweltverträglichkeitsprüfung für neu zu errichtende Blöcke am Standort Dukovany. Diese Veranstaltung, betreut vom Bayerischen Staatsministerium für Umwelt und Verbraucherschutz, diente der Präsentation der bisherigen Ergebnisse der laufenden Umweltverträglichkeitsprüfung für den Standort unter Berücksichtigung der geplanten technischen Lösungen für neue Reaktorblöcke. Der Ablauf und die Ergebnisse der Veranstaltung wurden in einem Reisebericht dargelegt.

### **11. Internationale wissenschaftlich-technische Konferenz von Rosenergoatom „Sicherheit, Effektivität und Ökonomie der Kernenergiewirtschaft“ (MNTK-2018) vom 23.–24. 05.2018 in Moskau**

Neue Erkenntnisse zu den strategischen Planungen von Rosatom für die Entwicklung der Reaktortechnologien in Russland konnten durch die Teilnahme an und die Auswertung der MNTK 2018 des russischen KKW-Betreibers Konzern „Rosenergoatom“ gewonnen werden (weitere Informationen siehe auch Seite 28).

### **BULATOM 2018 vom 06.–08.06.2018 in Varna**

Schwerpunkte des Konferenzprogramms waren die bulgarische Energiepolitik, insbesondere die Entscheidung über die mögliche Neuauflage eines Neubauprojekts am Standort Belene und die Umsetzung der Maßnahmen zur Verlängerung der Betriebsgenehmigung für das KKW Kosloduj 5/6 (WWER1000/V320). Eine weitere Sitzung war den Fragen zu Stilllegung und Rückbau von kerntechnischen Anlagen sowie der Lagerung radioaktiver Abfälle gewidmet. Besonderes internationales Interesse riefen alle Vorträge zum Thema Wiederaufnahme der Vorbereitungen für das seit 2012 mit einem Moratorium eingefrorene Neubauprojekt in Belene hervor. Hochrangige Vertreter aus Politik und Wirtschaft äußerten ihre generelle Befürwortung der Wiederaufnahme des Projekts,

und gemahnten zur Eile in der Entscheidungsfindung. Die in den letzten Jahren ebenfalls diskutierte und untersuchte Idee eines Kernkraftwerk-Neubaus am Standort Kosloduj („Kosloduj Block 7“) fand dagegen keine Erwähnung mehr.

**26<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 2018),  
23.–26.07.2018 in London**

Schwerpunkt der viertägigen Konferenz waren Erfahrungen aus Entwicklungs- und Neubauprojekten der letzten Jahre im Bereich der Advanced Reactors. Besonders chinesische Firmen haben sich mit einer Vielzahl von Vorträgen präsentiert. Dabei wurde das Interesse am britischen Markt (Beteiligung am EPR in Hinkley Point C und Sizewell C, sowie Einführung des chinesischen Designs UK-HPR1000) ebenso deutlich wie der Wille, im Bereich SMR aktiv zu werden. Dies wurde etwa durch eine Vielzahl vorgestellter Konzepte deutlich, die sich jedoch zum größten Teil noch in sehr frühen Entwicklungsstadien befinden (Happy 200, CAP200, ACP100, ...). Ein weiteres großes Thema der Konferenz waren die Aktivitäten zu Small Modular Reactors in Großbritannien. Die britische Regierung hat in den Jahren 2015 und 2016 bereits in Programme zur Realisierbarkeit und Entwicklung von fortschrittlichen SMR Konzepten investiert. Im Rahmen eines neuen Programms, des Advanced Modular Reactor (AMR) Feasibility & Development (F&D) Project, sollen acht ausgewählte SMR-Konzepte von den Entwicklern weiter ausgeführt werden. Das Programm ist Teil des britischen Nuclear Sector Deals zwischen der Regierung und der britischen Nuklearindustrie, welcher am 28.06.2018 verabschiedet wurde.

**12<sup>th</sup> International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal- Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-12), 15.–17.10.2018 in Qingdao, China**

Die Teilnahme an der NUTHOS-Konferenz ermöglichte die Verfolgung von strategischen Entwicklungen zur Nutzung der Kernenergie und von Verbesserungen der sicherheitstechnischen Konzepte. Bei dieser Konferenz sind insbesondere die asiatischen Länder stark vertreten. Die Vorträge zu innovativen Reaktoren und metall-gekühlten Reaktoren zeigten den aktuellen Stand der Wissenschaft und Technik und die noch offenen Fragestellungen. So wurden in einer Session zum Thema „Challenges in Thermal Hydraulics & Safety of Liquid Metal Cooled Fast Reactors“ insbesondere der Stand und die Herausforderungen von entsprechenden Simulationsprogrammen diskutiert. Relevante Phänomene sind hierbei: Mehrphasensimulation, Sieden des Natriums, Partikeltransport, Erstarrung und Kernkühlung. Insbesondere in Bezug auf Erstarrungsvorgänge fehlen allerdings noch adäquate Simulationsprogramme. Ebenso wurde die Bedeutung von

Verifikation und Validierung herausgestellt. Hierbei ist insbesondere die Übertragbarkeit von schnellen natriumgekühlten Reaktorkonzepten auf andere Konzepte (z.B. bleigekühlt) zu hinterfragen.

#### **Pacific Basin Nuclear Conference (PBNC), 30.09. – 04.10.2018 in San Francisco**

Im Fokus der Konferenz standen neue technische Entwicklungen und Neubauprojekte insbesondere in den Anrainerstaaten des Pazifiks. Mehrere Vorträge beschäftigten sich mit dem koreanischen Reaktorkonzept APR1400. Es wurden technische Details zur EU-Version vorgestellt und von den Erfahrungen bei der Inbetriebnahme der ersten APR1400 in Südkorea berichtet. Auch das Thema SMR war stark präsent. So wurde von den kanadischen Aktivitäten berichtet und neue innovative Entwicklungen der Forschungsinstitute vorgestellt.

#### **11<sup>th</sup> Conference on Nuclear Energy NERS 2018 am 08.12.2018 in Prag**

Die Tagung kombinierte die Diskussion zur Umsetzung der tschechischen Energiestrategie, die sich aufgrund der politischen Situation im Lande in einem quasistationären Zustand befindet, mit möglichen technischen Lösungen für Neubauprojekte. Konsens in maßgebenden Teilen der Politik als auch der Fachöffentlichkeit in Tschechien ist nach wie vor, dass auch nach dem derzeit prognostizierten Ende der Laufzeit des Kernkraftwerkes Dukovany in den Jahren 2035 bis 2037 die Kernenergie eine tragende Rolle bei der Energieversorgung spielen soll und die wegfallenden Kapazitäten an diesem Standort durch Ersatzneubauten kompensiert werden müssen. Sowohl hinsichtlich des künftigen Reaktordesigns als auch der Finanzierungsmöglichkeiten für ein solches Neubauprojekt sind noch keine Entscheidungen gefallen.

#### **Innovative Projekte und Technologien der Kernenergiewirtschaft (ISTC NIKIET-2018) vom 02.–05.10.2018 in Moskau**

Die Schwerpunkte der Konferenz waren aktuelle Fragen der Entwicklungen der Kerntechnik in Russland, insbesondere zu flüssigmetall-gekühlten Reaktoranlagen, Anlagen kleiner Leistung, neuen Forschungsreaktoren sowie zum aktuellen Status der laufenden Projekte. In Russland wird heute eine breite Palette von Nuklearanlagen entwickelt, mit denen verschiedene Anwendungsfälle abgedeckt werden können: als schwimmender KKW-Block, als Kernheizkraftwerk, als Anlage für Meerwasserentsalzung sowie als autonome Energiequelle. Im Rahmen des Überganges zu einem geschlossenen Zweikomponenten-Brennstoffkreislauf werden zwei schnelle Reaktoren BREST-OD-300 und BN-

1200 entwickelt. Zur Erneuerung der vorhandenen Forschungsbasis und zur erforderlichen Erweiterung für die Durchführung der umfassenden Forschungs- und Entwicklungsarbeiten für die weitere innovative Entwicklung der Kernenergie werden gegenwärtig zwei neue Forschungsreaktoren MBIR (Schneller Mehrzweck-Forschungsreaktor mit Natriumkühlung) und PIK (Hoch-fluss-Forschungsreaktor) errichtet.

#### **NUGENIA Annual Forum 2019 vom 13.–15.03.2019 in Paris**

Die Teilnahme an dem NUGENIA Annual Forum ermöglichte die Verfolgung von strategischen Entwicklungen zur Nutzung der Kernenergie und von Verbesserungen der sicherheitstechnischen Konzepte. Die Erkenntnisse aus den Vorträgen zur Inbetriebnahme des AP1000 in China, der Vorträge zu Small Modular Reactors (SMR) sowie den sich daraus ergebenden regulatorischen Anforderungen, zum gestaffelten Sicherheits-ebenenkonzept des EPRs und Nutzung neuer digitaler Techniken zum Betrieb und Wartung von kerntechnischen Anlagen fließen in den Konzeptbeschreibungen sowie weiteren Untersuchungen ein. Insbesondere im Hinblick auf die Kosten zur Errichtung neuer Kernkraftwerke mit innovativen Konzepten gibt es Forderungen die Anforderungen in den Regelwerken zu vereinfachen. Es wird angeregt, diese Thematik genauer zu verfolgen.

#### **5<sup>th</sup> Central and Eastern Europe Congress (CEE 2019) vom 28.-29.01.2019 in Prag**

Im Jahr 2019 standen dort die Themen Neubau, insbesondere die damit verbundenen Planungsaspekte und Finanzierungsmodelle, sowie internationale Forschungskooperationen im Mittelpunkt der Plenarsitzung. In einer Fachsitzung wurden ergänzend weitere Fragen und einige technische Lösungen für LTO vorgestellt – sowohl aus Sicht der Betreiber und Hersteller als auch aus Sicht der Behörden. Eine weitere, parallele Fachsitzung war dem Thema Lagerung und Entsorgung radioaktiver Abfälle und Hinterlassenschaften gewidmet. Der Schwerpunkt der Veranstaltung lag in diesem Jahr eindeutig bei Strategien, Genehmigungsverfahren und Finanzierungsfragen für Neu- und Rückbau.

#### **VI Nuclear Power Plant Summit vom 05.–06.03.2019 in Istanbul**

Im Jahr 2019 stand das Thema Neubau, insbesondere die Qualifizierung von Personal und Lieferanten für das aktuelle Neubauprojekt im Gastgeberland Türkei im Mittelpunkt der Veranstaltung. In den Fachsitzungen wurden die Themen an beiden Tagen aus verschiedenen Blickwinkeln dargestellt, wobei der Veranstalter, ergänzend zu den einheimischen Behörden, Lieferanten und Organisationen, erfahrene westliche und östliche

Berater und Lieferanten eingeladen hatte. In einer weiteren Fachsitzung am zweiten Tag wurde ein umfassender Überblick über die diversen Aktivitäten der Mitgliederländer der AAEA (Arabic Atomic Energy Agency) geboten. Hierbei waren die Vorträge aus dem Irak (zu den nuklearen Hinterlassenschaften der Golfkriege) und aus dem Sudan (zum Aufbau eines Nuklearprogramms) von besonderem Interesse. Bangladesch präsentierte den Fortschritt seiner Maßnahmen zum nuklearen Know-how-Aufbau und zum Baufortschritt am Standort Rooppur.

### **ICAPP 2019 Konferenz vom 12.-15.05.2019 in Juan-les-Pins, Frankreich**

Der Schwerpunkt der diesjährigen Ausgabe der ICAPP-Konferenz lag auf der Entwicklung von Small Modular Reactors (SMR) und fortschrittlichen Reaktoren (SFR; HTR). Aufgrund des Austragungsortes der Konferenz wurde bei der diesjährigen Ausgabe der ICAPP-Konferenz auch intensiv auf Entwicklungen in Frankreich eingegangen. Vertreter von EdF und Framatome berichteten zum Beispiel über Planungen zu weiteren EPR-Bauvorhaben. Ein Vertreter der CEA gab bekannt, dass die Entwicklung eines schnellen natriumgekühlten Reaktors (ASTRID) nicht weiterverfolgt wird. Der ASTRID-Reaktor wurde ursprünglich mit dem Ziel entwickelt, den Brennstoffzyklus zu schließen. Da diese Option nun zurückgestellt wurde, plant CEA zusammen mit EdF, Framatome und ORANO Machbarkeitsstudien zum mehrfachen Rezyklieren von Brennstoffen in DWR (multi-MOX) durchzuführen.

### **11. Internationalen wissenschaftlich-technischen Konferenz „Safety Assurance of NPP with WWER“ bei OKB „Gidropress“ vom 21.–24.05.2019 in Podolsk, Russland**

Nach Angaben der Organisatoren nahmen ca. 240 Fachleute aus 12 Ländern sowie Vertreter internationaler Organisationen teil. Es wurden 16 Präsentationen im Plenum und 150 Vorträge in sieben Fachsektionen gehalten. Dabei wurde ein breites Themenspektrum zu Projektierung, Fertigung, Betrieb und nuklearer Sicherheit der WWER-Anlagen sowie zur Weiterentwicklung der WWER-Technologie abgedeckt.

### **IAEA TM zu „Benefits and Challenges of Fast Reactors of the SMR Type“ vom 24.–27.09.2019 in Mailand**

Zielsetzung des technischen IAEO-Meetings war es, den aktuellen Stand der Technik zu SMR mit schnellem Neutronenspektrum (SMFR) zu diskutieren, potentielle Vorteile aber auch die Herausforderungen herauszustellen. Die Teilnahme an diesem technischen Meeting der IAEO zu SMR ermöglichte die Verfolgung der strategischen Entwicklung

von SMRs mit einem schnellen Neutronenspektrum. Einzelne Informationen zu neuen passiven Sicherheitssystemen können in die Wissensbasis einfließen. In den dargestellten Konzepten wird versucht, das Gesamtkonzept soweit möglich zu vereinfachen. Hieraus entstehen Forderungen die entsprechenden regulatorischen Anforderungen ebenso zu vereinfachen.

**IAEA TM „Assessing the Deployment of Small and Medium Sized or Modular Reactors and High Temperature Reactors for Cogeneration Applications”,  
02.–03.09.2019, Wien**

Die Teilnahme am Technischen Meeting diente der Verfolgung der internationalen Aktivitäten auf dem Gebiet der SMR. Von besonderem Interesse war hierbei, welche Länder konkrete Pläne zum Bau von SMR verfolgen und in welchem Umfang die SMR-Entwicklungen gefördert werden. Auf dem Treffen stellten neben der IAEO auch Vertreter aus Pakistan und aus der Slowakei entsprechende Entwicklungen vor. Aufgrund der unerwartet relativ geringen Teilnehmerzahl konnte nur ein eingeschränkter Überblick über die internationalen Aktivitäten gewonnen werden. Dadurch war aber andererseits die Möglichkeit der Diskussionen der sicherheitstechnischen Fragestellungen bei SMR gegeben.

**Internationalen Konferenz VVER 2019 vom 10.–11.11.2019 in Prag**

Hauptthemen der Konferenz VVER 2019 waren neben der allgemeinen Energiepolitik in Europa und speziell in der Tschechischen Republik die aktuellen Entwicklungen bei der Laufzeitverlängerung bestehender Anlagen sowie Neubauprojekte von Kraftwerken mit russischen Reaktoren vom Typ WWER. Die tschechische Regierung bekräftigte den politischen Willen, die Kernenergie in CZ zur tragenden Säule der Stromerzeugung zu machen. Zum Themenschwerpunkt Neubauprojekte haben vor allem Vertreter aus Firmen vorgetragen, die zum ROSATOM-Konzern gehören. Neben einer allgemeinen Übersicht über die Historie der WWER-Entwicklung wurden zum wiederholten Male die Neuentwicklungen der Baureihen WWER 1200 und WWER TOI präsentiert und die internationalen Projekte von ROSATOM zur Errichtung russischer Reaktoren weltweit präsentiert. Auch beim Thema Entwicklung von „Small and Modular Reactors“ ist ROSATOM sehr aktiv. Einen Überblick über den derzeitigen Status und die künftigen Planungen wurde auf der Konferenz gegeben.

## **6<sup>th</sup> CEE Nuclear Industry Congress 2020 vom 20.–21. Januar 2020, Prag**

Die Tagung war in die Themenschwerpunkte Neubauprojekte und Laufzeitverlängerung bestehender Anlagen (Long Term Operation – LTO) und auch Lizenzierungsverfahren eingeteilt. Der Teilnehmerkreis war wie auch in den Vorjahren gemischt mit Vertretern aus Politik, Genehmigungsbehörden, Betreibern und internationalen Organisationen, sowie einigen wenigen Vertretern der Zulieferindustrie.

In diesem Jahr stand das Thema Neubau, insbesondere bezüglich der mit der Vorbereitung der Ausschreibung und Finanzierung verbundenen Fragen des Europarechts sowie nationaler Rechtsvorgaben im Mittelpunkt der Plenarsitzung. Die Vorträge widmeten sich mehrheitlich den erreichten Planungsschritten, der Einbeziehung potenzieller Investoren und der Anpassung der Terminplanung für die Neubauvorhaben. Viele Vortragende gingen in ihren Beiträgen auch darauf ein, welchen Aufwand es in ihren Ländern erfordert, die Strategien zur Erfüllung der europäischen Klimaziele mit den sich kontinuierlich erweiternden Anforderungen an Vergaberecht und Nachhaltigkeit der Finanzierung in Einklang zu bringen. In der Fachsitzung wurden ergänzend weitere Fragen zu den rechtlichen Randbedingungen für den Neubau und einige technische Lösungen für LTO vorgestellt – sowohl aus Sicht der Betreiber und Hersteller als auch aus Sicht der Behörden.

## **5 Modellentwicklung für reaktorphysikalische Analysen (AP 5)**

### **5.1 Weiterentwicklung der Simulationsprogramme für schnelle, flüssigmetallgekühlte Kernreaktoren**

#### **5.1.1 Zielsetzung**

Die in diesem Arbeitspunkt wissenschaftlichen Forschungsarbeiten dienen der Weiterentwicklung und Verifikation/Validierung der Analysewerkzeuge der GRS für Sicherheitsanalysen von flüssigmetallgekühlten schnellen Reaktoren. Diese Reaktoren spielen gegenwärtig eine wichtige Rolle in der weltweiten Forschung zur Weiterentwicklung der Reaktortechnik. Bei zwei von sechs Reaktorkonzepten, die im internationalen Forschungsverbund Generation IV International Forum (GIF)<sup>1</sup> als besonders perspektivreich ausgewählt wurden, handelt es sich um natrium- bzw. bleigekühlte schnelle Brutreaktoren. Das spiegelt sich auch in den Planungen zur Realisierung von Projekten zur Errichtung von Prototyp- bzw. Demonstrationsanlagen wider, wie beispielsweise ALFRED (bleigekühlt) in Rumänien, PRISM (natriumgekühlt) in den USA, BREST-300 (bleigekühlt) und BN-1200 (natriumgekühlt) in Russland sowie dem Forschungsreaktor MYRRHA (bleigekühlt) in Belgien. Gegenwärtig werden kommerzielle schnelle Reaktoren nur in Russland betrieben, dabei handelt es sich um die beiden natriumgekühlten Reaktoren der Baureihe BN (BN-600 und BN-800) des KKW Belojarsk, ca. 50 km östlich von Jekaterinburg. Weltweit sind nur zwei weitere Reaktoren in Betrieb. Sie sind als Versuchsreaktoren qualifiziert und befinden sich in China (CEFR) und in Indien (FBTR). Durch die enge wissenschaftliche Zusammenarbeit mit Experten der russischen TSO SEC NRS will die GRS von den in Russland vorliegenden Erfahrungen profitieren.

Da SEC NRS Zugriff auf Anlagendaten hat, wurde der natriumgekühlte BN-800 Reaktor als Referenzanlage ausgewählt. Zur Modellierung des BN-800 Reaktors wurde der gekoppelte Programmkomplex ATHLET/DYN3D-MG angewendet. Das Ziel dieser Arbeit ist die Entwicklung einer Methode zur Durchführung von Sicherheitsanalysen für flüssigmetallgekühlte schnellen Reaktoren.

---

<sup>1</sup> <https://www.gen-4.org/gif/>



Diese Arbeit wurde in mehrere Schritte unterteilt:

- **Entwicklung eines Open-Core Modells des BN-800 Kerns:** Der BN-800 Kern wurde als so genanntes "Open-Core" Modell mit dem gekoppelten Programmkomplex ATHLET/DYN3D-MG modelliert. Das thermohydraulische Modell ist relativ einfach (nur 8 Kanäle), wichtige Kenngrößen wurden durch eine Transientenrechnung validiert.
- **Entwicklung eines Modells des gesamten Kühlkreislaufs des BN-800 Reaktors:** Um feinere Ergebnisse zu erhalten, wurde das Open-Core Modell mit 558 parallelen individuellen Kanälen weiterentwickelt. Nach Verifikationsrechnungen wurde ein ganzer Kühlkreislauf entwickelt. Zwei Transienten mit Steuerstabauswurf bzw. Steuerstabausfahrten wurden analysiert. Ein Punktkinetikmodell (PK-Modell) wurde erstellt, um einen Vergleich mit dem 3D-Modell durchführen zu können. Zwei weitere Transienten wurden mit dem 3D-Modell analysiert: das Auswerfen eines Brennelements im Betrieb und der Durchsatzverlust in Brennelementen.
- **Modellierung von Natriumsieden im schnellen Reaktor BN-800:** Natriumsieden tritt bei bestimmten Unfällen wie z.B. Durchsatzverlust ohne Reaktorschnellabschaltung (ULOF) auf. Da der Void-Reaktivitätskoeffizient in diesem Reaktortyp positiv sein kann, ist die realistische Modellierung dieses Phänomens von großer Sicherheitsrelevanz. Da es schwierig ist, diesen Effekt zu simulieren, wurde ein Benchmark für den BN600-MOX-Kern der IAEO /IAE 13a/ verwendet, der für die Bewertung des Natrium-Void-Reaktivitätseffekts bestimmt ist.
- **Entwicklung eines Python-Moduls im Kernsimulator KMACS für die Wirkungsquerschnittserzeugung:** Die Inputs für die Wirkungsquerschnittserzeugung für NEWT oder Serpent wurden bislang per Hand vorbereitet, was fehleranfällig ist. Um solche Fehler zu vermeiden, müssen Python-Skripte geschrieben werden. KMACS ist der Kernsimulator von GRS und wurde für DWR entwickelt. Die Idee ist ein besonderes Modul für schnelle Reaktoren in KMACS zu entwickeln.
- **Implementierung einer spezifischen Druckverlustkorrelation für Natrium in ATHLET 3.2** über die vorhandene ATHLET-Python Schnittstelle: ATHLET benutzt eigene Druckverlustkorrelation im Brennelement, die für DWR-Brennelemente spezifisch sind. Es wurde überprüft, ob eine für Natrium spezifische Druckverlustkorrelation die ATHLET-Ergebnisse verbessern könnte.
- **Untersuchungen zu Abbrandrechnungen** für schnelle Reaktoren. Die Durchführung von Berechnungen des Brennstoff-Abbrands ist eines der Ziele des Kernsimulators KMACS. Während KMACS für die Abbrandberechnung von DWR validiert ist,

ist eine Berechnung für schnelle Reaktoren bisher nicht möglich. Deshalb wurden Untersuchungen zur Entwicklung einer neuen Methode durchgeführt.

### 5.1.2 Beschreibung des Datensatzes für den BN-800 Reaktorkern

Der BN-800 Reaktor mit einer thermische Leistung von 2 100 MW ist seit 2015 in Betrieb. Als Kernbeladung wurde eine Hybridbeladung (s. Abb. 5.1) modelliert. Abb. 5.1 stellt die anfängliche Kernbeladung dar, die für die Inbetriebnahme verwendet wird. Es gibt keinen Abbrand. Der aktive Kern besteht aus drei UOX Zonen und einer MOX Zone:

- Die innere UOX Zone mit niedriger Anreicherung (LEZ – Low Enrichment Zone): 17% Anreicherung und besitzt 204 BE.
- Die mittlere UOX Zone mit mittlerer Anreicherung (MEZ – Medium Enrichment Zone): 21% Anreicherung und besitzt 156 BE.
- Die äußere UOX Zone mit hoher Anreicherung (HEZ – High Enrichment Zone): 26% Anreicherung und besitzt 66 BE.
- Die MOX Zone mit einem Anteil von 17% Pu-239 und besitzt 132 BE.

Jedes Brennelement besteht aus drei axialen Zonen:

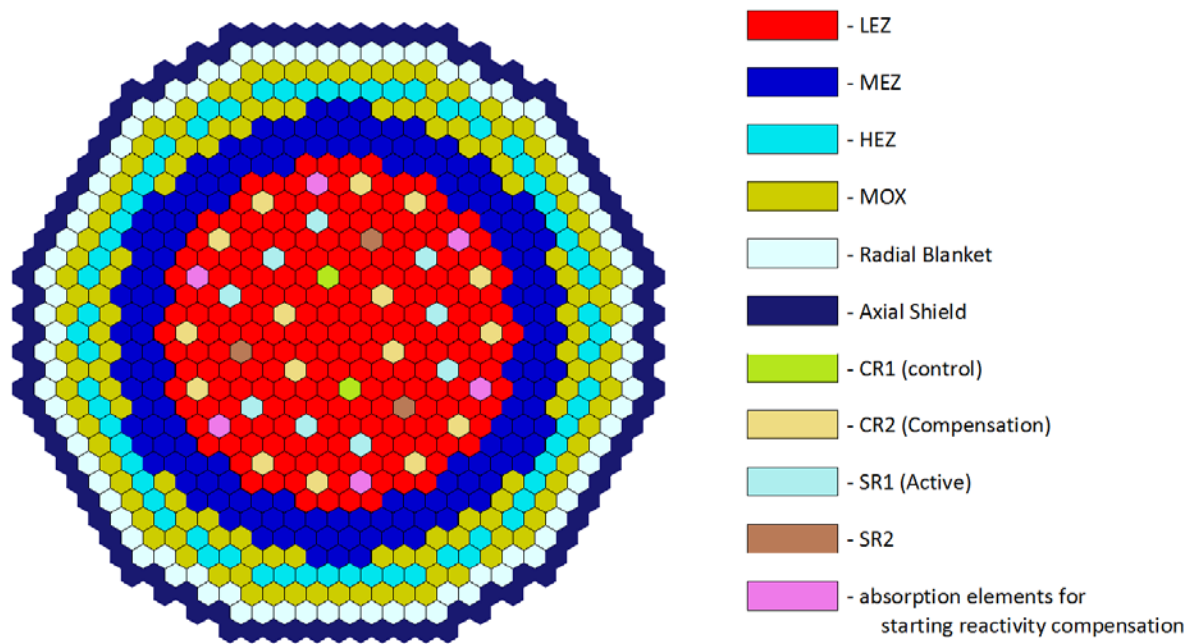
- Untere axiale Zone mit Brutmaterial mit einer Länge von 30 cm.
- Aktive Zone mit Spaltmaterial (UOX oder MOX) mit einer Länge von 90 cm.
- Obere axiale Zone mit Brutmaterial mit einer Länge von 35 cm.

Der aktive Kern ist von einem Ring aus radialen Elementen mit Brutmaterial („radial blanket“ in Abb. 5.1) und einem weiteren Ring aus radialen Schildelementen („radial shield“ in Abb. 5.1) umgeben.

Das Kontroll- und Schutzsystem zur Kontrolle der Reaktivität des Kerns besteht aus 30 Steuerstäben:

- 2 Steuerstäbe (CR-1) zur Regelung der Leistung.
- 16 Steuerstäbe (CR-2) zur Kompensation des Brennstoffabbrands und der Reaktivitätseffekte.
- 9 Sicherheitsstäbe (SR-1) für die Reaktorschnellabschaltung.
- 3 Notfallstäbe (SR-2) zur Leistungsreduzierung bei Unfällen (bei Ausfall RESA).

Der Zentralabstand zwischen zwei Brennelementen beträgt 9,80 cm.

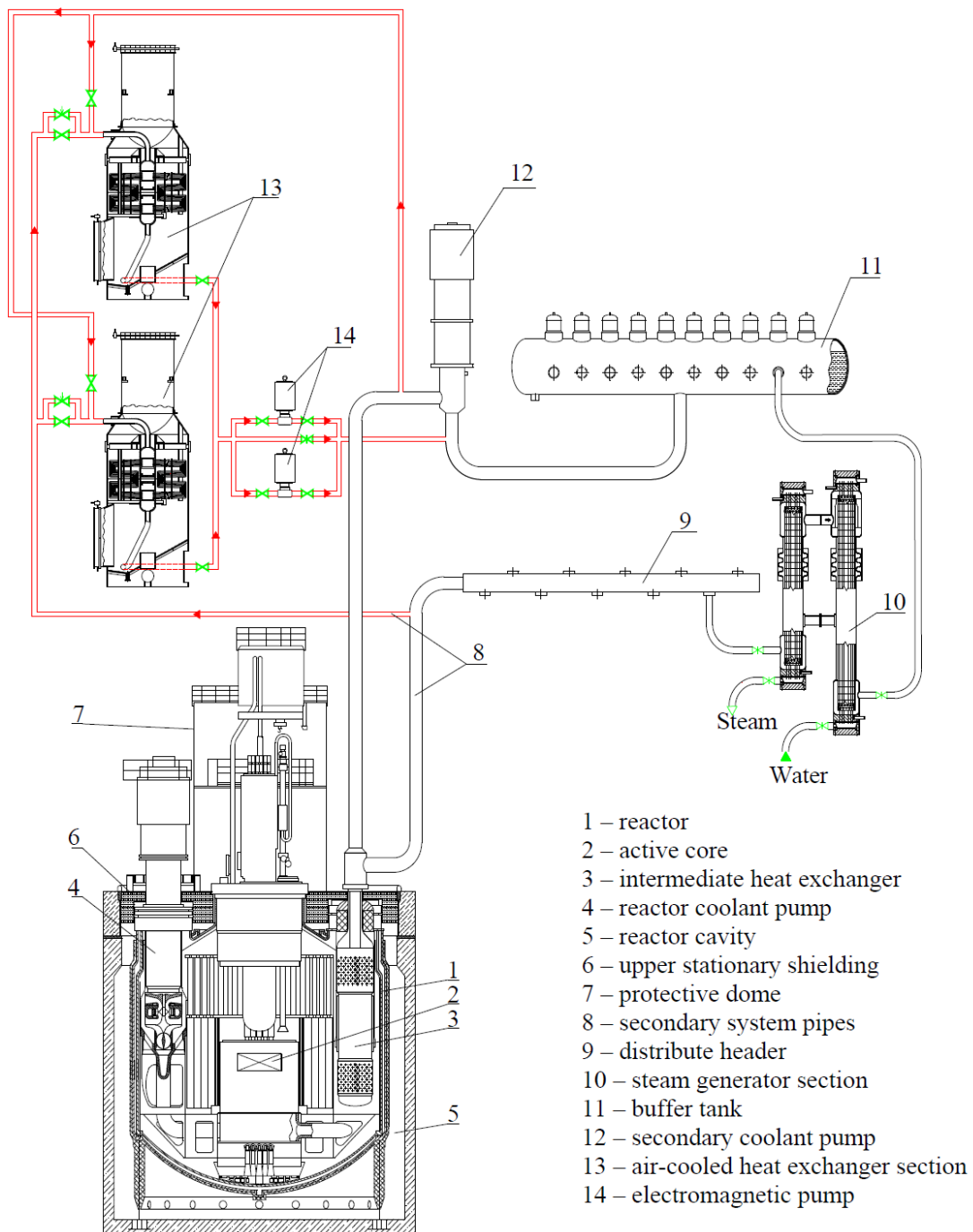


**Abb. 5.1** BN-800 Kernausslegung

Abb. 5.2 zeigt das generelle thermohydraulische Schema des BN-800 Pools sowie einen sekundären Kühlkreislauf. Der Pool ist in drei Sektoren geteilt, die als primäre Kühlkreisläufe betrachtet werden können. Jeder Sektor hat eine Pumpe und einen Natrium-Natrium-Wärmeaustauscher, der die Wärme vom primären Kühlkreislauf zum sekundären Kühlkreislauf überträgt. Der sekundäre Kühlkreislauf hat einen Dampferzeuger für den nominalen Betrieb und einen Natrium-Luft-Wärmeaustauscher, um das Erstarren des Natriums im Fall niedriger Leistung zu verhindern.

Gemäß den russischen Sicherheitsanforderungen gelten folgende Akzeptanzkriterien für jede Sicherheitsanalyse während einer Transientenrechnung:

- Hüllrohrtemperatur kleiner als 900°C,
- Brennstofftemperatur kleiner 2300°C,
- Natriumsieden darf nicht auftreten.



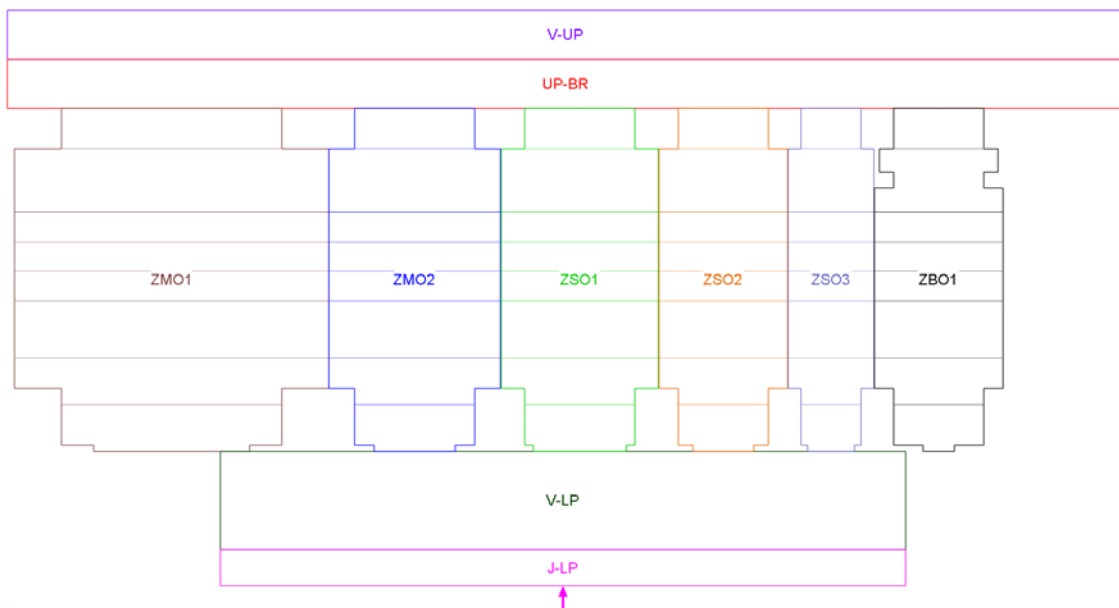
**Abb. 5.2** Generelles thermohydraulisches Schema des BN-800 Pools und eines sekundären Kühlkreislaufs

### 5.1.3 Entwicklung eines Open-Core Modells des BN-800 Kerns

Als erster Schritt wurde der Kern des BN-800 Reaktors mit einem „Open Core“ Modell dargestellt. Das ATHLET Modell besteht aus 6 parallelen Kanälen, die mehrere Brennelemente darstellen: ein Kanal pro Brennelementtyp der Zonen (LEZ, MEZ, HEZ und

MOX), ein Kanal für die radialen Brutmaterial- und Schildelemente und einen für alle Steuerstäbe. Alle Kanäle sind mit einer unteren und einer oberen Branch verbunden (s. Abb. 5.3). Feste Randbedingungen (nominale Betriebsbedingungen) wurden verwendet:

- thermische Gesamtleistung: 2100 MW.
- Kühlmiteleintrittsmassenstrom: 8867 kg/sec.
- Kühlmiteleintrittstemperatur: 354°C.
- Oberer Druck: 1 bar.



**Abb. 5.3** ATHLET Open-Core Modell des BN-800 Kerns

ATHLET 3.1 wurde mit dem Neutronenkinetik-Code DYN3D-MG gekoppelt. Dieser berechnet die 3D-Leistungsverteilung und liefert sie an ATHLET, welches die Natrium- und Brennstofftemperaturverteilungen berechnet und sie an DYN3D-MG übergibt. Um Reaktivitätsrückwirkungen betrachten zu können, erfordert der Diffusionscode DYN3D-MG parametrisierte Wirkungsquerschnittsbibliotheken.

Die Wirkungsquerschnitte wurden mit dem Code NEWT aus der SCALE 6.1 Rechenkette für einen frischen Kern (ohne Abbrand) erzeugt. Sie wurden in einer 8-Energiegruppenstruktur (von /WAL12/ s. Tab. 5.1) kondensiert. Die Wirkungsquerschnitte sind nach zwei Parametern parametrisiert:

- der Brennstofftemperatur, um den Dopplereffekt zu berücksichtigen. Vier Brennstofftemperaturwerte wurden ausgewählt: 300K, 900 K, 1500 K, 2000 K.

- der Natriumtemperatur, um den Natriumdichteeffekt zu berücksichtigen. Vier Brennstofftemperaturwerte wurden ausgewählt: 300K, 500 K, 700 K, 1170 K, d.h. der Siedepunkt von Natrium wurde ausgeschlossen. Die Natriumdichte wurde entsprechend dieser Temperaturen bei einem Druck von 1 bar berechnet: 938.836 kg/cm<sup>3</sup>, 894.288 kg/cm<sup>3</sup>, 848.856 kg/cm<sup>3</sup>, 738.611 kg/cm<sup>3</sup>.

Die Brennstoff- und Natriumtemperaturwerte wurden so ausgewählt, dass sie den gesamten Temperaturbereich während einer beliebigen Transientenrechnung abdecken. Thermische Ausdehnungseffekte werden nicht berücksichtigt, d.h. die Geometrie der Reaktorstruktur bleibt unverändert.

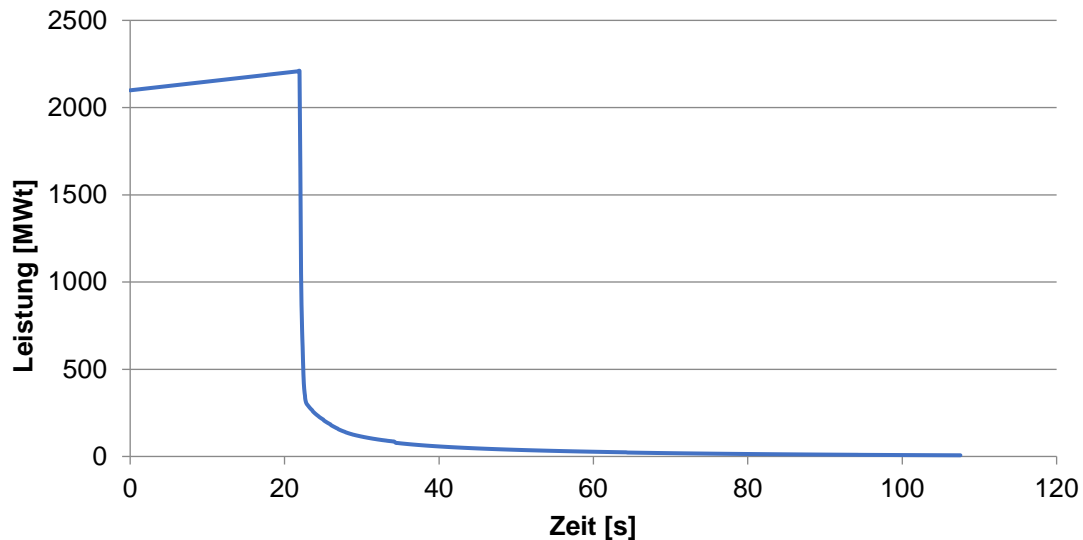
**Tab. 5.1** Untergrenze der 8-Energiegruppenstruktur von /WAL12/

Group Index	Untergrenze [MeV]	Group Index	Untergrenze [MeV]	Group Index	Untergrenze [MeV]
1	2.2313E+00	4	1.1109E-01	7	7.4852E-04
2	8.2085E-01	5	4.0868E-02	8	1.0000E-11
3	3.0197E-01	6	1.5034E-02		

Zur Verifizierung des Modells wurde die Simulation einer Steuerstabauswurf-Transiente durchgeführt: Ein zentraler Steuerstab wird innerhalb von 23 s aus 23 cm Tiefe ausgeworfen. Nach 23 s wird die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst und alle Steuerstäbe fahren in den Kern hinein. Abb. 5.4 zeigt die Reaktorleistung während der Transiente. Die Leistung steigt zunächst bis 2 200 MW und fällt nach der Reaktorschnellabschaltung auf 10 MW. Dieses Verhältnis wurde erwartet. Die Ergebnisse sind plausibel und beweisen, dass das Open-Core Modell lauffähig ist.

#### 5.1.4 Entwicklung des Modells des gesamten Kühlkreislaufs des BN-800 Reaktors

Im nächsten Schritt wurde ein Modell mit einem primären Kühlkreislauf erstellt. Dabei wurde einer der drei thermohydraulischen Kreisläufen (s. Abb. 5.5) modelliert. Dieses ATHLET Modell wurde anschließend auch mit DYN3D gekoppelt. Zur Verbesserung der thermohydraulischen Parameter im Kern war die Entwicklung eines neuen thermohydraulischen Kernmodells in ATHLET unter Verwendung von 564 thermohydraulischen Kanälen erforderlich. Jedes Brennelement wurde als ein paralleler, individueller Kanal (558) modelliert, während die nicht-Brennelemente (Steuerstäbe, Radial-Brutmaterial-Element, Radial-Shield-Element) als ein Kanal pro Typ (insgesamt 6) modelliert wurden.



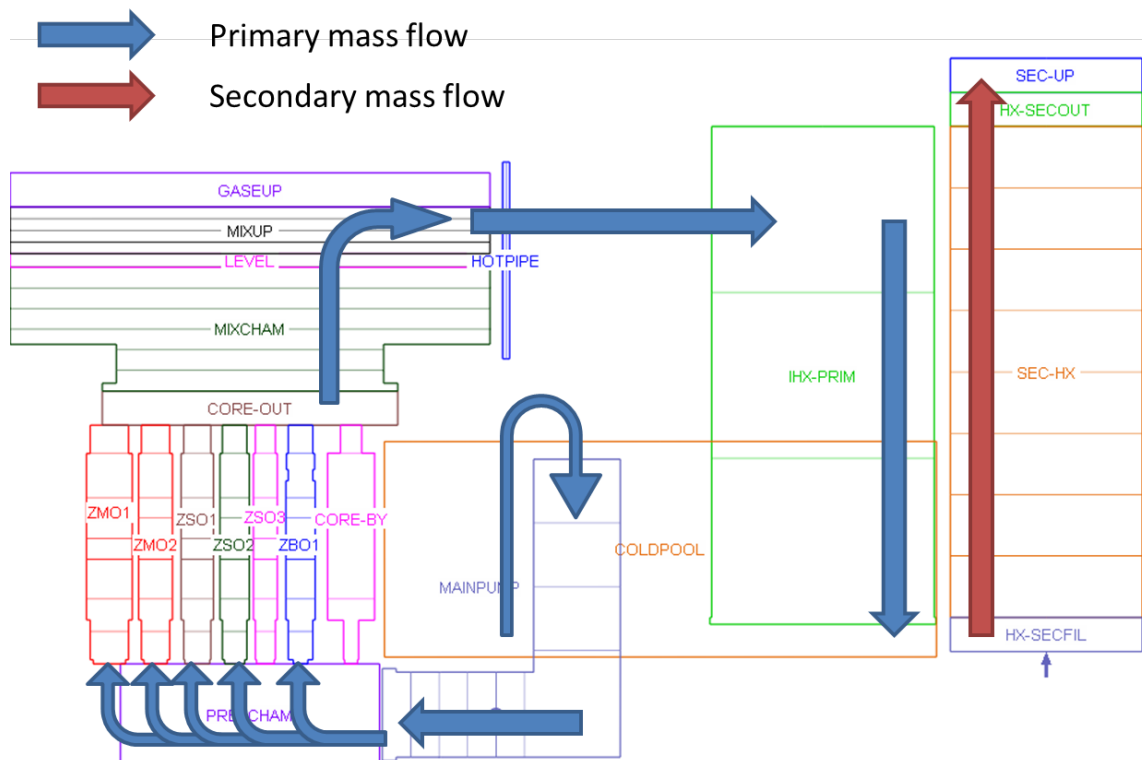
**Abb. 5.4** Gesamte Reaktorleistung des BN-800-Open-Core-Modells während der Steuerstabauswurf-Transiente

Alle Kanäle sind unten mit der Vorkammer (PRE-CHAMBER in Abb. 5.5) und oben mit der Kernaustrittskammer (CORE-OUT in Abb. 5.5) verbunden.

Das erhitzte Natrium strömt von der Kernaustrittskammer in die Mischkammer (MIXCHAM in Abb. 5.5) und dann in die obere Mischkammer (MIXUP). Die obere Mischkammer ist mit einer weiteren, mit Argon gefüllten Kammer (GASEUP) verbunden. Das Argon Gas steht unter atmosphärischem Druck.

Aus der oberen Mischkammer wird das Kühlmittel in die drei verschiedenen Kreisläufen verteilt. Jeder Kreislauf enthält einen heißen Pool, einen primären Wärmetauscher, einen kalten Pool und eine Primärpumpe. Nur ein Kreislauf (von drei) wird vollständig modelliert und dann mit drei multipliziert, um den nominalen Massenstrom im Kern zu erreichen. Das Kühlmittel wird im primären Wärmetauscher (IHX-PRIM) abgekühlt, bevor es in den Kältepool (COLDPOOL) eintritt. Die Primärpumpe (MAINPUMP) pumpt das Primärkühlmittel aus dem Kältepool in die Vorkammer (PRE-CHAMBER).

Der Sekundärkreislauf ist als offener Kreislauf modelliert. Der rote Pfeil stellt die Natrium-Flussrichtung dar. Im Wärmetauscher (SEC-IHX) wird ein konstanter Massenstrom verwendet.



**Abb. 5.5** ATHLET Modell des BN-800 Reaktor

Folgende GCSM-Signale wurden eingebaut, um die Reaktorschnellabschaltung zu steuern. Die Reaktorschnellabschaltung wird ausgelöst, wenn:

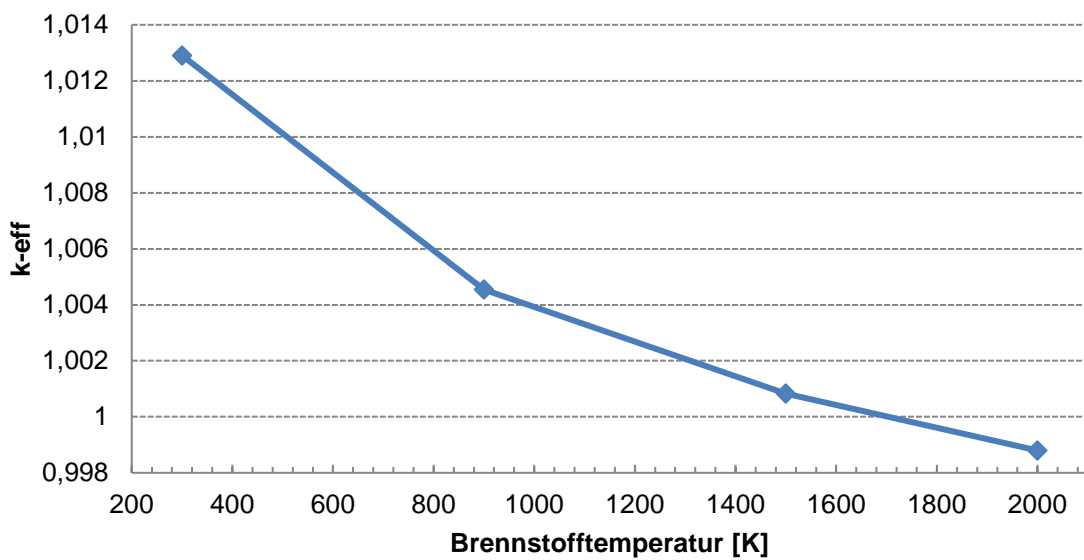
- die Kühlmittelaustrittstemperatur  $605^{\circ}\text{C}$  überschreitet, oder
- die Kernleistung die nominelle Leistung um mehr als 10% überschreitet (d.h. bei 2 310 MW), oder
- der Quotient aus Leistung und Massenstrom einen vorgegebenen Wert ( $0,2 \text{ MW/kg}\cdot\text{s}^{-1}$ ) überschreitet

Die Reaktorschnellabschaltung löst zwei Steuerstabgruppen aus. Die erste Gruppe (SR-1) ist ein aktives System. Es wird angenommen, dass diese Gruppe innerhalb einer Sekunde vollständig in den Kern eingeführt wird. Die zweite Gruppe (SR-2) ist ein passives System. Das bedeutet, dass diese durch die Schwerkraft in den Kern einfällt und ihre Position vom Massenstrom abhängt. Daher wird als Hypothese angenommen, dass die zweite Gruppe (SR-2) in 6 Sekunden vollständig in den Kern eingeführt wird.

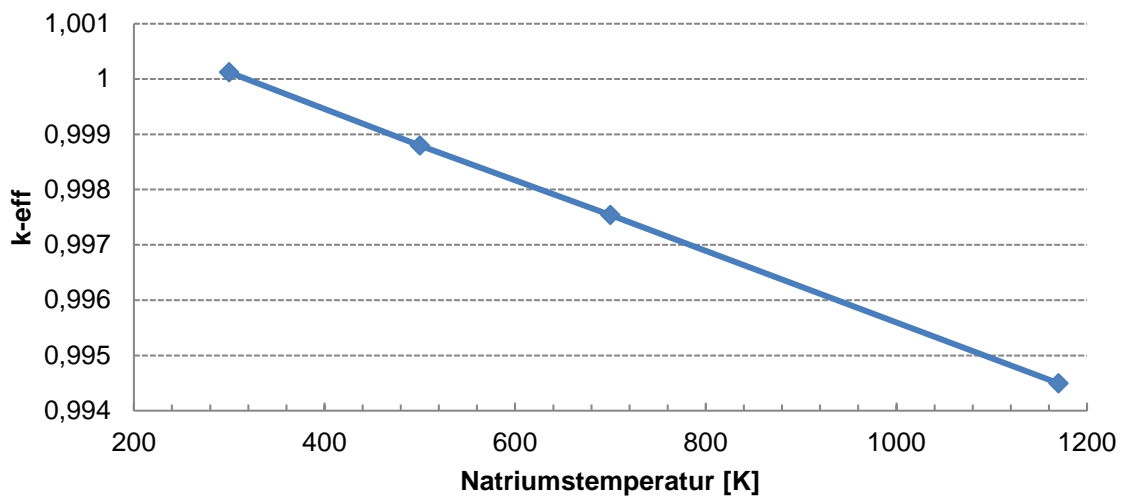
Ein Punktkinetikmodell wurde erstellt, um einen Vergleich mit dem 3D-Modell durchführen zu können. Es wurden zwei Rückkopplungskoeffizienten berücksichtigt: Der Doppler-Koeffizient (s. Abb. 5.6) und der Kühlmitteltemperatur-Koeffizient (s. Abb. 5.7). Sie werden ausgewertet, indem kritische Berechnungen mit DYN3D-MG durchgeführt werden,



wobei eine einheitliche Temperatur angewendet (jeder Knoten hat die gleiche Temperatur) wird. Für den Doppler-Koeffizienten wurde die Kühlmitteltemperatur auf 500 K gesetzt und vier kritische Berechnungen durchgeführt: Die Brennstofftemperatur wurde jeweils auf 300 K, 900 K, 1500 K und 2000 K gesetzt. In ähnlicher Weise wurde der Kühlmitteltemperatur-Koeffizient durch vier kritische Berechnungen bewertet: Die Brennstofftemperatur wurde auf 1500 K eingestellt, die Kühlmitteltemperatur hatte die folgenden Werte: 300 K, 500 K, 700 K und 1170 K. Die Temperaturwerte werden so ausgewählt, dass sie dem Variationsbereich der Parameter in der vorberechneten makroskopischen Wirkungsquerschnittsbibliothek entsprechen.



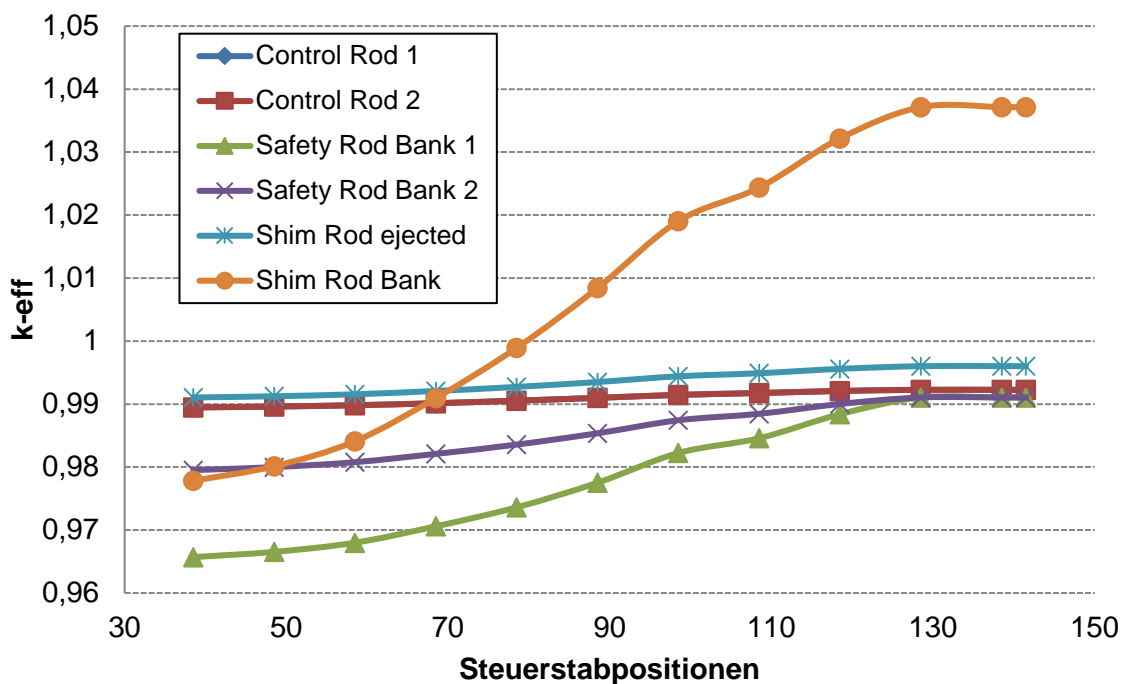
**Abb. 5.6** Doppler-Koeffizient



**Abb. 5.7** Kühlmitteltemperatur-Koeffizient

Außerdem wurde die Steuerstab-Reaktivitätskurve für alle Steuerstäbe (s. Abb. 5.8) berechnet. Jede Kurve wurde durch verschiedene Kritikalitätssuchberechnungen mit DYN3D-MG berechnet. Die entsprechenden Steuerstäbe wurden schrittweise von 141,5 cm (vollständig ausgefahren) bis 38,5 cm (vollständig eingefahren) eingefahren, während die anderen Steuerstäbe in ihrer kritischen Position geblieben sind. Die Brennstoff- und Kühlmitteltemperatur blieb im Kern gleichmäßig und konstant bei 250°C (Nulllast-Kalt-Bedingungen).

Die drei erhaltenen Funktionen werden dann im kinetischen Punktmodell ATHLET aufgebaut.

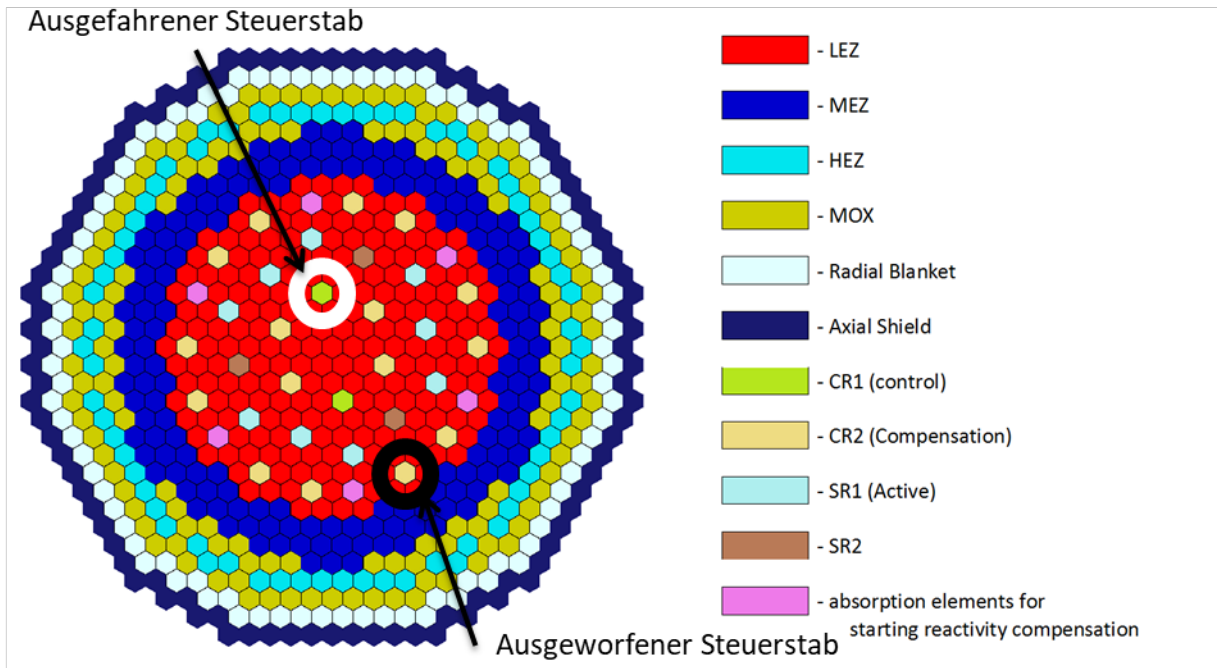


**Abb. 5.8** Steuerstab-Reaktivitätskurve

Zwei Transientenrechnungen wurden durchgeführt:

- Steuerstabauswurf: Der ausgewählte Stab ist ein Stab zur Kompensation des Brennstoffausbrands (CR-2). Er wird mit einer Geschwindigkeit von 6 cm/s ausgeworfen und liegt am Rand der LEZ-Zone (s. Abb. 5.9).
- Steuerstabausfahren: Dieser Unfall wird durch den Defekt des Leistungskontrollsystems verursacht. Das heißt, dass das System die Kernleistung nicht mehr richtig messen kann. Das führt dazu, dass der erste Steuerstab (s. Abb. 5.9) mit einer Geschwindigkeit von 1 cm/s ausgefahren wird. Wenn dieser Steuerstab vollständig

ausgefahren ist, beginnt der zweite Steuerstab sich auszufahren. In diesem Fall kann die Reaktorschnellabschaltung nicht durch die zu hohe Leistung ausgelöst werden.



**Abb. 5.9** Position im Kern der ausgefahrenen Steuerstab und der ausgeworfenen Steuerstab

### Steuerstabauswurftransiente

Es gibt 16 Steuerstäbe zur Kompensation des Brennstoffausbrands (CR-2). Um das schlimmste Szenario zu berücksichtigen, muss man den stärksten Steuerstab auswählen. Um dies zu erreichen, muss die Wirksamkeit von jedem Stab untersucht werden. Zuerst wurde ein Modell in DYN3D-MG erstellt, wo die Brennstoff- und Natriumtemperaturen uniform zu 250°C fixiert und alle Steuerstäbe eingefahren wurden. Die Kritikalitätsrechnung wurde durchgeführt. Der erhaltene Multiplikationsfaktor  $keff_{ref}$  wurde als Referenz genommen. Für jeden Stab wurde auch eine Kritikalitätsrechnung mit dem entsprechenden Stab in der ausgefahrenen Position durchgeführt, der Multiplikationsfaktor  $keff_{stab}$  wurde beibehalten. Die Wirksamkeit des Stabs wurde dann mit dem Kritikalitätsunterschied ausgewertet:

$$\text{Wirksamkeit des Stabs} = \frac{1}{keff_{ref}} - \frac{1}{keff_{stab}}$$

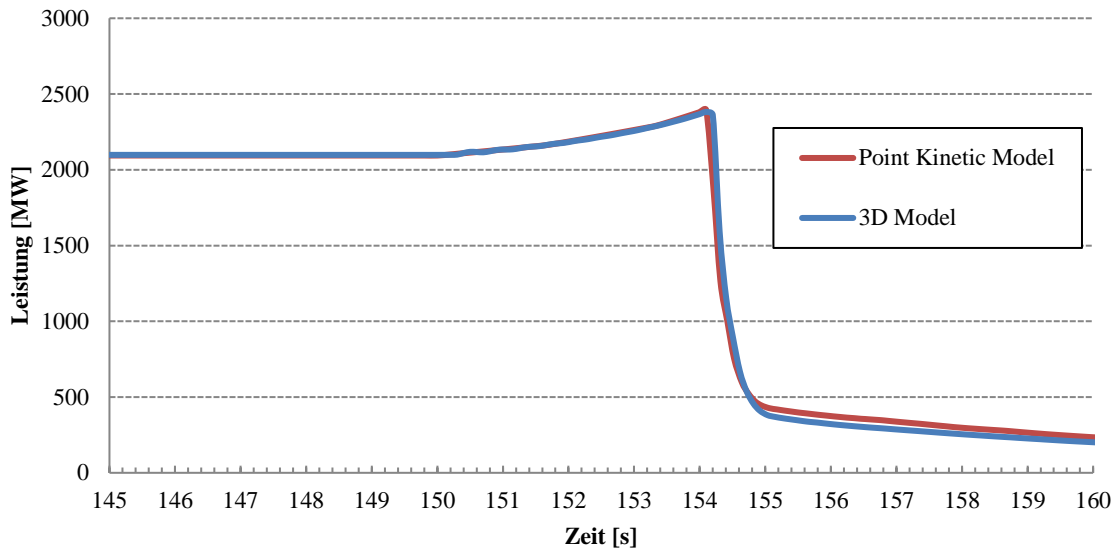
Die Ergebnisse sind in Tab. 5.2 dargestellt. Der Steuerstab 16 hat die höchste Wirksamkeit und ist auf der Abb. 5.9 eingekreist.

**Tab. 5.2** Steuerstabswirksamkeit im BN-800 Kern

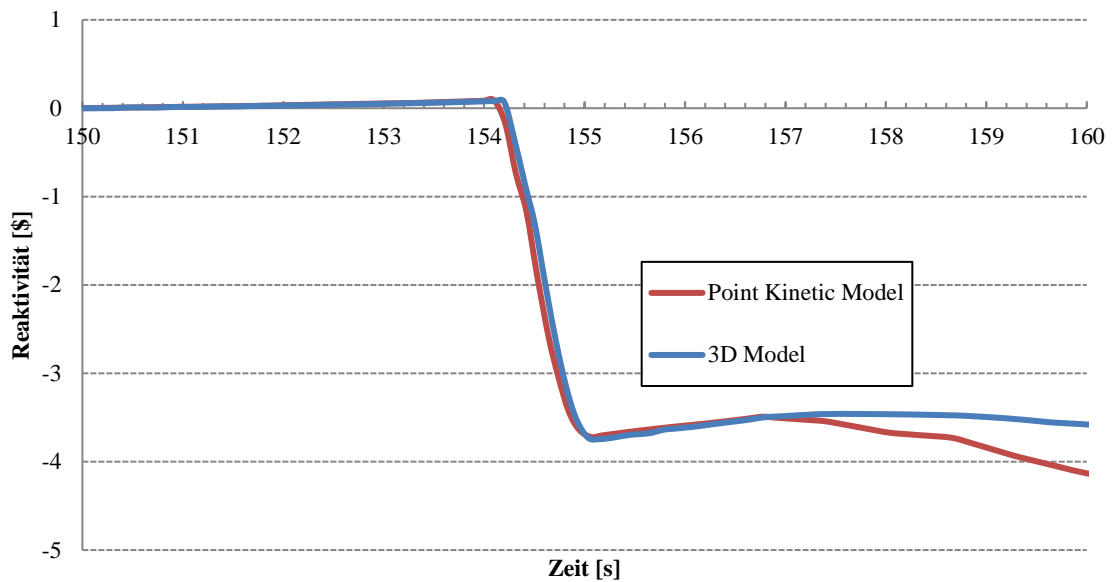
Steuerstabsnummer	Koordinaten des Steuerstabs (i=0 j=0 ist das Kernzentrum)	Steuerstabswirksamkeit [pcm]
1	I= 2 J= 1	339
2	I=-2 J=-1	326
3	I= 3 J=-2	329
4	I=-3 J= 2	336
5	I= 7 J= 0	410
6	I=-7 J= 0	430
7	I= 0 J= 7	464
8	I= 0 J=-7	444
9	I= 3 J= 5	458
10	I=-3 J=-5	440
11	I= 8 J=-3	407
12	I=-8 J= 3	410
13	I= 5 J=-8	434
14	I=-5 J= 8	460
15	I=-7 J= 7	491
16	I= 7 J=-7	497

Die Transiente beginnt bei 150 s nach Erreichen eines stabilen stationären Zustands bei nominaler Leistung. Der ausgewählte Steuerstab (s. Abb. 5.9) beginnt mit einer Geschwindigkeit von 6 cm/s aus der Anfangsposition (38,5 cm) auszufahren. Nach 17 s ist der Steuerstab vollständig ausgefahren und verursacht eine Leistungssteigerung. Wenn die Leistung 110% der nominalen Leistung erreicht, wird das Signal für die Reaktorschnellabschaltung mit 0,5 s Verzögerung ausgelöst. In der Zwischenzeit steigt die Leistung immer noch auf etwa 114% der nominalen Leistung an (2394 MW für das Punktkinetik-Modell gegenüber 2381 MW für das 3D-Modell). Die Reaktorschnellabschaltung tritt ein und der Steuerstab CR-1 fällt innerhalb 1 s in den Kern ein. Im Vergleich zum 3D-Modell überschätzt das Punktkinetik-Modell die Leistung (s. Abb. 5.10), da die Reaktivität überschätzt wird (s. Abb. 5.11). Abb. 5.12 zeigt die Brennstofftemperaturverteilung bei der maximalen Leistung (bei 54,1 s für beide Modelle) in der Mittelebene des Kerns (wo die Temperaturen maximal sind). Es ist zu beobachten, dass das Punktkinetik-Modell die Brennstofftemperatur nicht genau abschätzen kann. Insbesondere für den MOX-Brennstoff werden Abweichungen von bis zu 28% zum 3D-Modell beobachtet (s. Abb. 5.13). Es kann auch beobachtet werden, dass die Brennstofftemperatur für das

Punktkinetik-Modell zonenabhängig (nur eine Brennstofftemperatur pro Brennelementzone LEZ, MEZ, HEZ, MOX) ist, während sie im 3D-Modell brennelementabhängig ist. Das 3D-Modell ermöglicht die Bewertung brennelementbezogener Sicherheitsparameter.



**Abb. 5.10** Kernleistung bei der Stabauswurftransiente



**Abb. 5.11** Reaktivität bei der Stabauswurftransiente

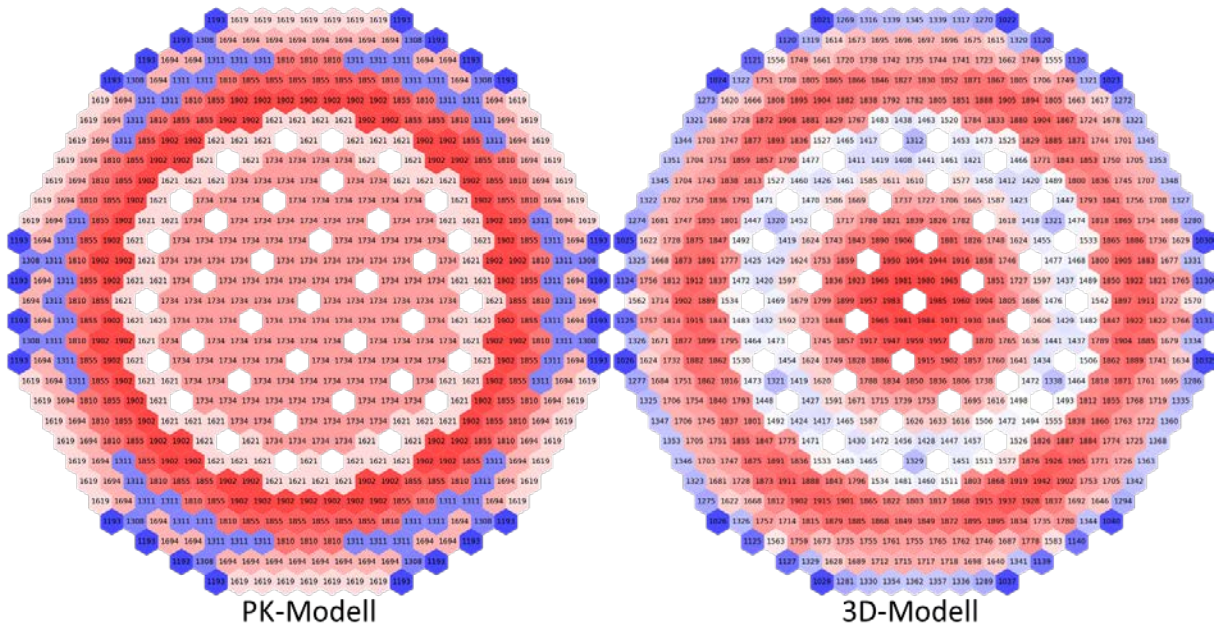


Abb. 5.12 Brennstofftemperaturverteilung (in °C) in der Mittelebene des Kerns bei der maximalen Leistung nach 154 s bei der Stabauswurftransiente.

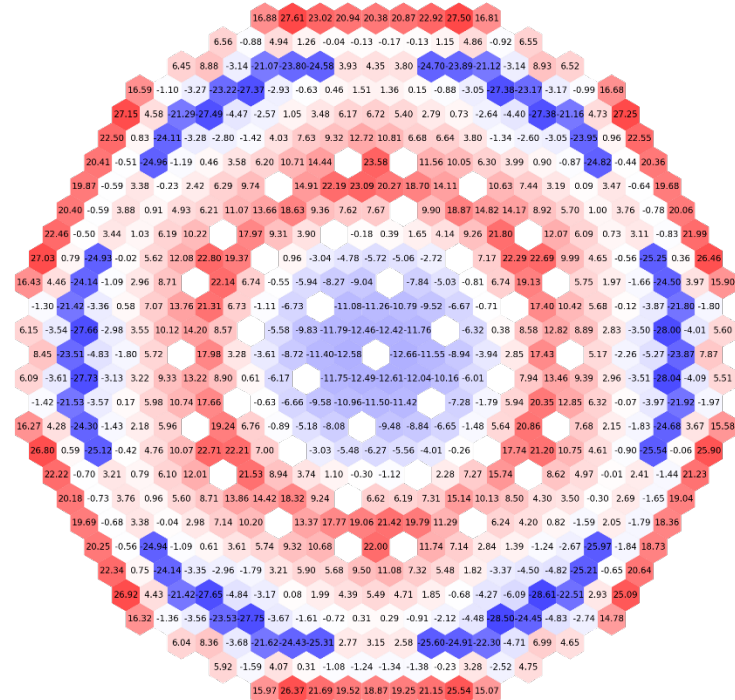
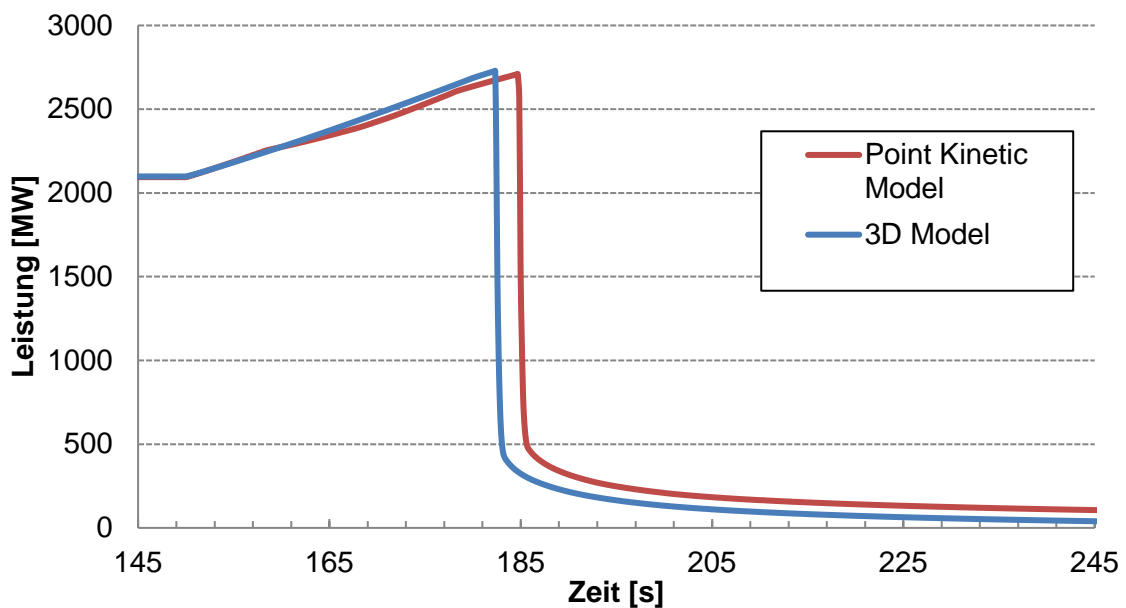


Abb. 5.13 Relative Abweichung in % der Brennstofftemperaturen zwischen den beiden Modellen.

### Steuerstabausfahrtransiente:

Der erste Steuerstab (s. Abb. 5.9) beginnt bei 150 s auszufahren. Die Leistung (s. Abb. 5.14) und die Kernaustrittstemperatur (s. Abb. 5.15) steigen an. Das Signal für die Reaktorschnellabschaltung infolge zu hoher Leistung wurde in der Simulation deaktiviert. Damit wird die Reaktorschnellabschaltung über das Signal der Kernaustrittstemperatur ausgelöst, wenn diese 605°C übersteigt (s. Abb. 5.15), jedoch mit 0,5 s Verzögerung. Die Reaktorschnellabschaltung wird im 3D-Modell 2 s früher (bei 182,3s) als im Punktkinetik-Modell (bei 184,7s) ausgelöst. Abb. 5.16 zeigt die Brennstofftemperaturverteilung bei maximaler Leistung ( $t=182,3$  s für das Punktkinetik-Modell und 184,7 s für das 3D-Modell) in der Mittelebene des Kerns. Wie in der vorherigen Transiente kann das Punktkinetik-Modell die Brennstofftemperatur im Vergleich zum 3D-Modell nicht genau abschätzen. Insbesondere für den MOX-Brennstoff ist eine bis zu 27%ige Abweichung zum 3D-Modell zu erkennen (s. Abb. 5.17).



**Abb. 5.14** Leistung bei der Steuerstabausfahrtransiente



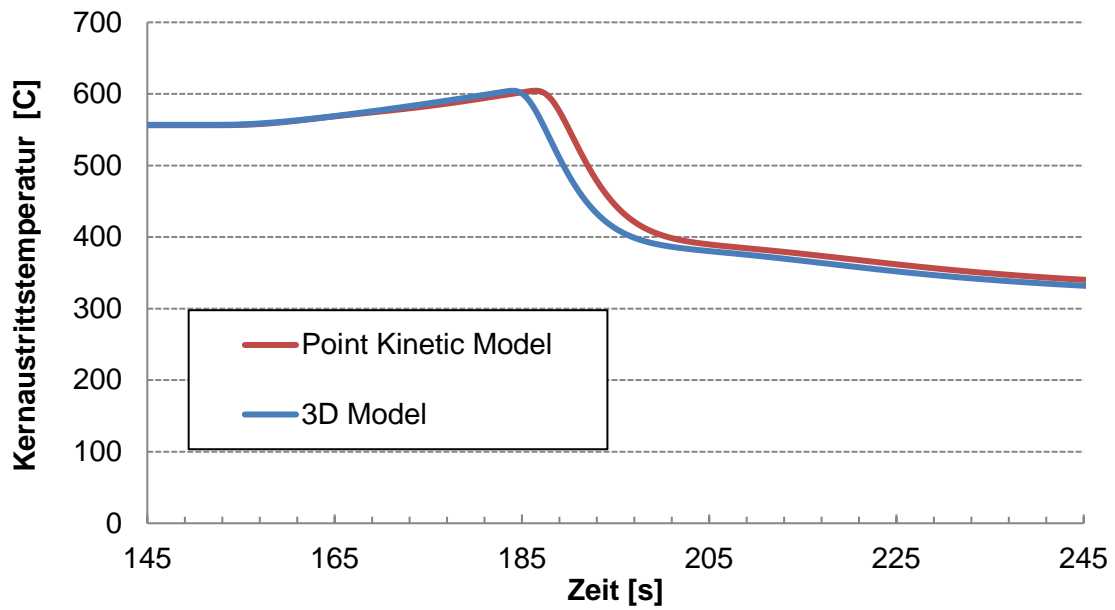


Abb. 5.15 Kernaustrittstemperatur bei der Steuerstabausfahrtransiente

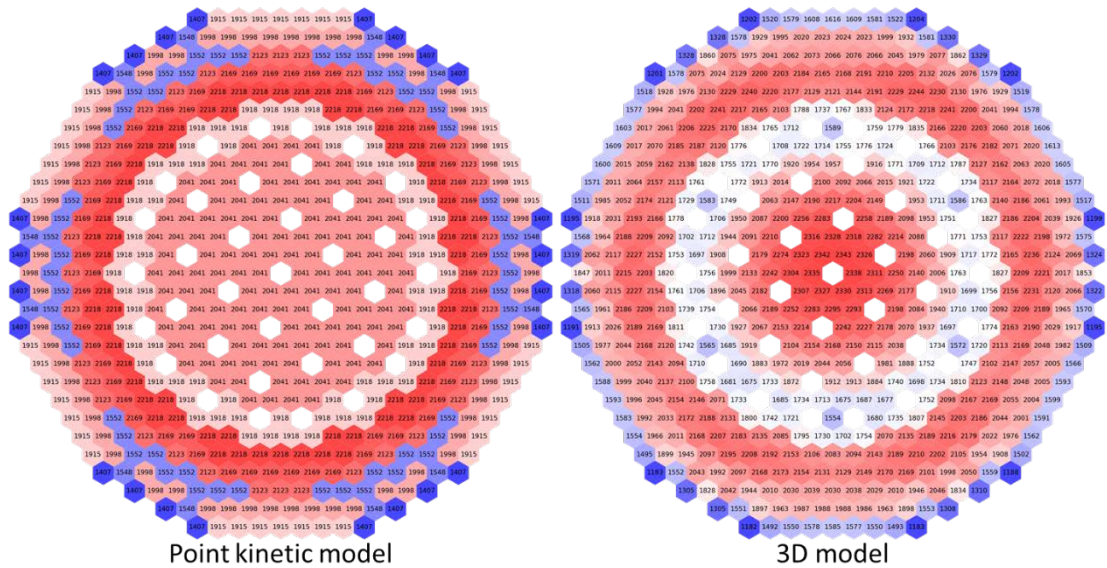
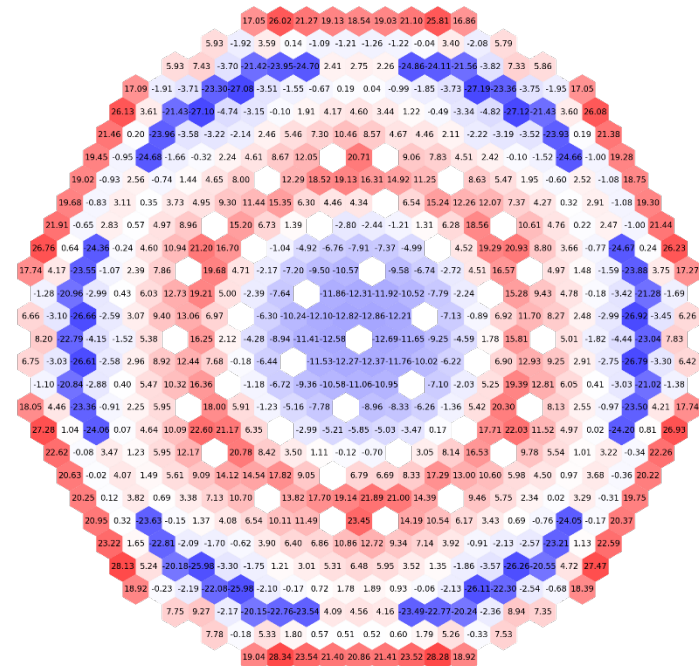


Abb. 5.16 Brennstofftemperaturverteilung (in °C) bei der Mittelebene des Kerns bei der maximalen Leistung bei 182,3 s für das PK-Modell und 184,7 s für das 3D-Modell bei der Steuerstabausfahrtransiente





**Abb. 5.17** Relative Abweichung in % der Brennstofftemperaturverteilung zwischen den beiden Modellen bei der Steuerstabausfahrtransient

Die Ergebnisse zeigen, dass bei der Durchführung der Analyse für den BN-800-Reaktor die Verwendung des Punktkinetik-Modells zu Ungenauigkeiten führen kann, wenn wichtige sicherheitsrelevante Parameter wie die Brennstofftemperaturverteilungen damit berechnet werden. Es zeigt die Notwendigkeit und die Bedeutung der Verwendung von mit ATHLET gekoppelten 3D-Neutronenphysik-Codes, um eine genaue Sicherheitsanalyse für schnellen Reaktoren durchführen zu können.

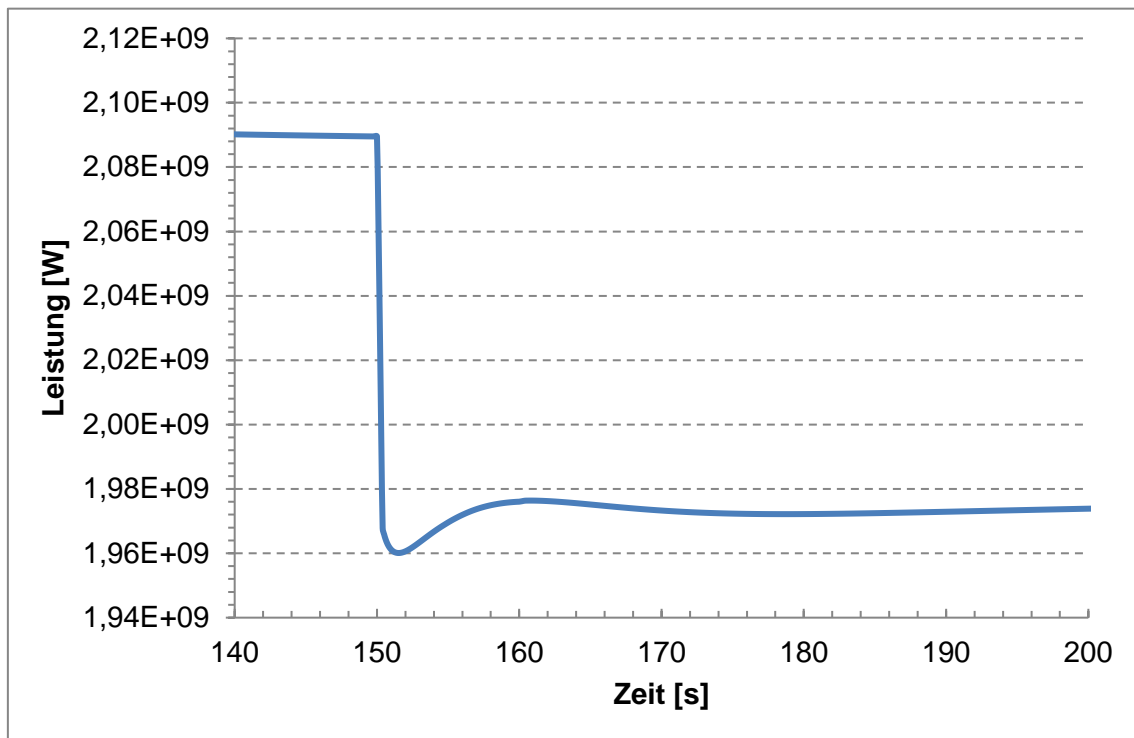
Diese Arbeit wurde in einem Paper /IVA 18/ für die internationale Konferenz PHYSOR 2018 zusammengefasst.

Darüber hinaus wurden zwei weitere Transientenrechnungen mit dem 3D-Modell durchgeführt.

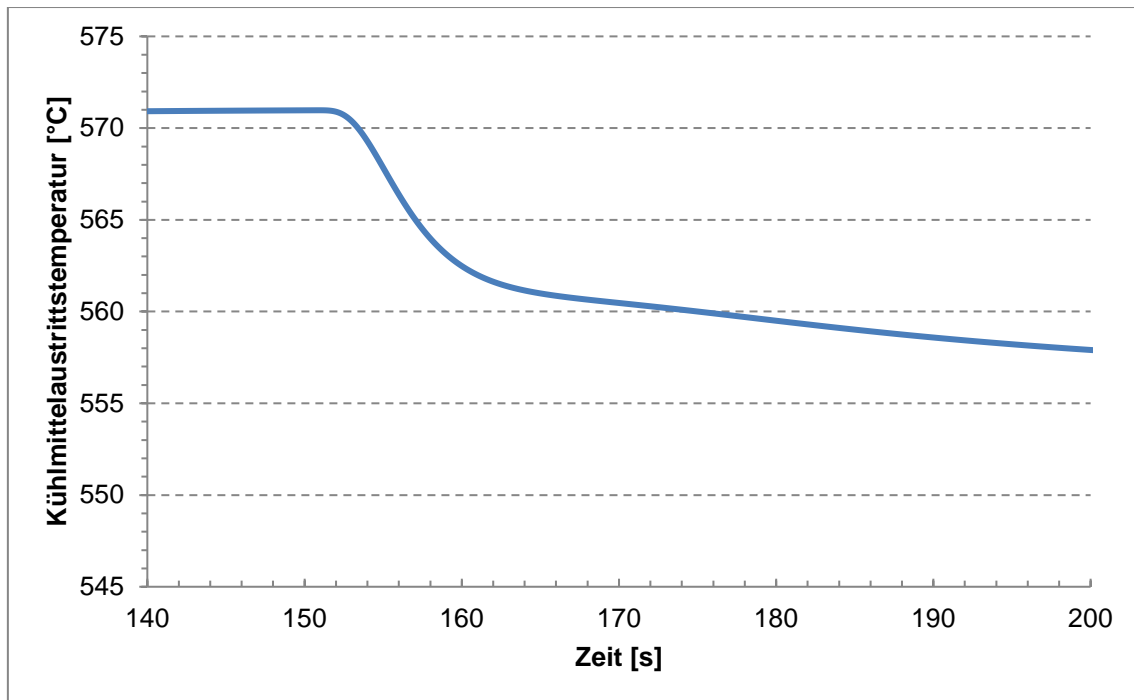
### **Auswerfen eines Brennelements im Betrieb:**

Das Auswerfen eines Brennelements im Betrieb kann im Falle eines mechanischen Versagens auftreten, das zu einer Änderung der Reaktivität des Kerns und der Leistungsverteilung führt.

Das ausgewählte Brennelement liegt im ersten zentralen Ring. Nach 150 s, ist es in 0.5 s um 50 cm ausgefahren. Die Änderung der Reaktivität führt zu einer Senkung der Leistung (s. Abb. 5.18), bis die negative Reaktivität durch Rückkopplungen kompensiert wird. Die Kriterien zur Reaktorschnellabschaltung wurde während der gesamten Dauer der Transiente nicht erreicht. Die Kühlmittelaustrittstemperatur (s. Abb. 5.19) reduzierte sich um 15°C zum Ende der Transiente. Die niedrigste Kernleistung beträgt 1964 MW, was 6% der nominalen Leistung entspricht. Die Akzeptanzkriterien sind eingehalten.



**Abb. 5.18** Totale Kernleistung bei dem Transient Hochziehen eines Brennelements im Betrieb



**Abb. 5.19** Kühlmittelaustrittstemperatur bei der Transiente Auswerfen eines Brennelements im Betrieb

#### **Durchsatzverlust in Brennelementen:**

Diese Transiente bildet die erste Phase eines schweren Unfalls, der mit Natriumsieden und Überschreiten des Akzeptanzkriterien für die Brennstoff- und Hüllrohrtemperaturen einhergeht. Der Durchsatzverlust in einem Brennelement kann auftreten, wenn der Massenstrom zu einem Brennelement ganz oder teilweise blockiert ist. Die Transiente kann sehr schnell zum Schmelzen des Brennelements oder zum Bruch des Hüllrohrs mit Freisetzung von Spaltprodukten in das Natriumkühlmittel führen. Das ist nicht das Ziel dieser Studie.

Um diese Transiente zu simulieren, müssen die Worst-Case-Szenarien vermieden werden, die zu einem drohenden Versagen der Hülle und einer Brennstoffschmelze führen (für diese Szenarien sind verschiedene Modelle zur Simulation der Kernzerstörung und der Freisetzung von Radioaktivität erforderlich). Dazu werden einige Hypothesen aufgestellt:

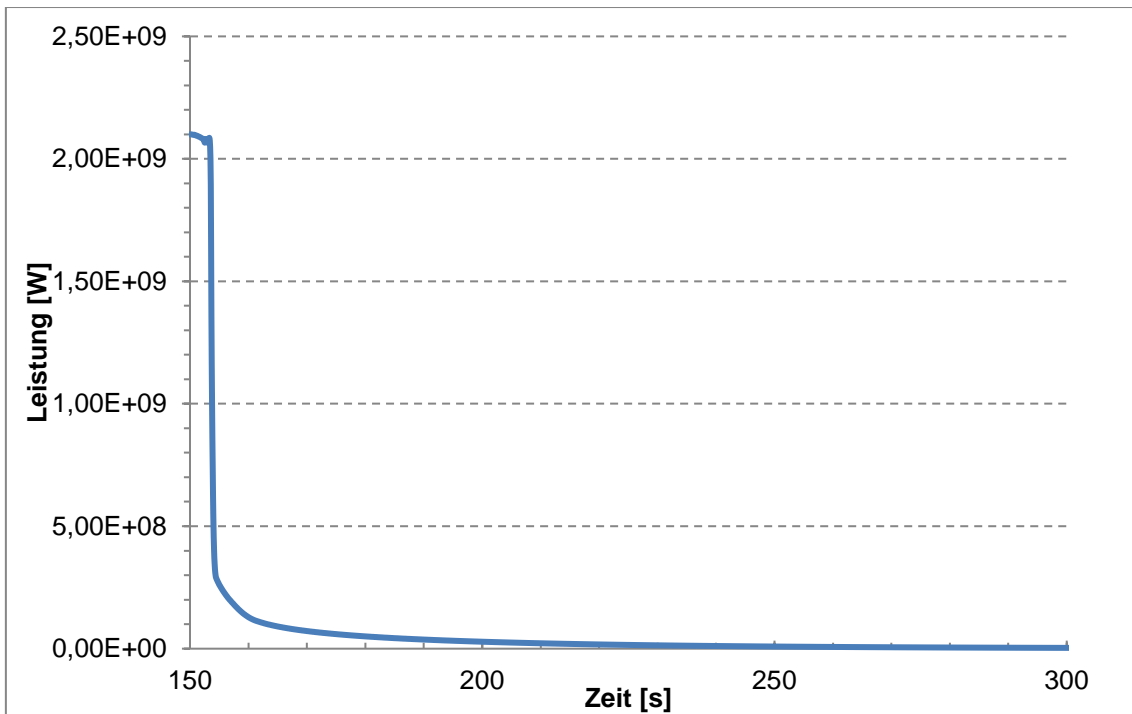
- Die Durchsatzverlust tritt in den sieben zentralen Brennelementen auf, statt nur in einem Brennelement.
- Der Massenstrom wird um 33% reduziert, um die Blockierung einer von drei Düsen der Vorkammer (s. PRE-CHAMBER in Abb. 5.5) zu simulieren.

- als Kernaustrittstemperatur wird anstatt der Temperatur in der Kernaustrittskammer die Temperatur am Austritt jedes Brennelements verwendet, um den Anstieg der Kernaustrittstemperatur rechtzeitig aufzufangen und die Reaktorschnellabschaltung auszulösen.

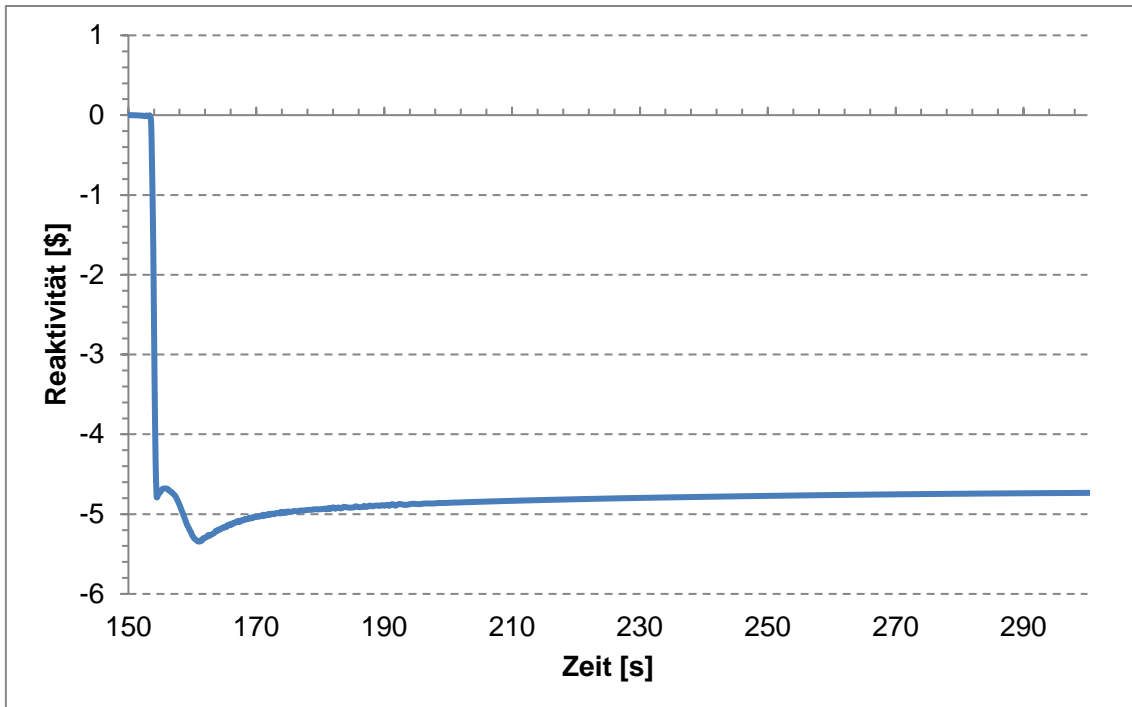
Nach 150 s reduziert sich der Massenstrom in den sieben zentralen Brennelementen in 2 s. Die Kernaustrittstemperatur in den sieben zentralen Brennelementen (s. Abb. 5.23) steigt von 571,5°C auf 605°C in 8 s und die Reaktorschnellabschaltung wird mit 0,5 s Verzögerung aufgelöst. Die erste Steuerstabsgruppe (SR-1) wird in 1 s vollständig in den Kern eingeführt. Die zweite Gruppe (SR-2) wird in 6 s vollständig in den Kern eingeführt. Die Reaktivität (s. Abb. 5.21) und die Leistung (s. Abb. 5.20) fallen sehr schnell. Die maximale Hüllrohrtemperatur (s. Abb. 5.22) der sieben Brennelemente übersteigt die Temperatur von 705°C nicht, die niedriger als die Akzeptanzkriterien ist. Die Brennstofftemperatur überschreitet auch die Akzeptanzkriterien nicht. Es tritt kein Natriumsieden auf.

Bei dieser Simulation wurden keine Akzeptanzkriterien überschritten. Trotzdem zeigt dieses Szenario, wie schnell die Temperatursteigerung sein kann.

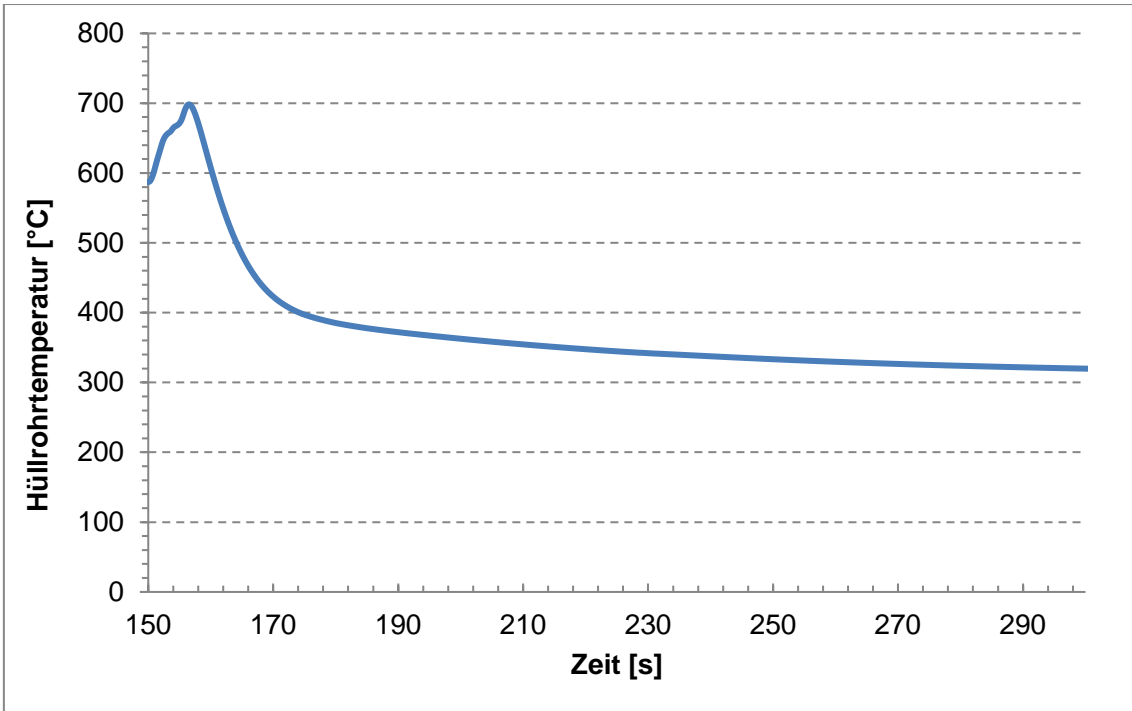
In einem nächsten Schritt wurde das Modell angepasst, um Natriumsieden zu simulieren.



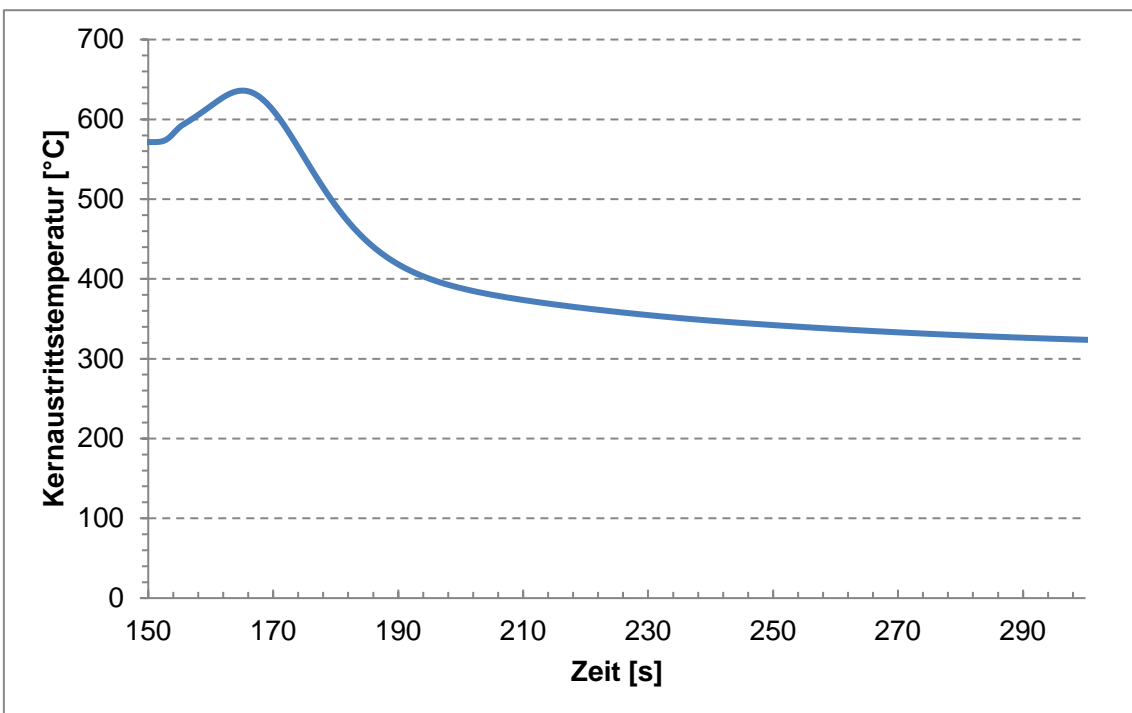
**Abb. 5.20** Kernleistung bei der Transiente Durchsatzverlust in Brennelementen



**Abb. 5.21** Reaktivität bei der Transiente Durchsatzverlust in Brennelementen



**Abb. 5.22** Maximale Hüllrohrtemperatur bei der Transiente Durchsatzverlust in Brennelementen



**Abb. 5.23** Kernaustrittstemperatur in den sieben zentralen Brennelementen bei der Transiente Durchsatzverlust in Brennelementen

### 5.1.5 Modellierung von Natriumsieden im natriumgekühlten schnellen Reaktor BN-800

Ein weiterer Schwerpunkt war die Modellierung von Natriumsieden im BN-800 Reaktor. Natriumsieden kann bei bestimmten Unfällen im natriumgekühlten schnellen Reaktor auftreten. Da der Void-Reaktivitätskoeffizient in diesem Reaktortyp positiv sein kann, ist die realistische Modellierung dieses Phänomens von großer Sicherheitsrelevanz. Die neue Release-Version von ATHLET (v3.2) ist in der Lage, Natriumsieden zu simulieren. Um gekoppelte Simulationen durchführen zu können, soll die Parametrisierung der Wirkungsquerschnitte das Sieden des Natriums berücksichtigen. Die Fähigkeit von DYN3D-MG zur richtigen Berechnung des Natrium-Void-Reaktivitätseffekts soll bewertet werden. Es ist bereits bekannt, dass die Lösung der Diffusionsgleichung im Fall von Sieden fragwürdig und empfindlich ist.

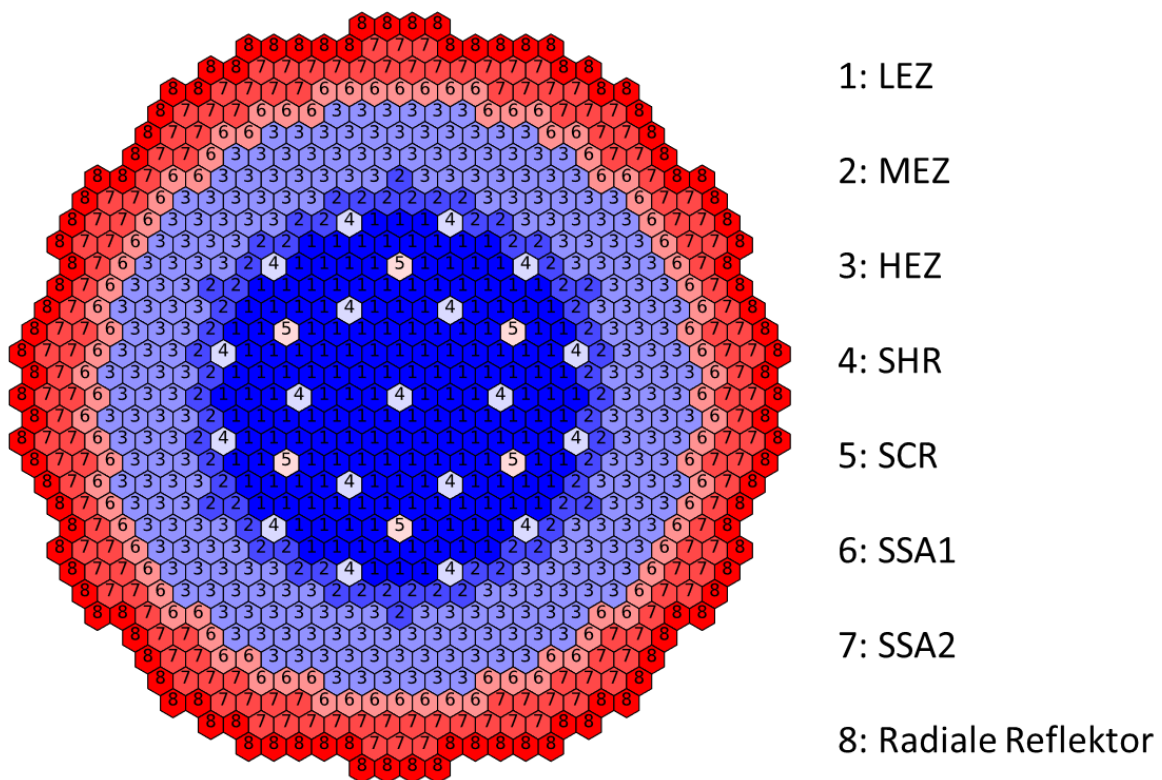
Um die Methode zu validieren, wird ein Benchmark für den BN600 MOX Kern von der IAEA /IAE 13/ verwendet, der für die Bewertung des Natrium-Void-Reaktivitätseffekts bestimmt ist. Neue Methoden zur Wirkungsquerschnittserzeugung müssen entwickelt werden. Der BN600-Benchmark entspricht dem BN-600-Reaktor bei nominaler thermischer Leistung von 1470 MW zu Gleichgewichtszyklusbeginn. Der Kern (s. Abb. 5.24) besteht aus drei Zonen mit niedrig-, mittel- und hochangereichertem MOX Brennstoff (bezeichnet als LEZ, MEZ, HEZ). In der LEZ-Zone gibt es sechs Steuerstäbe für die Leistungssteuerung und die Reaktorschnellabschaltung (SCR) sowie 19 Steuerstäbe für die Kompensierung des Brennstoffabbrands (SHR). Die HEZ-Zone ist von zwei Ringen aus Stahlelementen (SSA1 und SSA2) als radialen Schilden und einem Ring aus Reflektorelementen (radialer Reflektor) umgeben. Der Zentralabstand zwischen zwei Brennelementen beträgt 9.902 cm. Für den Brennstoff wird eine einheitliche Temperatur von 1500 K vorgegeben. Alle Strukturelemente und das Kühlmittel haben eine einheitliche Temperatur von 600 K.

Die Wirkungsquerschnitte wurden mit NEWT von SCALE vorbereitet. NEWT scheint ein gewisses Genauigkeits- und Konvergenzproblem für Reaktoren mit schnellem Neutronspektrum zu haben, insbesondere im Fall von Sieden. Deshalb soll eine neue Methodologie zur Wirkungsquerschnittserzeugung entwickelt werden. Das soll analog, wie in /BOU16/ beschrieben, geschehen: der gesamte 3D-Kern wird im Monte Carlo Code Serpent für verschiedene Zustände (Brennstofftemperatur, Kühlmitteltemperatur) modelliert. Für jede Serpent-Rechnung wurden die ENDF/B-VII.0 Datenbibliothek und 3 000 aktive Zyklen (100 inaktive) mit 500 000 Neutronenhistorien pro Zyklus verwendet, um

statistisch zuverlässige Ergebnisse (Unsicherheit weniger als 3 pcm für den Multiplikationsfaktor) zu erhalten. Für jeden Wirkungsquerschnittstyp erzeugt Serpent homogenisierte Wirkungsquerschnitte in wenigen Gruppen mit einer realistischen Neutronenflussverteilung. Die resultierenden Weniggruppen-Wirkungsquerschnitte werden dann in DYN3D für die Ganzkernberechnung verwendet. Fünf Zustände wurden berechnet:

- Nominaler Zustand.
- Total-geleerter Zustand: das gesamte Kühlmittel (Natrium) ist aus dem Kern entfernt.
- Geleerte LEZ-Zone: Nur die LEZ-Zone hat kein Kühlmittel mehr.
- Geleerte MEZ-Zone: Nur die MEZ-Zone hat kein Kühlmittel mehr.
- Geleerte HEZ-Zone: Nur die HEZ-Zone hat keine Kühlmittel mehr.

Der Multiplikationsfaktor wird für jeden Fall mit DYN3D-MG ermittelt und mit der Berechnung mit Serpent verglichen. Die Ergebnisse werden in Tab. 5.3 dargestellt.



**Abb. 5.24** BN600-Benchmark Kernbeladung

Es scheint, dass die 8-Energie-Gruppenstruktur in der Simulation zu einer großen Ungenauigkeit bezüglich des Multiplikationsfaktors führt, die Abweichungen betragen von 56 pcm bis 198 pcm.



Um diese Ergebnisse zu verbessern wird eine weitere Energie-Gruppenstruktur untersucht. In der Veröffentlichung /FRI 13/ haben die Autoren mit Serpent Wirkungsquerschnitten eine 24-Energie-Gruppenstruktur (s. Tab. 5.4) erzeugt. Bei der Simulation eines natriumgekühlten schnellen Reaktors in DYN3D-MG haben sie damit gute Ergebnisse erzielt.

In einem vorherigen Paper /IVA 16/ wurde eine 28-Energie-Gruppenstruktur von /MAN 00/ benutzt. Deshalb wurden die Wirkungsquerschnitte sowohl mit 24-Energie-Gruppen als auch mit 28-Energie-Gruppen berechnet und anschließend in DYN3D-MG verwendet. Dabei hat sich gezeigt, dass DYN3D-MG mit den Wirkungsquerschnittsbibliothek auf Basis der 28-Energie-Gruppenstruktur nicht konvergieren konnte.

Die Simulationsergebnisse mit den Wirkungsquerschnittsbibliotheken mit 24-Energie-Gruppenstruktur bzw. mit 8-Energie-Gruppenstruktur werden in der Tab. 5.4 gegenübergestellt. Die Ergebnisse für 24 Energiegruppen sind besser als die für 8 Gruppen. Die Abweichung des Multiplikationsfaktors von dem der Referenzrechnung wird durch den Faktor zwei (außer dem total geleerten Zustand) geteilt. Außer dem total geleerten Zustand ist die Abweichung unter 50 pcm. Das zeigt, dass DYN3D-MG unter Verwendung von mit Serpent erzeugten Wirkungsquerschnitten in einer 24-Energie-Gruppenstrukturen Natriumsieden im natriumgekühlten schnellen Reaktor präzise simulieren kann.

Für zukünftige Transientenrechnungen sollten deshalb neue Wirkungsquerschnittsbibliotheken mit 24-Energie-Gruppen erzeugt werden.

**Tab. 5.3** Multiplikationsfaktoren berechnete mit Serpent und DYN3D (mit 8- und 24-Energie-Gruppenstrukturen)

Serpent		DYN3D			
		8-Energie-Gruppen		24-Energie-Gruppen	
Zustand	$K_{\text{eff}}$	$K_{\text{eff}}$	Relative Abweichung, pcm	$K_{\text{eff}}$	Relative Abweichung, pcm
Nominal	1.01236	1.012938	56	1.01257	21
Total entleerter Kern	1.01962	1.021681	198	1.02125	156
entleerte-LEZ-Zone	1.01923	1.01997	71	1.01961	37
entleerte-MEZ-Zone	1.01417	1.01481	62	1.01442	24
entleerte-HEZ-Zone	1.01169	1.01263	91	1.01219	49

**Tab. 5.4** Untergrenzen der 24-Energiegruppen-Struktur

Group Index	Untergrenze [MeV]	Group Index	Untergrenze [MeV]	Group Index	Untergrenze [MeV]
1	1.0000E+01	9	1.8316E-01	17	3.3546E-03
2	6.0653E+00	10	1.1109E-01	18	2.0347E-03
3	3.6788E+00	11	6.7379E-02	19	1.2341E-03
4	2.2313E+00	12	4.0868E-02	20	7.4852E-04
5	1.3534E+00	13	2.4788E-02	21	4.5400E-04
6	8.2085E-01	14	1.5034E-02	22	3.1203E-04
7	4.9787E-01	15	9.1188E-03	23	1.4894E-04
8	3.0197E-01	16	5.5309E-03	24	1.0000E-11

### 5.1.6 Entwicklung eines Python-Moduls im Kernsimulator KMACS für Wirkungsquerschnittserzeugung

Simulationen mit Diffusionscodes (wie z. B. DYN3D-MG) erfordern Wirkungsquerschnitte, die mit dem Transportcode NEWT von SCALE oder mit dem Monte Carlo Code Serpent erzeugt werden. Die Inputs für NEWT oder Serpent wurden bis jetzt per Hand vorbereitet, was fehleranfällig ist. Um Fehler zu vermeiden, müssen Python-Skripte geschrieben werden.

KMACS ist ein Kernsimulator der GRS und wurde für DWR entwickelt. Er besteht aus Python-Modulen, die:

- Eingabedateien für verschiedene nukleare Codes (wie z.B. SCALE, HELIOS, QUABOX/CUBBOX, DYN3D, ATHLET) erzeugt,
- ihre Ausführung starten,
- relevante Daten aus den Ausgabedateien extrahieren und sie in einer zentralen Datenbank speichern, die auch für Datenaustausch und Analyse dient.

KMACS verfolgt einen zweistufigen Ansatz. Der erste Schritt ist die Wirkungsquerschnittserzeugung in einer Zwei-Energie-Gruppenstruktur. Der zweite Schritt ist die Zyklusberechnung.

Die Idee ist ein besonderes Modul für schnelle Reaktoren zu entwickeln. Dieses Modul generiert automatisch die Serpent-Eingabedateien für die Wirkungsquerschnittserzeugung. Das bedeutet, dass das Modul sich nur auf den ersten Schritt von KMACS (Wirkungsquerschnittserzeugung) bezieht.

Die mit diesem Modul erstellten Serpent-Modelle sind analog zu den in /BOU 16/ beschrieben. Der gesamte 3D-Kern wird für verschiedene Zustände (Brennstofftemperatur, Kühlmitteltemperatur) modelliert. Die nuklearen Daten-Bibliotheken ENDF-B-7.0 oder JEFF3.1.1 können ausgewählt werden. Für jedes Material erzeugt Serpent einen homogenisierten Wirkungsquerschnitt in wenigen Gruppen mit einer realistischen Neutronenflussverteilung.

Das Modul wurde erstellt und am Beispiel des BN-600-Benchmarks getestet. Die Serpent-Eingabedateien wurden wie erwartet erstellt. Dieses Modul kann die KMACS-Eingabedatei lesen und in die gewünschten Serpent-Eingabedateien konvertieren. Es befindet sich noch in der Testphase. Zukünftig sollte dieses Modul weiterentwickelt werden, um es vollständig im KMACS integrieren zu können.

### **5.1.7 Berechnung des Brennstoff-Abbrands für den BN600-MOX-Kern**

Eines der Ziele des Kernsimulator KMACS ist die Berechnung des Brennstoff-Abbrands. Allerdings bleibt die Berechnung des Brennstoff-Abbrands für Systeme mit schnellem Spektrum ein komplexes Thema, das sorgfältig behandelt werden muss. Während KMACS für die Abbrandberechnung von DWR validiert ist, war der neue Modul für schnelle Reaktoren bisher nicht in der Lage Abbrandrechnungen durchzuführen.

Deshalb sollten entsprechende Untersuchungen sollten durchgeführt und eine neue Methode entwickelt werden.

Der IAEA Benchmark /IAE 13a/ für den BN600-MOX-Kern bietet u.a. Daten für die Berechnung des Brennstoff-Abbrands. Die Kernbeladung ist in Abb. 5.24 dargestellt. Die Beteiligten des Benchmarks wurden gebeten, eine Brennstoff-Abbrandrechnung eines Equilibrium-Zyklus (d.h. Brennelemente sind schon teilweise abgebrannt und enthalten Spaltprodukte) von 140 äquivalenten Volllast-Tagen zu machen.

Die neue entwickelte Methode besteht aus einem Model des gesamten Kerns für den Monte-Carlo Code Serpent. Dieser kann den Brennstoff-Abbrand berechnen. Diese Methode hat den Vorteil, dass keine Wirkungsquerschnittserzeugung erfordert ist. Aber sie erfordert große Rechnerkapazitäten, um konvergierte Ergebnisse zu erhalten.

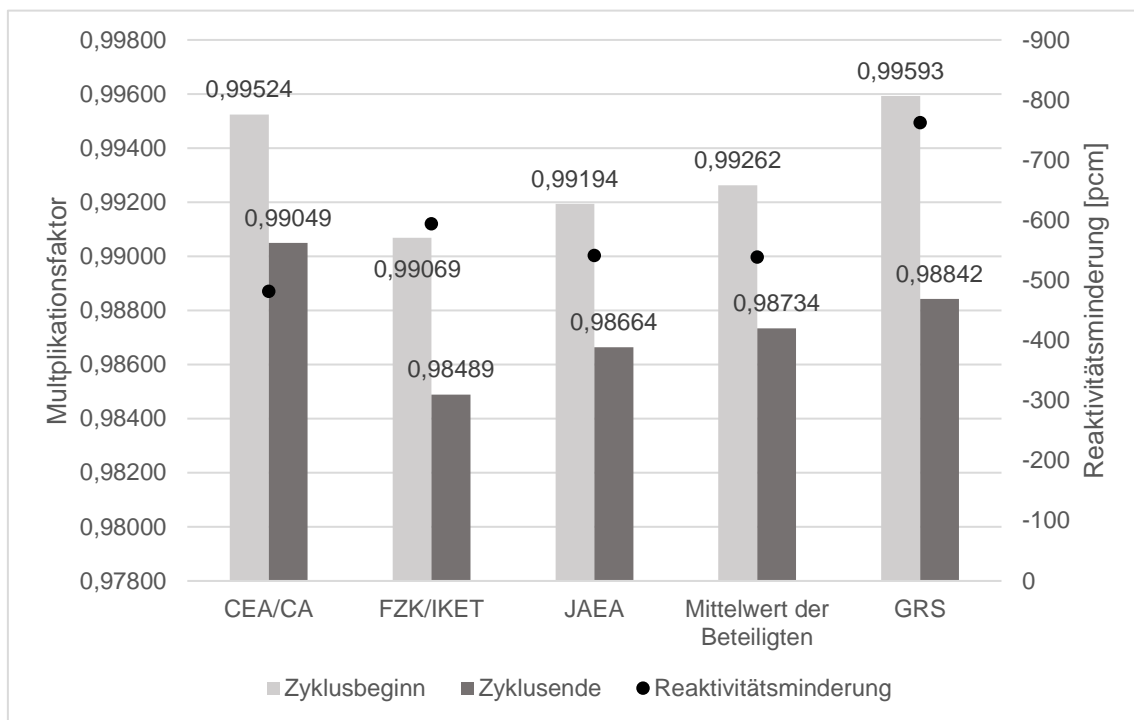
Der erste Schritt ist die Ermittlung der Zusammensetzung der Spaltprodukte, dazu stellt der Benchmark nicht die Zusammensetzung der Spaltprodukte, sondern nur die Konzentration der gesamten Spaltprodukte pro Brennstofftyp bereit. Mit einem einfachen 2D-Modell des LEZ-Brennelements mit reflektierenden Randbedingungen wurde eine Abbrandrechnung von 140 Volllast-Tagen durchgeführt. Dabei wurde eine Liste mit 1 300 Spaltprodukten generiert. Die ersten 36 Spaltprodukte haben 85% zur gesamten Spaltproduktkonzentration beigetragen und wurden für die weiteren Rechnungen ausgewählt.

Die Rechnung wurde mit der ENDF/B-VII.0 Datenbibliothek und 1 000 aktiven Zyklen (100 inaktive) mit 100 000 Neutronenhistorien pro Zyklus durchgeführt, um statistisch zuverlässige Ergebnisse (Unsicherheit auf den Multiplikationsfaktor weniger als 6 pcm) zu erhalten.

Abb. 5.25 zeigt die Ergebnisse für den Multiplikationsfaktor bei der Berechnung des Brennstoff-Abbrands für den BN600-MOX-Kern von den Beteiligten des Benchmarks und GRS. Es ist ersichtlich, dass die Standardabweichung der Ergebnisse der Beteiligten sehr groß ist: sie liegt bei 192 pcm bzw. 234 pcm am Zyklusbeginn bzw. am Zyklusende. Die mit Serpent ermittelten Multiplikationsfaktoren liegen im Drei-Sigma-Bereich. Am Zyklusbeginn bzw. Zyklusende weicht der Multiplikationsfaktor um 398 pcm bzw. 126 pcm des Multiplikationsfaktormittelwertes ab. Die Abweichungen können verschiedene Ursache haben. Eine mögliche Ursache ist, dass von verschiedenen Teilnehmern unterschiedliche Datenbibliotheken benutzt worden sind. Die schwarzen Punkte in der

Abb. 5.25 stellen die Reaktivitätsminderung während des Zyklus dar. Hierfür ist die Standardabweichung kleiner als die für die Multiplikationsfaktoren und liegt bei 46 pcm. Das erzielte Ergebnis liegt außerhalb des Drei-Sigma-Bereichs. Viele Untersuchungen wurden durchgeführt, um den Input zu prüfen. Es scheint, dass keinen Fehler im Input gibt. Eine mögliche Ursache ist die vorgegebene Zusammensetzung der Spaltprodukte.

Dieser erste Test zeigt, dass diese Methode für die Brennstoff-Abbrandrechnung für Systeme mit schnellem Spektrum grundsätzlich geeignet ist. In der Zukunft sollte die Methode weiterentwickelt und verfeinert werden.



**Abb. 5.25** Multiplikationsfaktor für die Berechnung des Brennstoff-Abbrands für den BN600-MOX-Kern von den Beteiligten des Benchmarkts und GRS

### 5.1.8 Implementierung einer natriumspezifischen Druckverlustkorrelation in ATHLET 3.2 über die ATHLET-Python-Schnittstelle

Dieser Schwerpunkt betrifft die Implementierung einer für Natrium spezifischen Druckverlustkorrelation in ATHLET durch die vorhandene ATHLET-Python-Schnittstelle. Die Version ATHLET 3.2 benutzt die LIBFDE-Bibliothek<sup>2</sup>, die u.a. die direkte Änderung der

<sup>2</sup> <https://github.com/Zorkator/libfde>

internen Variablen in ATHLET mit Python-Code möglich macht. Das bedeutet, dass neue Korrelationen verwendet werden können, ohne den ATHLET-Quellcode zu ändern.

Hierbei geht es um die Druckverlustkorrelation im Brennelement. ATHLET benutzt eine eigene Korrelation, die für DWR-Brennelemente spezifisch ist und validiert wurde. Es wurde untersucht, ob eine für Natrium spezifische Druckverlustkorrelation die ATHLET-Ergebnisse weiter verbessern könnte.

Die SEC NRS-Kollegen haben hierzu Daten aus einem russischen Experiment zur Verfügung gestellt, welches mit einem Brennelement vom BN-Typ durchgeführt wurde. Es wurden zwei Nachrechnungen mit ATHLET durchgeführt. Für den ersten Test wurde die Druckverlustkorrelation von ATHLET verwendet, während im zweiten Test die ATHLET-Python-Schnittstelle genutzt wurde, um eine spezielle Korrelation aus der Literatur zu verwenden. Die Ergebnisse mit der ATHLET-Korrelation stimmten relativ gut mit dem Experiment überein. Dennoch sind die Ergebnisse der Nachrechnung des Experiments bisher wenig zufriedenstellend. Zukünftig sollen weitere Anpassungen und eine Weiterentwicklung durchgeführt werden, um die Ursachen der Abweichungen besser nachvollziehen zu können.

## **5.2 Methodenentwicklung zur Nutzung Künstlicher Neuronaler Netze (KNN) am Beispiel des OECD/NEA-Benchmarks Rostow-2**

### **5.2.1 Analyse des vorläufigen Datensatzes aus dem Rostov-2 Benchmark**

#### **5.2.1.1 Einführung**

Künstliche neuronale Netze können versteckte Zusammenhänge zwischen Daten aufzeigen. Bevor ein KNN angewendet werden kann, müssen die Daten mit den üblichen Tools analysiert werden. Dadurch verschafft man sich einen besseren Überblick um damit präzise Fragestellungen zu der Nutzung von KNN spezifizieren zu können.

Die unten analysierten Daten sind vorläufige Daten aus der Rostov-2 Benchmark Spezifikation /AVR 18/. Die Daten wurden „wiederhergestellt“ – d.h. es handelt sich hierbei um die Ergebnisse von Rechnungen, die gegenüber den vorhandenen Experimentdaten justiert wurden.

Die vorläufige Analyse zeigt Zusammenhänge und Trends in den Daten, die später auch mit Hilfe von KNN analysiert werden sollen.

### **5.2.1.2 Beschreibung des Datensatzes**

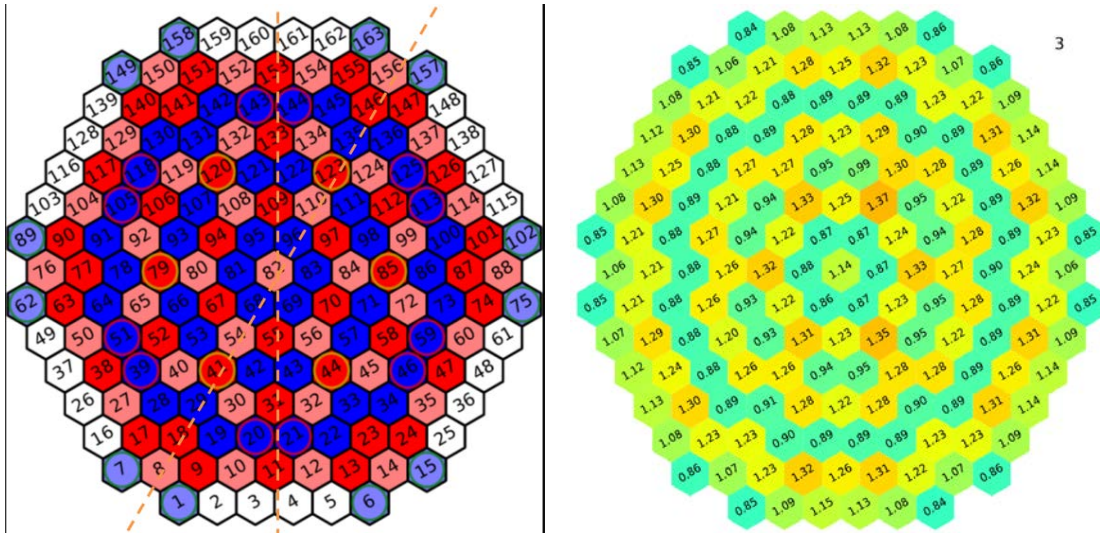
Der analysierte Datensatz beschreibt den Zeitverlauf der Leistungsverteilung und der Temperaturen im oberen Bereich eines WWER-1000 Kerns während einer Transiente. In der Transiente wird die sinkende Borkonzentration durch die Einführung von Steuerstäbe kompensiert.

Der Zeitverlauf der Leistungs- und Temperaturverteilung ist in 3 608 Zeitpunkten mit einem Abstand von 1 s. gegeben und deckt somit ca. eine Stunde ab. Die räumliche Leistungsverteilung wird für jeden Zeitpunkt durch 163 (Anzahl der Brennelemente im Kern) mal 16 (Anzahl der axialen Schichten), also insgesamt 2 608 Werte repräsentiert. Die Temperaturen im BE-Kopf sind für 94 BE gegeben, dies gilt auch für jeden Zeitschritt.

Die oben beschriebenen Daten wurden mit den Daten zur Kernbeladung ergänzt, so dass die Position sowie der Typ aller BEs im Kern spezifiziert wurden.

### **5.2.1.3 Darstellung der Asymmetrie**

Die Ursache der Transiente – die Änderung der Borkonzentration im Kühlmittel – wird durch die Einspeisung von Deionat in allen vier Schleifen des primären Kühlkreislauf initiiert. Die Entnahme des Kühlmittels wird dagegen nur aus zwei Schleifen durchgeführt, was potenziell zu einer radialen Asymmetrie der Neutronenflussverteilung sowie der Leistungs- und der Temperaturverteilung führen kann. Ein direkter Vergleich der Leistungsdichte unterschiedlicher BE auf einem bestimmten axialen Niveau deckt diese Asymmetrie nicht auf, weil die radiale Verteilung der Leistung stark durch den BE-Typ und den Abstand von der Kernmitte bzw. radialem Reflektor bestimmt ist. Als Beispiel zeigt die Abb. 5.26 die radiale Leistungsverteilung in der vierten axialen Schicht von unten. Die relative Leistung ändert sich von 0.84 bis 1.37 und wiederholt das Muster der Kernbeladung. Obwohl es Unterschiede in der Leistung der symmetrischen BEs gibt (z. B die Eck-BEs der 2. Reihe mit den Nummern 54, 56, 80, 84, 108 und 110 haben eine Leistung zwischen 1.31 und 1.37), sind diese Unterschiede wesentlich kleiner und deshalb nicht auf dem Gesamtbild erkennbar.



**Abb. 5.26** Rostov-2 Kernbeladung (links) und radiale normierte Leistungsdichte in der vierten axialer Schicht von unten (rechts)

Nichtdestotrotz kann man die Asymmetrie der radialen Verteilung sichtbar machen, wenn man die 30°-Symmetrie der Kernbeladung berücksichtigt. In einem stationären Zustand mit symmetrischer Zufuhr von Kühlmittel (wenn die Eintrittsparametern aller Kühlmittelschleifen gleich sind) sollte die radiale Leistungsverteilung auch eine 30°-Symmetrie aufweisen. Eine Abweichung von dieser Symmetrie kann auf den Einfluss der Asymmetrie der Kühlmittelzufuhr zurückgeführt werden.

Für die Verteilung eines Parameters  $p_i$ , wobei  $i$  der BE Nummer entspricht und sich von 1 bis einschließlich 163 ändert, vergleichen wir die  $p_i$  nicht direkt miteinander, sondern die symmetrische Abweichung, also die Abweichung vom Mittelwert. Dieser Mittelwert wird nur über die symmetrischen zu  $p_i$  Elemente gebildet.

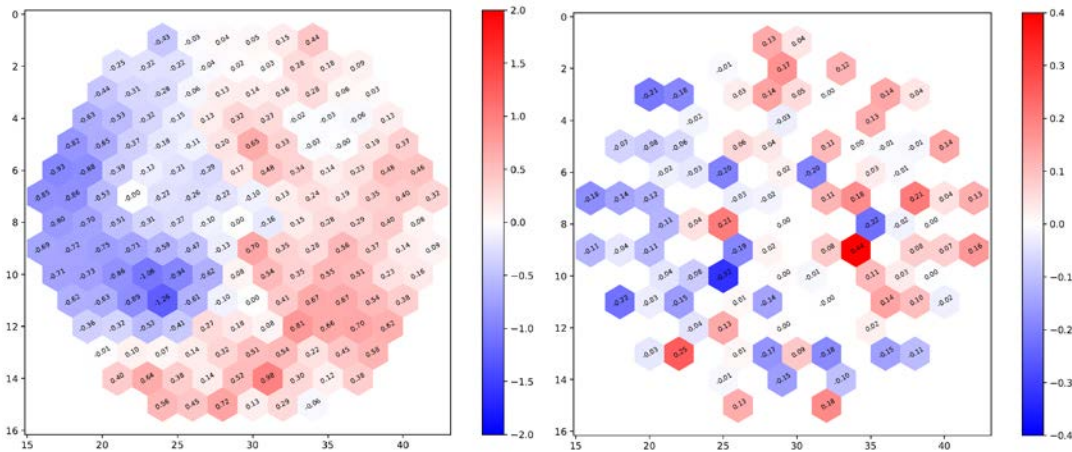
$$\tilde{p}_i = p_i - \frac{1}{N_i} \sum_{k \in S_i} p_k$$

$S_i$  ist eine Menge aus den BE Indexen, die zu dem BE mit dem Index  $i$  symmetrisch sind.  $N_i$  ist die Anzahl der Elemente in  $S_i$  ( $i$  ist auch in  $S_i$ ). Zum Beispiel, für das BE mit dem Index 110 sind die BE mit den Indizes 54, 56, 80, 84 und 106 symmetrisch, weshalb  $S_{110} = \{54, 56, 80, 84, 106, 110\}$  ist. Bei der symmetrischen Verteilung ergibt (1.1) null.

Die symmetrische Abweichung der gesamten BE Leistung (axial integriert) am Anfang der Transiente (Abb. 5.27, links) liegt im Bereich  $-/+ 2\%$  und zeigt, dass die linke Seite des Kerns weniger Leistung hat. Ähnlich wurde auch die Temperaturverteilung am Kopf



de BEs analysiert (Abb. 5.27, rechts). Der Unterschied zu den Leistungsdaten ist, dass die Temperatur nicht zu jedem BE gegeben ist (nur 96 von insgesamt 163 BE verfügen über Temperaturdaten). Die symmetrische Abweichung der Temperatur liegt im Bereich von  $\pm 0.4\%$ . Die negativen Abweichungen liegen überwiegend im linken Teil des Kerns, ähnlich der Leistungsabweichung, dieser Trend ist aber weniger ausgeprägt.

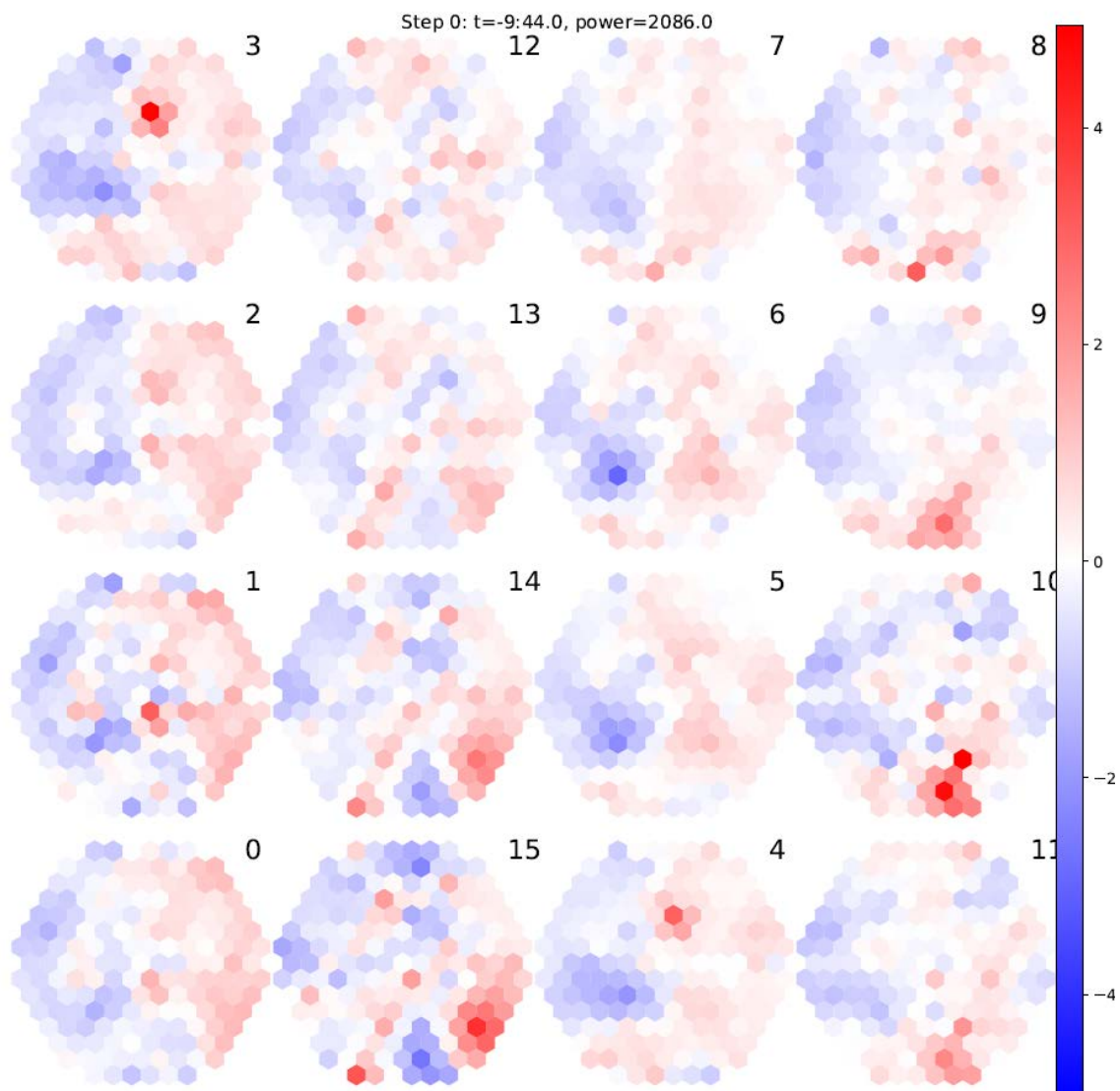


**Abb. 5.27** Symmetrische Abweichung der BE-Leistung (links) und der Temperatur (rechts), %

Die symmetrische Abweichung der radialen Leistungsverteilung ist in jeder axialen Schicht, Abb. 5.28, zeigt ähnlich zu der BE-Gesamtleistung die Neigung von links nach rechts. Gleichzeitig sind relativ große symmetrische Abweichungen zu sehen – über 4 % -- an axialen Schichten 3, 10, 15, die aus dem restlichen Mustern herausragen.

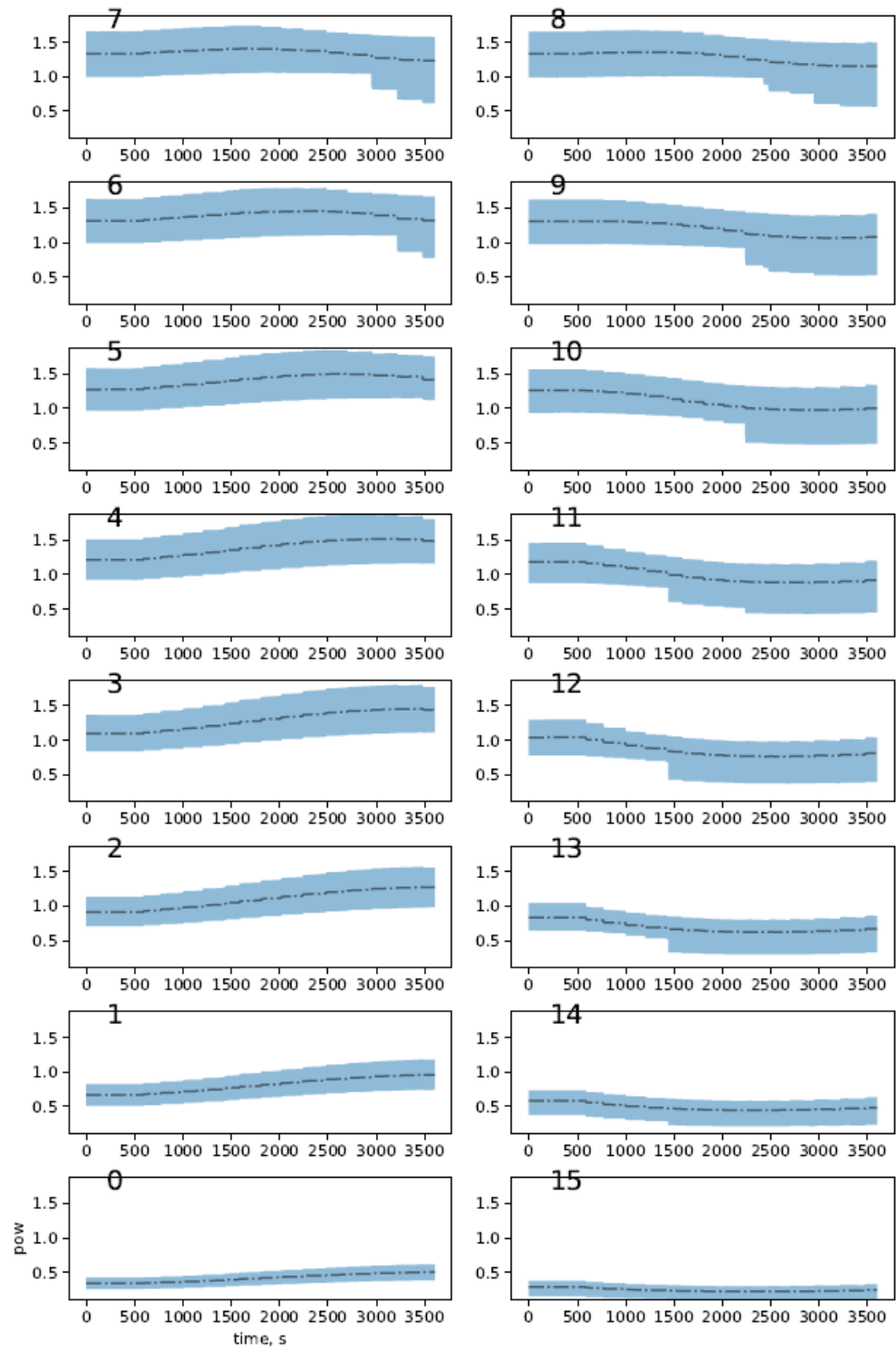
#### 5.2.1.4 Zeitverhalten

Das Zeitverhalten der Leistungsverteilung kann man mit Hilfe der symmetrischen Abweichung repräsentieren. Die mittlere normierte Leistungsdichte sowie die minimale und maximale Leistungsdichten wurden für jeden Zeitschritt und in jeder axialen Schicht berechnet. Die Zeitverlauf dieser Faktoren bietet die Möglichkeit, die Änderung der lokalen, radialen und axialen Leistungsprofile zu analysieren. In der Abb. 5.29 zeigt die gestrichelte Linie den Mittelwert und die Grenzen der blauen Region die minimale und maximale normierte Leistung. Der Einfluss der Steuerstäben ist deutlich zu erkennen. Das Einfahren in die oberen axialen Schichten verursacht ein starkes lokales Minimum, was dem Schrittverhalten der unteren Grenze entspricht. Gleichzeitig sieht man die langsame Erhöhung der Leistung in den unteren axialen Schichten (Nummern 0 bis 5) und die gleichzeitige Senkung in den oberen Schichten.



**Abb. 5.28** Symmetrische Abweichung der Leistung in %, in jeder axialen Schicht (die untere Schicht ist 0, die obere 15)

Das Verhalten der symmetrischen Abweichung ist auf der Abb. 5.30 illustriert. Die gestrichelte Linie zeigt hier die mittlere symmetrische Abweichung, die bei dem Aufbau gleich null bleibt. Die minimale sowie maximale symmetrische Abweichung ändert sich mit der Zeit langsam, außer der zwei axialen Schichten 12 und 13, wo die Asymmetrie erst langsam steigt und dann schnell wieder verschwindet. Hierbei ist es interessant, dass sich in den benachbarten axialen Schichten die Asymmetrie wesentlich unterscheidet (siehe Schichten 9, 10 und 11).



**Abb. 5.29** Normierte Leistung in den axialen Schichten als Funktion der Zeit

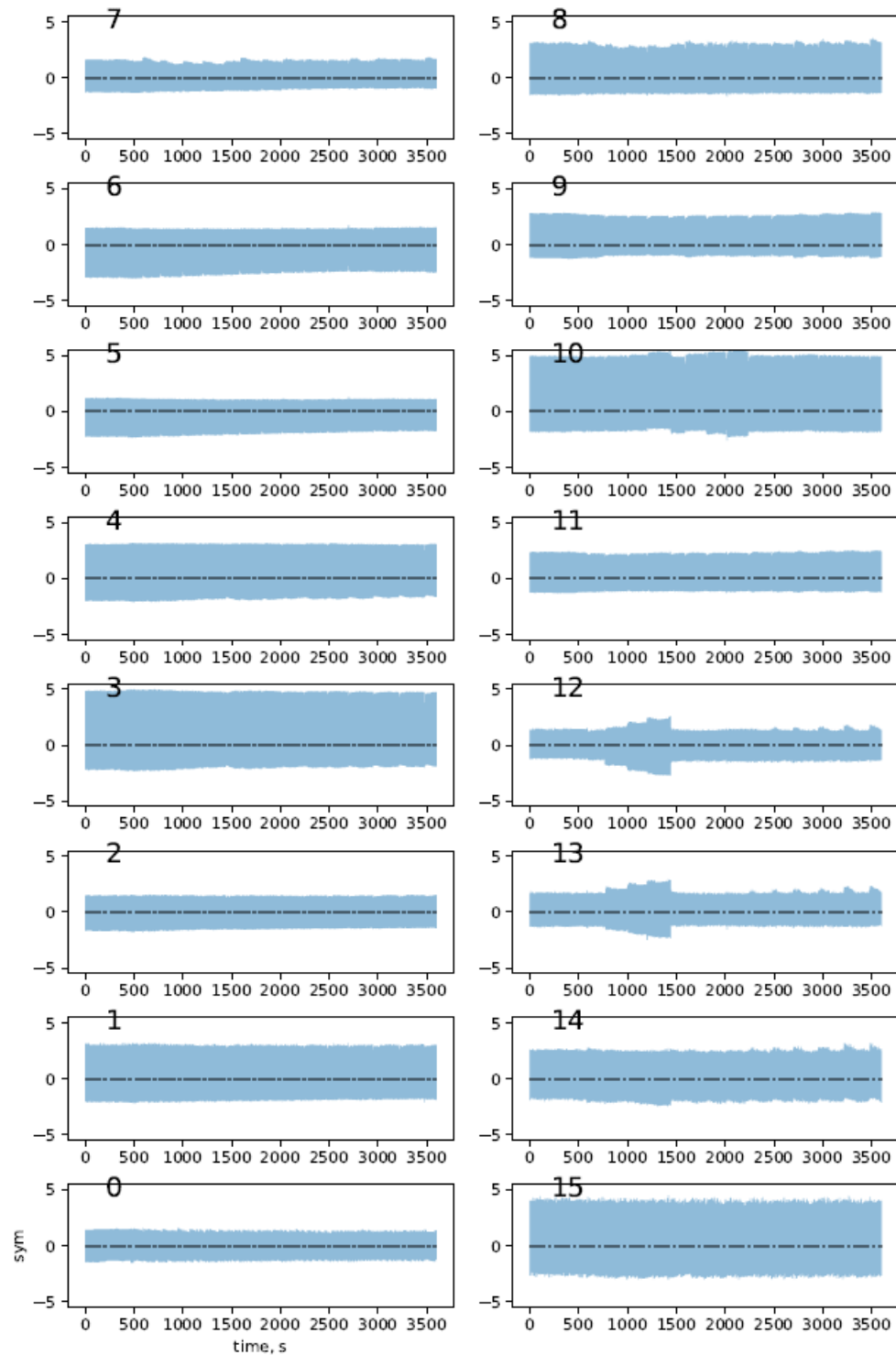


Abb. 5.30 Symmetrische Abweichung der Leistungsdichte in axialen Schichten als Funktion der Zeit

Die Analyse basiert auf den vorläufigen Daten. Inzwischen wurde die nächste Version der Benchmarkspezifikation herausgegeben /AVR 20/. Die neuen Daten werden mit den entwickelten Methoden erneut analysiert, um die wesentlichen integralen Parameter zu identifizieren und in der Anwendung des KNN für den Benchmark zu berücksichtigen.

## 5.2.2 KNN für die Interpolation von Wirkungsquerschnitten

In einer gekoppelten neutronenkinetischen-thermohydraulischen Rechnung werden die neutronenphysikalischen Daten (Querschnitte) an die thermohydraulischen Parameter angepasst. Eine der Anpassungsmethoden ist die Interpolation mit Hilfe von im Voraus generierter Daten. Es gibt noch weitere unterschiedliche Interpolationsmethoden z. B: linear im multidimensionalen Raum sowie die Spline-Interpolation. In diesem Abschnitt verwenden wir die Interpolation mit Hilfe eines KNN.

Als Beispiel wurden die Querschnittsdaten für ein WWER-1000 BE mit 1.3 % angereichertem Uran mit Hilfe von KMACS und SCALE/NEWT für 4 Brennstofftemperaturen  $T_f$ , 5 Borkonzentrationen  $C_b$  und 5 Moderatordichten  $d_m$  verwendet. Insgesamt wurden 100 Datensätze für jede Kombination  $(T_f, C_b, d_m)$  (Tab. 5.5) generiert. Jeder Datensatz beinhaltet die makroskopischen Querschnitte, den Diffusionskoeffizient und die Diskontinuitätsfaktoren in jeder Energiegruppe sowie die Streuungsmatrix und den Multiplikationsfaktor zusammen mit den Koeffizienten der Vier-Faktor-Formel für den Multiplikationsfaktor.

Ein mehrschichtiges Perzeptron (MLP – Multilayer Perceptron) mit vollständig verbundenen Schichten (zwei verdeckte Schichten je 56 Neuronen) wurde für die Analyse ausgewählt (Abb. 5.31). Die Neuronen in den verdeckten Schichten verwenden die hyperbolische Tangensfunktion.

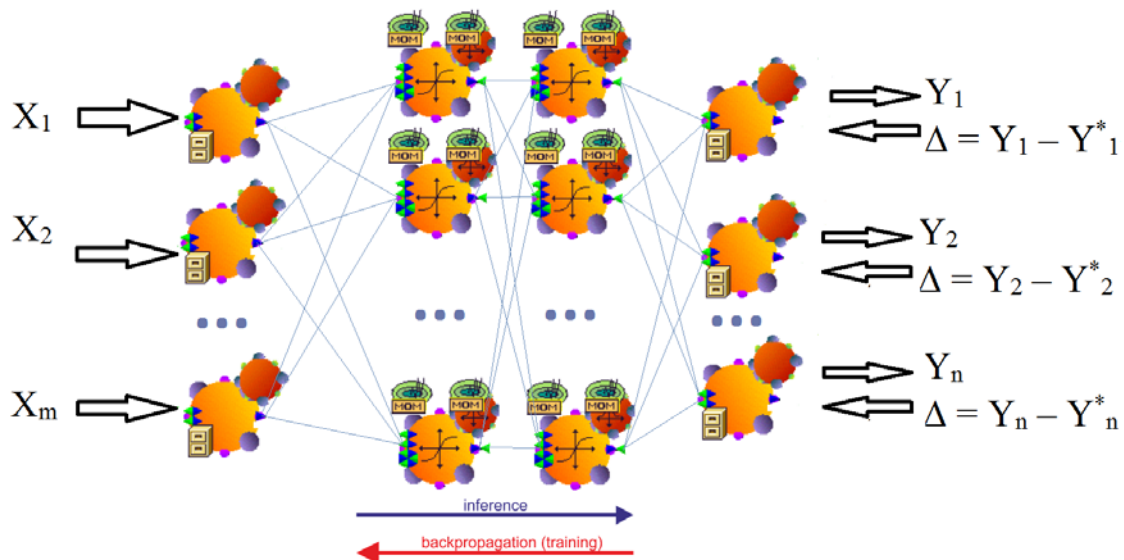


Abb. 5.31 Struktur des KNN

Die Ausgabeschicht besteht aus 28 Neuronen, was der Anzahl der ausgewählten neutronenphysikalischen Parameter entspricht. Diese sind makroskopisch homogenisierte Querschnitte in zwei Energiegruppen sowie Diskontinuitätsfaktoren und gemittelte mikroskopische Querschnitte von Xe und Sm.

Die Eingabeschicht des KNN bestand zunächst aus 7 Neuronen. Als Eingangsparameter wurden in diesem Fall die drei thermohydraulischen Parameter,  $T_f$ ,  $C_b$  und  $d_m$  zusammen mit den vier Komponenten der vier-Faktor Formel für den Multiplikationsfaktor verwendet. Das KNN wurde mit Hilfe des Pakets Neurosolutions 6.30 /NEU xx/ implementiert.

Der mit Scale errechnete Multiplikationsfaktor und die Komponenten der vier-Faktoren Formel wurden aus folgende Grund als Eingangsparameter für das KNN betrachtet: Die Parameter  $T_f$ ,  $C_b$  und  $d_m$  beschreiben das Modell des BE nicht komplett, weil sie keine Informationen über den Brennstoff, das Konstruktionsmaterial sowie den brennbaren Neutronenabsorber beinhalten. Die vollständige Beschreibung wäre nur mit mehreren Eingabeparametern möglich, die die genaue Geometrie, die Zusammensetzung der Materialien und deren mikroskopischen energieabhängigen Wirkungsquerschnitte darstellen. Dieser Ansatz führt jedoch zu einer sehr großen Anzahl von Komponenten im KNN. Anstatt dieser großen Anzahl der Komponenten werden als Eingangsparameter(n) die integralen Parameter verwendet, die vom neutronenphysikalischen Modell abhängen. Um die Struktur des KNN zu optimieren wurde auch der Fall mit vier Neuronen in der Eingangsschicht betrachtet, wo anstatt der Komponenten der Vier-Faktoren-Formel nur der Multiplikationsfaktor selbst verwendet wurde.

**Tab. 5.5** Unabhängige Parameter für den Querschnittdatensatz

Parameter	Anzahl	Werte
Brennstofftemperatur $T_f$ , K	4	540, 850, 1300, 1700
Borkonzentration $c_b$ , ppm	5	0, 300, 629.6, 900, 1200
Moderatordichte $d_m$ , g/cm <sup>3</sup>	5	0.66, 0.7, 0.71885, 0.74, 0.79

**Tab. 5.6** Parameter aus den neutronenphysikalischen Datensätzen, verwendet in KNN

Parameter	Typ	Anzahl	Kommentar
$K_{inf}$	Eingang	1	Multiplikationskoeffizient in unendlichem Medium
Macro-XS	Ausgang	8	Makroskopische Querschnitte für Transport, Absorption, Spaltung, Neutronenproduktion (nu-fission), in 2 Energiegruppen
P0 Streuungsmatrix	Ausgang	4	Streuung
ADF	Ausgang	12	Diskontinuitätsfaktoren für 6 Interfacegrenzen in 2 Energiegruppen
Xe, Sm Querschnitt	Ausgang	4	Mikroskopische Querschnitt von Xe und Sm in 2 Energiegruppen

Zum Lernen wurden 100 Datensätze verwendet, jeder Datensatz besteht aus 3 thermohydraulischen (Tab. 5.5) und 29 neutronenphysikalischen Parametern (Tab. 5.6). Die 77 Datensätze wurden zum Üben sowie 23 für Tests genommen. Der Lernprozess wurde mit den folgenden Fehlercharakteristiken kontrolliert: 1) MSE (Mean square error), 2) NMSE (normalized MSE), 3) relativer Fehler E% und 4) Korrelationskoeffizient r. Die Konvergenzkriterien fürs Lernen  $NMSE \leq 0,005$ ,  $E\% \leq 0,1\%$  und  $r \geq 0,99$ .

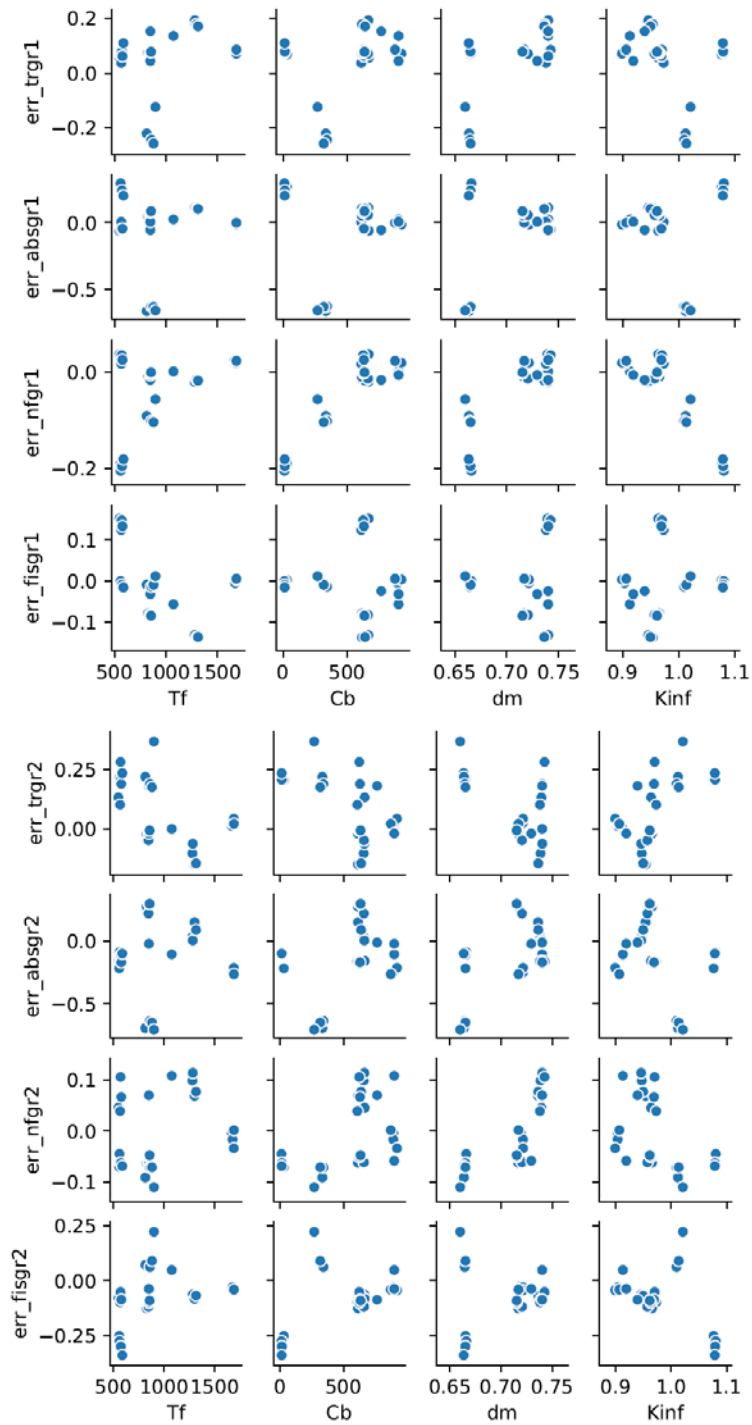
Das angelegte KNN wurde durch den Vergleich mit den berechneten Daten getestet. Die Kombination der Parameter ( $T_i$ ,  $C_b$ ,  $d_m$ ) kann man als einen Punkt in einem dreidimensionalen Raum der thermohydraulischen Parameter betrachten. Die oben beschriebenen Wirkungsquerschnittsdatsätze fürs Lernen liegen in diesem Raum in den Knoten eines rechteckigen Gitters. Um die Interpolationsfähigkeit des KNN zu testen, wurden spezielle QS-Datensätze mit dem gleichen Verfahren (KMACS + Scale/Newt) in Punkten generiert, die sich innerhalb der Grenzen des Gitters befinden. Diese Punkte wurden wie folgt ausgewählt: Für die zwei innenliegenden Knoten, wurden drei Knoten an der Seite des Gitters sowie an einem Eckknoten jeweils 6 Nachbarn zufällig ausgewürfelt, deren Abstand von dem Referenzgitterknoten 20% von dem Abstand zu dem benachbarten Knoten beträgt (erste 24 Zeilen der Tab. 5.7). Darüber hinaus wurden noch drei Punkte, jeweils in der Mitte von zwei benachbarten Gitterknoten ausgewählt (letzte 3 Zeilen der Tab. 5.7).

**Tab. 5.7** Thermohydraulischen Parameter für Testdatensätze

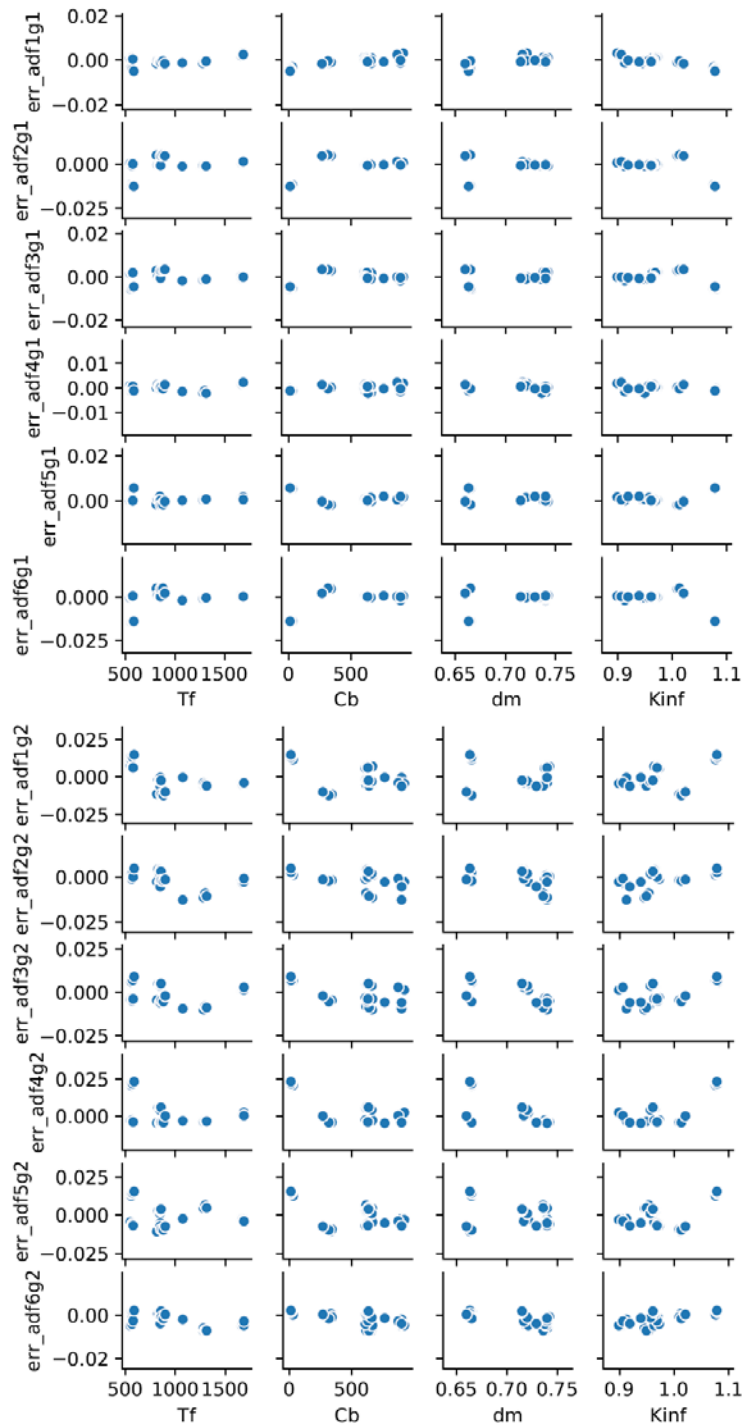
$T_f$	$d_m$	$c_b$	Kommentar
827,5	0,71662	614	Nachbarn zu innenliegenden Gitterknoten (850; 0,71885; 629,6)
846,3	0,7204	661,1	
850,2	0,71513	624,1	
856,8	0,7152	634,6	
1279,2	0,73846	658,9	Nachbarn zu innenliegenden Gitterknoten (1300; 0,74; 629,6)
1283	0,74012	664,5	
1300,4	0,73607	615,2	
1314,6	0,73623	638,9	
548,8	0,7393	667	Nachbarn zu dem Knoten an der Gitterseite (540; 0,74; 629,6)
566,3	0,73788	609,6	
570,9	0,74236	624,4	
577,7	0,74008	630	
1667,1	0,71941	895	Nachbarn zu dem Knoten an der Gitterseite (1700; 0,71885; 900)
1675,1	0,72126	893	
1687,3	0,72139	922,1	
1688,3	0,71693	872,6	
814,7	0,66368	333,3	Nachbarn zu dem Knoten an der Gitterseite (850; 0,66; 300)
860,2	0,66452	341,8	
880,9	0,6652	316,8	
899,6	0,66001	268,9	
558,1	0,66525	30	Nachbarn zu dem Eckknoten des Gitters (540; 0,66; 0)
560	0,66599	10,9	
573,5	0,66508	13,9	
587,5	0,66347	12,5	
1075,0	0,74	900,0	Zwischen 850 und 1300 K
850,0	0,72943	900,0	Zwischen 0,71885 und 0,74 g/cm <sup>3</sup>
850,0	0,74	764,8	Zwischen 629,6 und 900 ppm

Die Querschnitte die mit Scale berechnet und mit dem KNN vorhergesagt wurden, unterscheiden sich in der Regel um weniger als 0.3 %. Der größte relative Fehler von 3% wurde für die Streuung aus der thermischen in die schnelle Energiegruppe festgestellt. Die Abhängigkeit der relativen Fehler von den Eingangsparametern sind auf den Abb. 5.32 - Abb. 5.35 illustriert. Die Plots zeigen keine wesentlichen Trends.

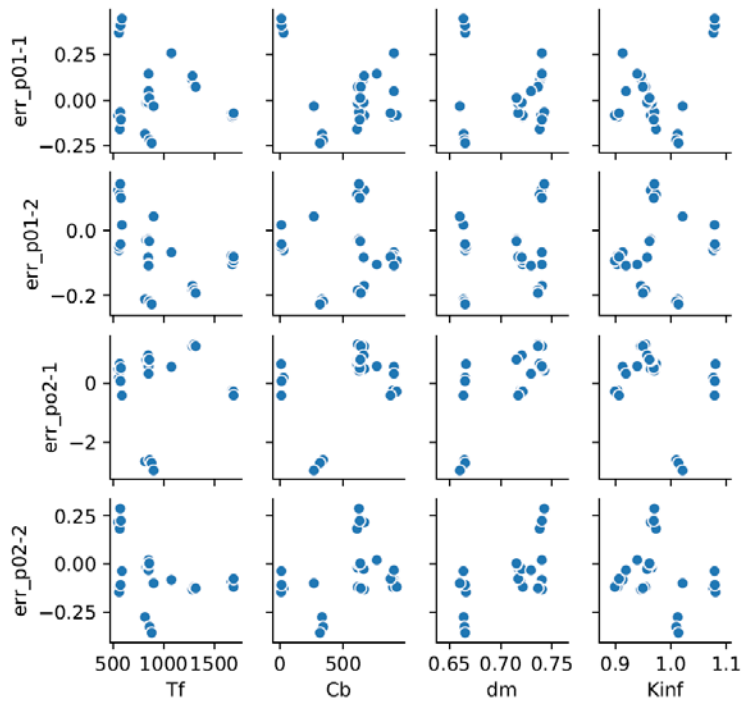




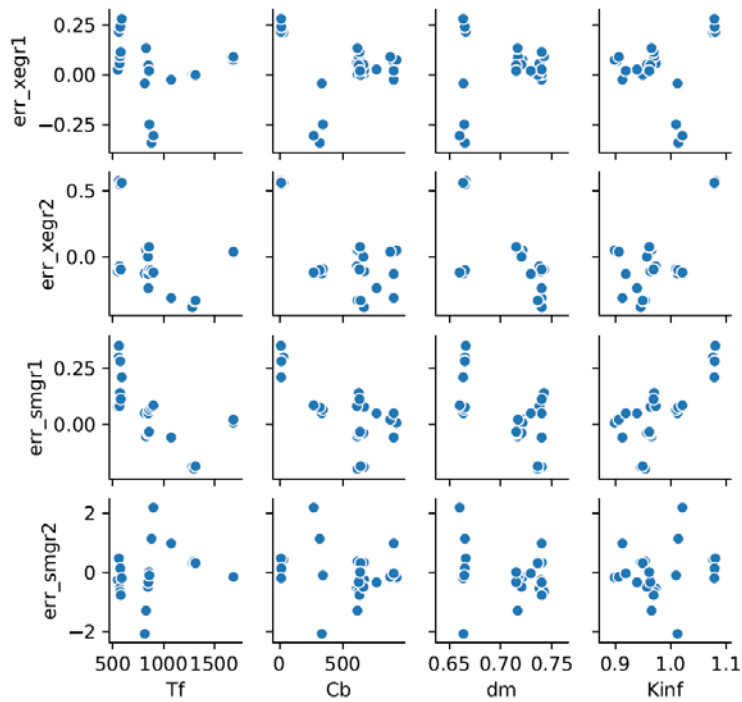
**Abb. 5.32** Relative Fehler in den makroskopischen Querschnitten der Gruppe 1 (oben) und Gruppe 2



**Abb. 5.33** Relative Fehler in Diskontinuitätsfaktoren in Gruppe 1 (oben) und Gruppe 2



**Abb. 5.34** Relative Fehler in den Elementen der Streuungsmatrix



**Abb. 5.35** Relative Fehler der mikroskopischen Querschnitte von Xe und Sm in Gruppe 1 (oben) und Gruppe 2 (unten)

## **6 Modellentwicklung und Störfallanalysen für russische Reaktorkonzepte (AP 6)**

### **6.1 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, Validierung und Anwendung von Simulationsprogrammen zur Analyse von Stör- und Unfällen in Kernkraftwerken. Diese Simulationsprogramme, beispielsweise ATHLET oder COCOSYS, werden auch von Behörden bzw. ihren TSO in Betreiberländern der WWER-Reaktoren, aber auch von Expertenorganisationen der Industrie, für die Durchführung von unabhängigen Sicherheitsanalysen angewendet.

Im Rahmen ihrer wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit der russischen TSO SEC NRS beabsichtigte die GRS bereits seit einigen Jahren die gemeinsame Entwicklung von Anlagenmodellen für die neue Generation russischer Kernkraftwerke mit WWER-Reaktoren für die GRS-Simulationsprogramme ATHLET und COCOSYS. Dieses auch von SEC NRS unterstützte Ziel konnte jedoch vor Beginn dieses Vorhabens nicht realisiert werden, da die detaillierten technischen Daten zur Entwicklung eines Anlagenmodells nicht zur Verfügung standen.

Im Vorhaben 4717R01520 (LV2) wurde deshalb ein weiterer Anlauf in der Datenfrage unternommen. Nach einer Reihe von Gesprächen mit hochrangigen Vertretern der russischen Behörde und Industrie konnte unter Einbeziehung der belarussischen Behörde Gosatomnadzor eine Lösung für die Freigabe der Daten der in Bau befindlichen Anlage KKW Belarus, Block 1, mit WWER-1200/W-491 für die GRS gefunden werden (vgl. auch Kap. 14.2). Im Ergebnis dieser Vereinbarung hat die GRS auf vertraulicher Grundlage zunächst Zugriff zu den Anlagendaten erhalten, die für die Entwicklung eines ATHLET-Datensatzes erforderlich sind, und die sie bisher ausschließlich in der dreiseitigen deutsch-russischen-belarussischen Zusammenarbeit für Sicherheitsanalysen des KKW Belarus verwenden darf.

Da die Frage des Zugangs zu den Anlagendaten absolute Priorität bei der Bearbeitung dieses Arbeitspakets gemeinsam mit SEC NRS hatte, wurde das Arbeitsprogramm an die veränderten Randbedingungen angepasst. Dabei wurde auch berücksichtigt, dass erforderlichen Daten für COCOSYS durch SEC NRS erst im Jahr 2020 erhoben und übergeben werden können.

## **6.2 Entwicklung und Test des ATHLET-Anlagendatensatzes für das neue russische Reaktorkonzept AES-2006**

### **6.2.1 Datenbericht zu einem Reaktor des Typs WWER-1200/W-491**

Die russische TSO SEC NRS hat einen Datenbericht in russischer Sprache zu einem Reaktor des Typs WWER-120/V491 /SEC 18/ angefertigt, wie er im KKW Belarus errichtet wird. Dieser Bericht wurde in russischer Sprache verfasst und ist seit Ende Januar 2019 einer begrenzten Zahl von Mitarbeitern der GRS zugänglich. Er enthält Informationen anhand derer ein detaillierter ATHLET-Datensatz für Primär- und Sekundärkreis einer solchen Anlage erstellt werden kann.

Der Bericht wurde von Mitarbeitern der GRS vollständig in die deutsche Sprache übersetzt. Er enthält geometrische Daten der Kühlmittelschleifen, des Reaktordruckbehälters mitsamt Kerngeometrie, der Dampferzeugerrohre sowie der Dampferzeugerbehälter und Frischdampfsysteme. Darüber hinaus werden Regel- und Sicherheitssysteme beschrieben. SEC NRS erstellte aus diesen Daten die ATHLET-Modellierung der thermohydraulischen Systeme des Reaktors, während die GRS für die Erstellung der Regler verantwortlich ist.

Parallel zur Übersetzung des Berichts wurden die darin enthaltenen Daten auf Vollständigkeit und Plausibilität geprüft. Es wurde überprüft inwieweit der Datenbericht die Teile der Anlage beschreibt, die im bis dahin erstellten Datensatz für WWER-1200/W-491 nur anhand von Annahmen und abgeleiteten Informationen modelliert wurden. Die meisten der abgeleiteten Informationen stammen aus dem im Vorhaben RS1511 entwickelten Analysesimulator ATHLET-CMS für WWER-1200. Der nun verfügbare Datenbericht enthält detaillierte Angaben zu diesen Anlagenteilen.

Allerdings wurde festgestellt, dass der Datenbericht keine Beschreibungen der Verbindungsleitungen des Druckhalters und der Akkumulatoren enthält, sondern lediglich Höhenangaben der Anschlüsse angegeben waren. Die erforderlichen Geometriedaten konnten von der Belarussischen TSO JIPNR-Sosny eingeholt werden. Experten des JIPNR-Sosny wurden von der GRS im INSC-Projekt BE/RA/07 und BE/RA/08 in der Anwendung des Systemcodes ATHLET trainiert und sind in die Arbeiten zur Sicherheitsbewertung des Kernkraftwerks Belarus einbezogen. Die Daten wurden in den Datensatz der GRS eingepflegt.

Für die Arbeiten der GRS am Datensatz für WWER-1200/W-491 in Zusammenarbeit mit SEC NRS sind vor allem die im Datenbericht beschriebenen Regler und Schutzeinrichtungen von Interesse. Der Bericht enthält im Kapitel 4 Reglerschemata, Beschreibungen der Funktionsweisen der Regler und ihrer verschiedenen Betriebsweisen. Auf die beschriebenen Systeme und deren Regel- bzw. Steuergrößen wird in Abschnitt 6.3.4 näher eingegangen.

Es wurde festgestellt, dass die Regler zwar detailliert und verständlich beschrieben wurden, jedoch einige wichtige Kennzahlen (Zeitkonstanten, Proportionalitätsfaktoren) nicht angegeben wurden. Darüber hinaus unterscheiden sich die vom Simulatorhersteller GET für den ATHLET-CMS Analysesimulator implementierten Regler grundlegend von den laut Datenbericht projektierten. Die Regler müssen also neu implementiert werden.

In den Reglerbeschreibungen sind nur die Änderung der Stellgrößen an sich aufgeführt. Für die Sicherheits- und Abblaseventile zur Aufrechterhaltung des Drucks ist dies ausreichend, da diese in ATHLET direkt modelliert werden können. Die Stellgrößen des Volumenregelsystems, des Hauptspeisewassersystems und der Antrieb der Regelstäbe wirken jedoch nur mittelbar auf die im ATHLET-Datensatz modellierte Thermohydraulik bzw. Neutronenkinetik. Demnach fehlen im Datenbericht folgende Übertragungsfunktionen für die endgültige Umsetzung in ATHLET:

- Volumenregelsystem:
  - Steuerungsventil Einspeisung: Ventilstellung → Sprühmassenstrom
  - Einspeisepumpe (Frequenz): Frequenz → Einspeisemassenstrom
- Hauptspeisewassersystem:
  - Hauptregelventil: Ventilstellung → Speisemassenstrom
  - Bypass-Ausschaltventil: nicht notwendig; begrenzt den Massenstrom
- Antrieb der Regelstäbe: Stabposition → Reaktivität

In einem der Arbeitstreffen mit Experten von SEC NRS wurde dieser Mangel angesprochen. Die fehlenden Daten konnten von SEC NRS noch nicht akquiriert werden (siehe dazu Abschnitt 6.2.2).

## 6.2.2 Entwicklung des ATHLET-Datensatzes mit Experten von SEC NRS

Im Rahmen des Projekts fanden drei Planungs- und Arbeitstreffen mit Experten von SEC NRS statt. Der Datensatz für den Reaktortyp WWER-1200/W-491, wie er im Belarussischen Kernkraftwerk zum Einsatz kommen wird, wird gemeinsam von SEC NRS und GRS entwickelt. SEC NRS übernimmt dabei die Modellierung des thermohydraulischen und neutronenkinetischen Teils des Datensatzes, während die GRS die Implementierung der Anlagenregelung übernimmt. Im Planungstreffen wurde diese Aufteilung festgelegt und vereinbart in welcher Form die notwendigen Daten zur Verfügung gestellt werden. In den darauffolgenden Arbeitstreffen präsentierten beide Seiten ihre Ergebnisse und diskutierten Modellierungsstrategien sowie die Qualität der zugrundeliegenden Daten.

Das Planungstreffen mit SEC NRS fand im Rahmen einer Besprechung vom 20.02.2018 bis 22.02.2018 zur Erstellung einer Datenbasis für Rechnungen zur Sicherheitsbewertung des KKW Belarus in Moskau statt, an der zwei Mitarbeiter der GRS teilnahmen. Zu diesem Treffen wurde ein Dienstreisebericht angefertigt. Am ersten Teil des Treffens am 21.02.2018 nahmen neben Vertretern von GRS und SEC NRS auch Vertretern von Rostechnadzor, Atomprojekt und OKB „Gidropress“ aus Russland sowie von Gosatomnadzor und JIPNR Sosny aus Belarus teil. Ziel war die Klärung der Verfahrensweise für die Bereitstellung der benötigten Daten durch die russischen Projektinstitute an SEC NRS (für eine spätere Weitergabe an die GRS). Zu diesem Zweck hatten SEC NRS Experten den Entwurf einer Liste mit den zusätzlich zu den Angaben im Sicherheitsbericht benötigten Daten für die Modellierung der W-491-Anlagen mit ATHLET vorbereitet. Den verschiedenen Abschnitten der Liste wurde jeweils ein Projektierungsinstitut zugeordnet werden, welches die erforderlichen Daten an SEC NRS übergeben sollte.

Der zweite Teil der Besprechung fand nur noch zwischen den ATHLET-Experten von SEC NRS und der GRS statt und diente der Planung der Zusammenarbeit bei der Erstellung des ATHLET-Datensatzes für das KKW Belarus. Dabei wurde der aktuelle Stand der vorbereitenden Arbeiten mit einem generischen ATHLET-Datensatz für WWER-1200/W-491 in der GRS vorgestellt. Besonderes Augenmerk wurde auf die Beschreibung der Regler zur Anlagensteuerung gelegt. Diese Regler werden größtenteils als Plugins realisiert, die von ATHLET aufgerufen werden. Die Implementierung wurde den Experten von SEC NRS vorgestellt. Nach dem Treffen wurde der Datensatz und die Reglerroutinen an die Experten von SEC NRS zur weiteren Überprüfung übergeben.

Ausgehend von diesem Treffen wurde die Entwicklung des Datensatzes von SEC NRS und GRS unter Rücksprache per E-Mail fortgeführt.

Vom 25. bis 29. November 2019 fand in Garching ein erstes Arbeitstreffen zwischen Experten von SEC NRS und GRS zur Datensatzentwicklung statt. Im Vorfeld waren Kataloge von Fragen ausgetauscht worden, die während des Treffens beantwortet wurden.

SEC NRS benötigte für seine Arbeiten Hinweise für die Modellierung des Reaktordruckbehälters und des Downcomers als Mehrkanalsystem. Der Experte der GRS schlug ein Design konzentrischer Ringe vor, das es später ermöglichen würde, Analysen zu Störfällen mit Zerstörung des Kerns mit dem Modul ATHLET-CD durchzuführen.

Zudem wurde das Design des ATHLET-Modells des passiven Notkondensators (passive heat removal system – PHRS) für die Dampferzeuger diskutiert. Dieses Notkondensatorsystem besteht aus 16 Wärmetauschern je Dampferzeuger, die über sich verzweigende Rohrleitungen mit dem Dampferzeugerbehälter verbunden sind. Die Vielzahl der Leitungen erfordert eine gute Planung des ATHLET-Netzwerks. Die Experten von SEC NRS und GRS diskutierten verschiedene Designansätze. SEC NRS unterteilte daraufhin das Rohrsystem des PHRS-SG (steam generator – SG) in Bestandteile, die in ATHLET individuell simuliert oder durch Multiplikationsfaktoren zusammengefasst werden sollen. Bis zum nächsten Arbeitstreffen modellierte SEC NRS das System PHRS-SG vollständig.

Teil der Arbeiten von SEC NRS wird außerdem die Anwendung der GRS-Methodik für Unsicherheitsanalysen auf Rechnungen mit ATHLET für WWER-1200/W-491 sein. Daher präsentierte ein Experte der GRS die Methodik und diskutierte weitergehende Fragen im Rahmen des Arbeitstreffens.

Die in Abschnitt 6.2.1 aufgeführte Liste an fehlenden Daten in der Beschreibung der Anlagenregelung wurde an SEC NRS weitergegeben. Die Experten von SEC NRS erfragten diese Daten im Nachgang des Arbeitstreffens beim Hauptkonstrukteur OKB Gidropress. Gidropress konnte die Daten nach derzeitigem Stand noch nicht liefern. Begründet wird dies damit, dass die Reglerkonstanten und Übertragungsfunktionen erst bei Inbetriebnahme der Anlage endgültig festgelegt werden. GRS und SEC NRS bemühen sich weiterhin um den Erhalt vorläufiger Daten.



Ferner wurden die Geometriedaten der Verbindungsleitung der Akkumulatoren und Druckhalter, die die GRS von JIPNR-Sosny erhalten hatte, an SEC NRS für die Weiterentwicklung übergeben und das weitere Vorgehen bei der Datensatzentwicklung abgesprochen. Es wurde ein zusammenfassender Bericht angefertigt.

Vom 17. bis 21. Februar 2020 fand in Garching zwischen den gleichen Experten von SEC NRS und GRS ein zweites Arbeitstreffen statt. SEC NRS hatte seit dem vorherigen Treffen unter anderem das System PHRS-SG implementiert. Nach der Absprache und Umsetzung von Änderungen und Weiterentwicklungen am Datensatz während des Treffens konnten die vereinbarten Transientenrechnungen durchgeführt werden. Es wurden ein Doppelendbruch einer Hauptkühlmittelschleife sowie ein vollständiger Stromausfall (station blackout – SBO, bis zum Zeitpunkt 60.000 s) simuliert. Die Experten von SEC NRS und GRS stellten fest, dass die Ergebnisse weitgehend den Erwartungen entsprachen. Jedoch erreichte die maximale Brennstabtemperatur weitaus höhere Temperaturen als für einen solchen Störfall zu erwarten sind. Die Mitarbeiter von SEC NRS vermuteten, dass die verwendeten tabellierten Werte für die Nachzerfallswärme zu konservativ waren. Es ist zu erwarten, dass die Verwendung von Neutronenkinetikmodellen realistischere Werte liefert.

Die Ergebnisse des Treffens sind ebenfalls in einem Besprechungsbericht zusammengefasst worden. SEC NRS und GRS führen ihre Arbeiten am Datensatz fort. In einem Nachfolgeprojekt sollten die Arbeitstreffen fortgesetzt werden, damit die Erstellung des Datensatzes vorangetrieben und die von der GRS erstellten Reglermodelle eingepflegt werden können. Das vollständige System kann dann validiert werden und für die Sicherheitsbewertung des Kernkraftwerks Belarus verwendet werden.

### **6.2.3 Datensatzbeschreibung**

Die Entwicklung des Datensatzes für WWER-1200/W-491 in Zusammenarbeit mit SEC NRS erfolgte im Berichtszeitraum im Rahmen des Unterauftrags 4717R01520 – 869100/05 – UA-3501. Konkretes Ziel der Arbeiten war die Entwicklung und Verifikation eines thermohydraulischen Modells für die Berechnung mit ATHLET. Die Arbeiten umfassten die Entwicklung eines Anlagendatensatzes für Block 1 des Belarussischen Kernkraftwerks für die ATHLET-Version 3.2 sowie die Herstellung eines stationären Zustands in einer Rechnung mit ebendiesem Modell. Zudem waren erste Transientenrechnungen durchzuführen. Anlagenbeschreibung und Zusammenfassung der Simulationsergeb-

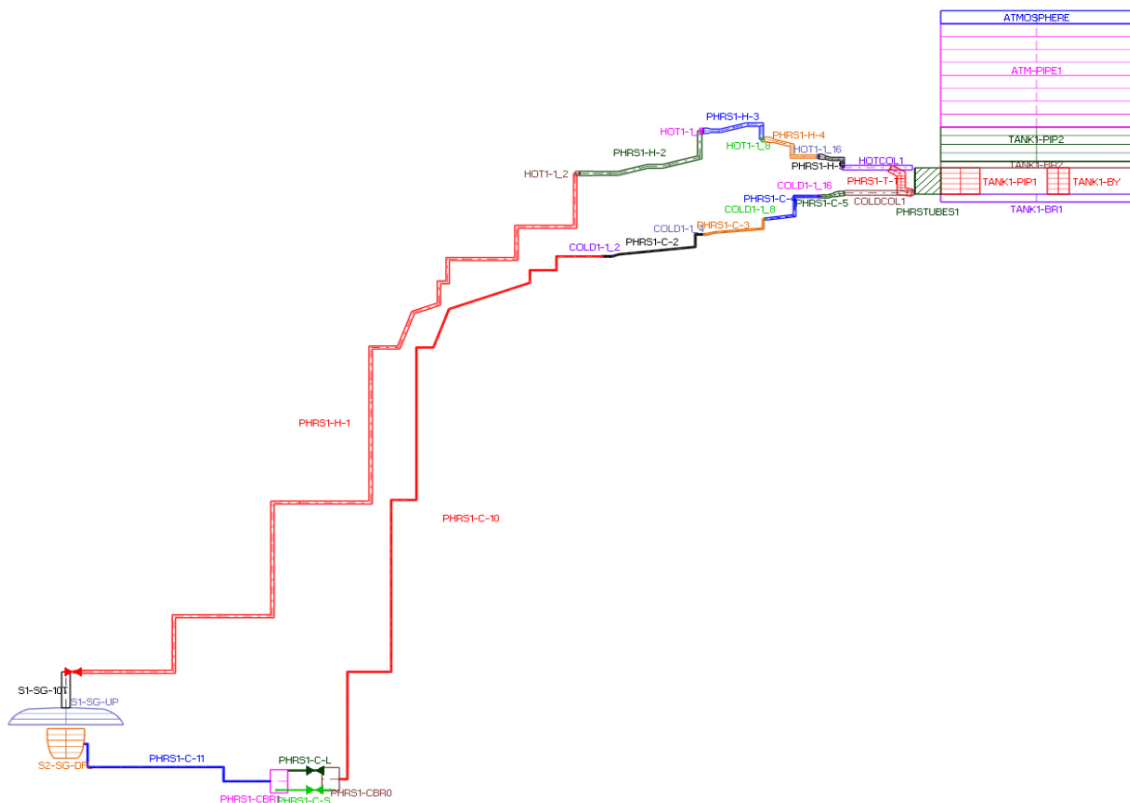
nisse fasste SEC NRS entsprechend den Vorgaben des Unterauftrags UA-3501 in einem technischen Bericht /KAT 20/ zusammen.

SEC NRS modellierte dabei den thermohydraulischen Teil der Anlage, während die GRS die Modellierung der Steuerung übernahm. Der im Rahmen des Unterauftrags erstellte Datensatz enthält die folgenden Anlagenteile:

- Reaktordruckbehälter
- Kühlmittelschleifen
- Primär- und Sekundärseite der Dampferzeuger
- Frischdampfleitungen mit vereinfachten Turbinenschlussventilen
- Brennstäbe mit Neutronenpunktkinetik
- Druckhalter
- System PHRS-SG
- Hydro-Akkumulatoren

Um unabhängig von der Entwicklung der Regler durch die GRS Tests durchführen zu können, verwendete SEC NRS zunächst GCSM-Regler, die lediglich die Grundfunktion der echten Regler vereinfacht emulieren. Sie sind lediglich dafür vorgesehen, den stationären Zustand herzustellen und zu halten. Die Szenarien der Testrechnungen wurden so gewählt, dass die Regler entweder nicht mehr verwendet werden oder in einen klar definierten Zustand verfahren und dort verbleiben. Zum Beispiel wird in den gewählten Szenarien zwingend RESA ausgelöst, sodass die Regelstäbe in die untere Lage fallen und für den Rest der Simulation dort bleiben.

Die Anlagenteile wurden entsprechend den Daten modelliert, die SEC NRS zur Verfügung standen. SEC NRS verwendete dabei bewährte Modellierungsmethoden. Die Besonderheit des Datensatzes liegt in der erstmaligen thermohydraulischen Modellierung des Notkühlsystems PHRS-SG für die Dampferzeuger. Das System wird verwendet, sobald festgestellt wird, dass die Stromversorgung der Anlage unterbrochen ist und die Dieselgeneratoren nicht angesprungen sind. Das PHRS-SG dient dann zum Ausgleich der unterbrochenen Versorgung der Dampferzeuger mit Speisewasser durch Kondensation des überschüssigen Dampfes und anschließender Rückführung in den Dampferzeuger. Das von SEC NRS entworfene ATHLET-Modell ist in Abb. 6.1 dargestellt.



**Abb. 6.1** ATHLET-Modell des PHRS-SG (Quelle: /KAT 20/)

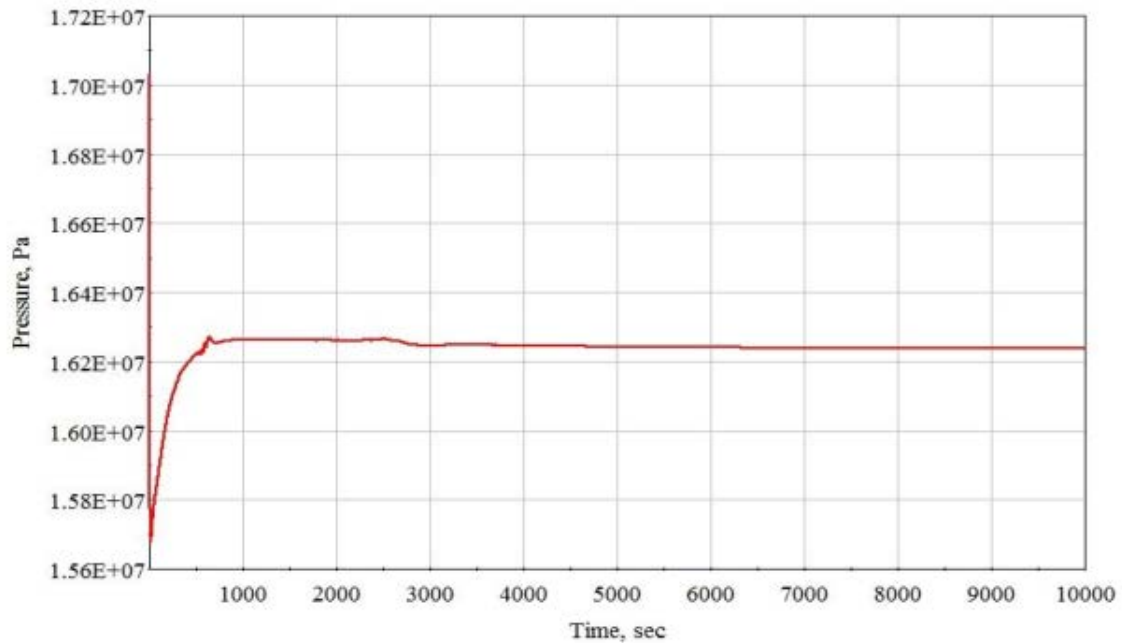
Es verwendet Multiplikationsfaktoren und Kopierfunktionen, um die 16 Wärmeübertrager je Dampferzeuger und die Verbindungsrohre effizient zu modellieren. Die Wärmeabfuhr erfolgt über einen Wassertank, der mit der Atmosphäre verbunden ist. Das System wird durch die Öffnung zweier parallelgeschalteter Ventile in der Kondensatleitung aktiviert.

## 6.2.4 Überprüfung des Datensatzes durch einfache Testrechnungen

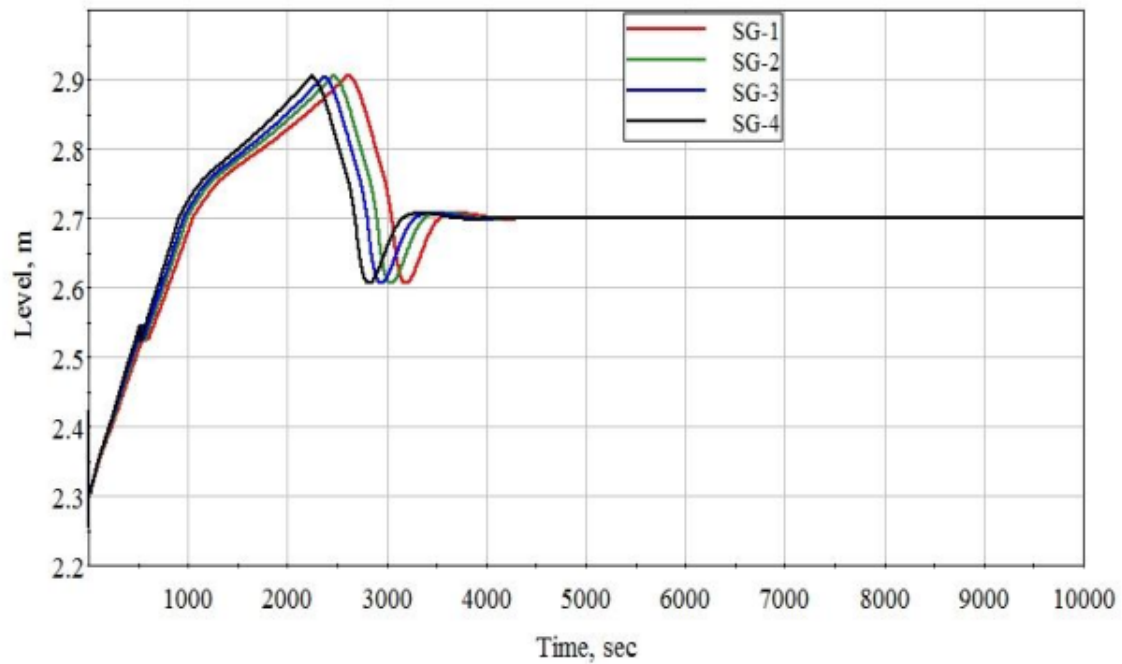
Neben der Sicherstellung des stationären Zustands wurden mit dem erstellten Datensatz simulierten die Experten von SEC NRS während ihres zweiten Aufenthalts in der GRS im Februar 2020 zwei Störfälle. Die zugrundeliegenden Szenarien waren zum einen der Auslegungsstörfall „Großes Leck im Primärkreislauf mit Ausfall der externen Stromversorgung“ und der auslegungsüberschreitende Störfall „Totalausfall der Stromversorgung (Station-Blackout)“.

Der stationäre Zustand konnte mit den vereinfachten Reglern hergestellt und erhalten werden. Die Testrechnung wurde über einen Zeitraum von 10 000 s durchgeführt. Die meisten der Hauptparameter waren nach circa 1 000 s in ihrem stabilen Zustand angekommen. Beispielhaft sei hierfür in Abb. 6.2 der Druck am Kernaustritt aufgeführt. Ausnahme

sind die Füllstände der Dampferzeuger. In Abb. 6.3 ist zu erkennen, dass sie erst nach 4500 s den stationären Füllstand von 2.7 m erreichen. Das Unterschwingen bei 3000 s hat zur Folge, dass die Hauptparameter um diesen Zeitpunkt eine Schwankung aufweisen. Diese ist auf der Sekundärseite folgerichtig stärker ausgeprägt, auf der Primärseite aber ebenfalls erkennbar.



**Abb. 6.2** Stationärer Zustand des Drucks am Kernaustritt (Quelle: /KAT 20/)



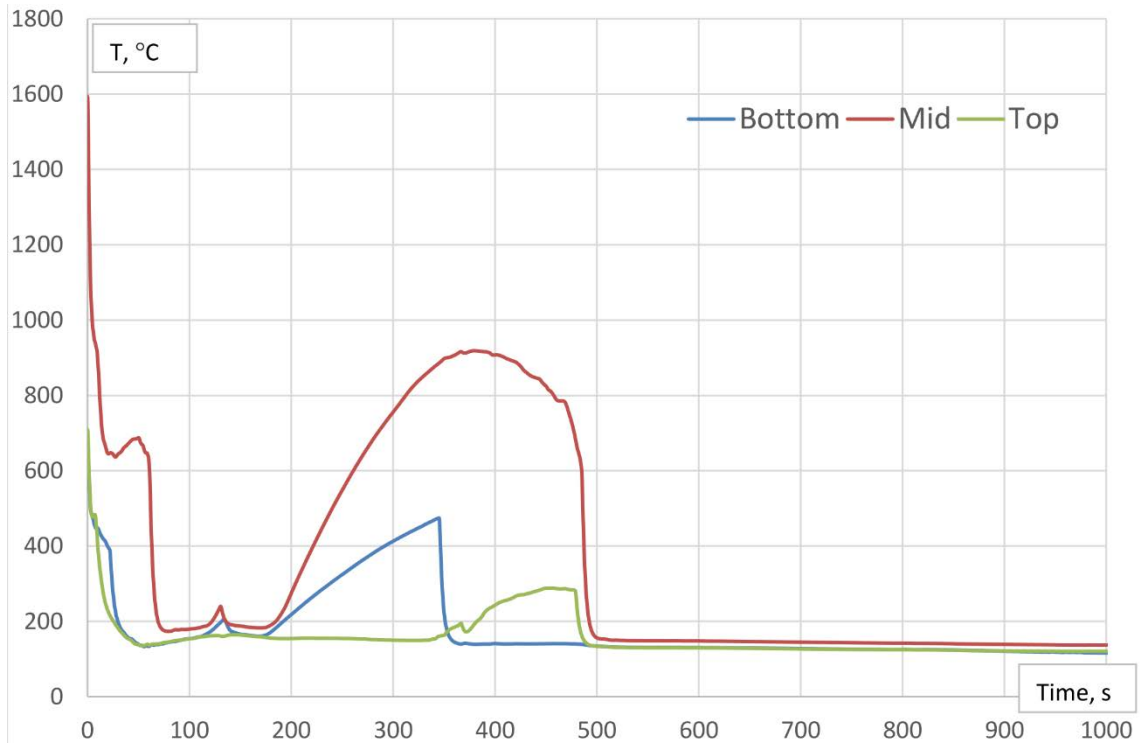
**Abb. 6.3** Stationärer Zustand der Dampferzeugerfüllstände (Quelle: /KAT 20/)

Nachdem die Dampferzeuger den vorgegebenen Füllstand erreicht haben bleibt die Anlage bis zum Simulationseende im stationären Zustand. Es sind keine Anzeichen zu erkennen, dass das Modell diesen Zustand verlassen könnte.

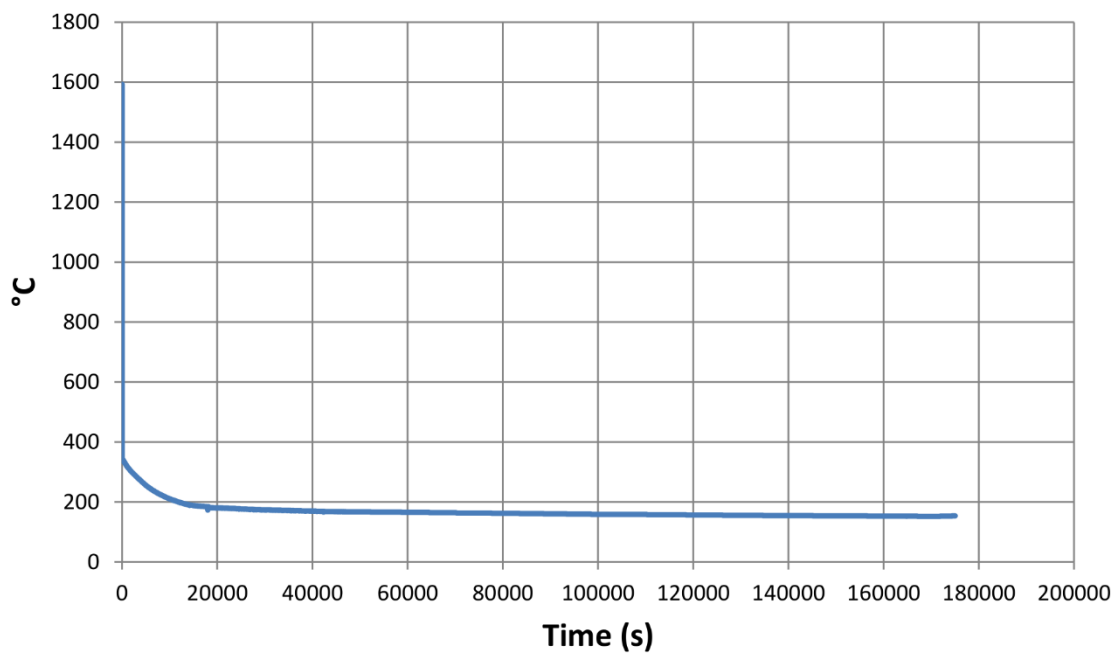
SEC NRS stellte bei der Auswertung des Leckstörfalls fest, dass die modellierten Sicherheitssysteme gemäß ihrer Spezifikation in der Lage sind, die Nachzerfallswärme des Reaktorkerns nach erfolgter RESA abzuführen. Siehe dazu den Verlauf der maximalen Kerntemperatur in Abb. 6.4. Dies kann unbegrenzt fortgeführt werden solange die Notstromversorgung und der Betrieb der Notkühlpumpen sichergestellt sind. Damit das PHRS-SG ebenfalls verwendet wird wurde postuliert, dass die Dieselgeneratoren erst anspringen, nachdem das PHRS-SG aktiviert wurde.

Die Überprüfung des vollständigen Stromausfalls (Station-Blackout) durch SEC NRS ergab, dass das PHRS-SG die Abfuhr der Nachzerfallswärme aus dem Reaktorkern für 49 Stunden aufrechterhalten kann. Das System PHRS-SG wird, 30 Sekunden nachdem festgestellt wurde, dass die Dieselgeneratoren nicht anspringen, aktiviert. Die gesamte Wärmeabfuhrleistung der PHRS-SG beträgt zu Beginn der Transiente  $33 \text{ MW}_{\text{therm}}$  und sinkt über den Verlauf der folgenden 49 Stunden auf  $4 \text{ MW}_{\text{therm}}$  ab. Danach sind die Wassertanks entleert und die Wärmeübertragung setzt rapide aus. Das kann durch das Bedienpersonal durch rechtzeitige Maßnahmen zur Wiederauffüllung der Wassertanks verhindert werden, damit spätere Schäden am Kern abgewendet werden können. Die Ergebnisse erscheinen nachvollziehbar.

Damit wurde die Fähigkeit des derzeit verfügbaren Datensatzes gezeigt, Störfälle unter verschiedenen Bedingungen zu simulieren. Die Ergebnisse scheinen den zu erwartenden Verläufen zu entsprechen. Sobald die Regler und entsprechenden Übertragungsfunktionen vollumfänglich zur Verfügung stehen, können Transienten und Störfälle berechnet werden, die diese verwenden. Eine solche Auswertung kann in zukünftiger Zusammenarbeit mit SEC NRS erfolgen.



**Abb. 6.4** Maximale Brennstofftemperatur während des Leckstörfalls;  
(Quelle: /KAT 20/)

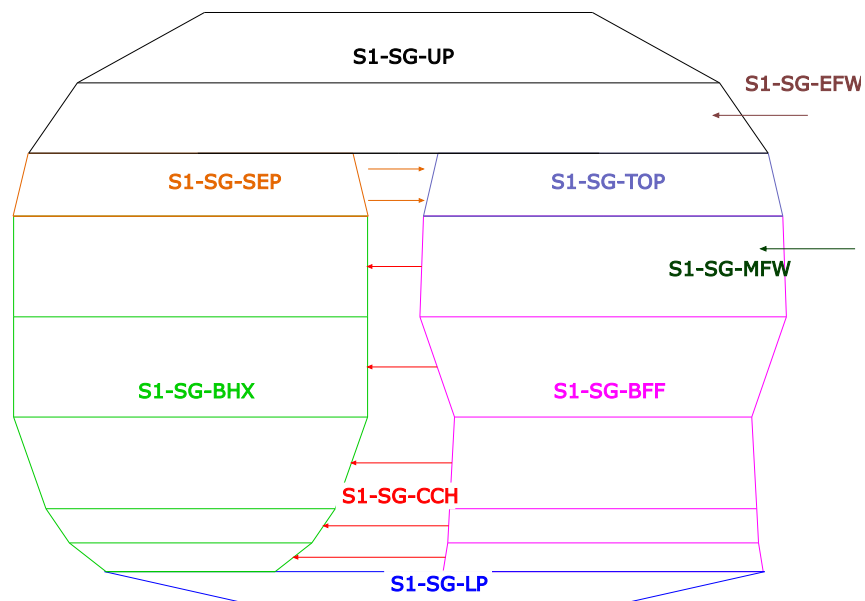


**Abb. 6.5** Maximale Brennstofftemperatur während des Notstromfalls  
(Quelle: /KAT 20/)

## 6.2.5 Verbesserung des Dampferzeugermodells

Bevor der Unterauftrag mit SEC NRS über die Datensatzentwicklung geschlossen wurde und der Datenbericht für den WWER-1200/W-491 des Belarussischen Kernkraftwerks erstellt wurde, wurde das Dampferzeugermodell des ATHLET-CMS-Datensatzes für den Anlagentyp durch die GRS weiterentwickelt. Das basierte vorher auf der Modellierung im Kraftwerkstyp WWER-1000/W-320 und war lediglich in Gesamtvolumen und Anzahl der Wärmeübertragerrohre skaliert worden. Die tatsächliche Verteilung der Rohre und die sich daraus ergebende Volumenverteilung war in diesem Modell nicht berücksichtigt worden.

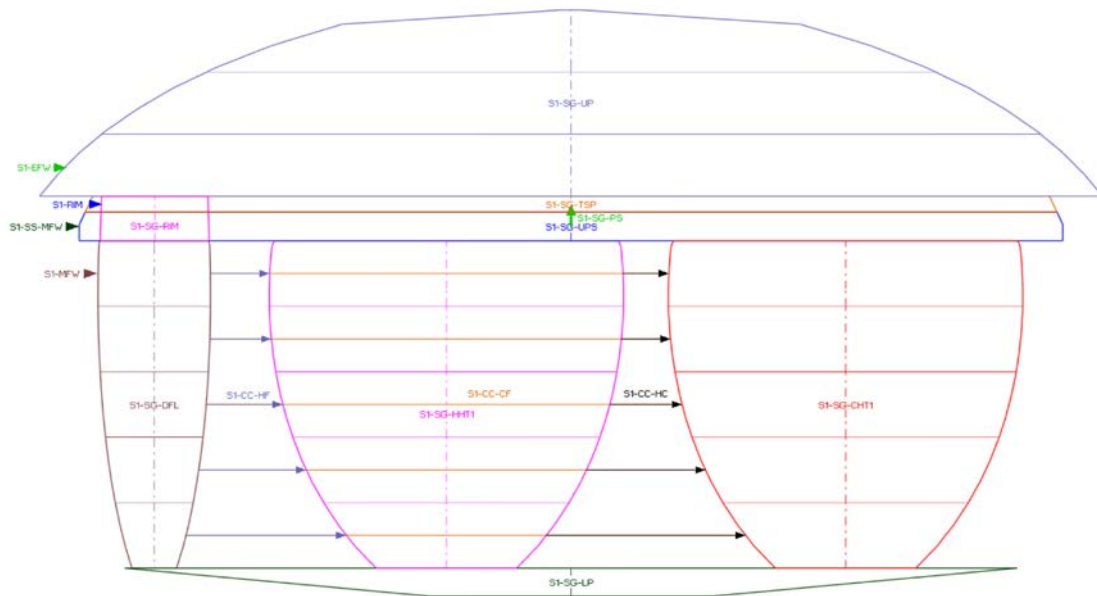
Anhand der Angaben des Sicherheitsberichts für das Belarussische Kernkraftwerk wurde die Rohr- und Volumenverteilung des Dampferzeugers berechnet und im ATHLET-Modell umgesetzt. Das resultierende Modell ist in Abb. 6.6 dargestellt.



**Abb. 6.6** ATHLET-Modell der GRS des Dampferzeugers, Sekundärseite

Das TFO S1-SG-BHX bildet hierbei den Teil des Dampferzeugers ab, der die Dampferzeugerrohre enthält. Das TFO S1-SG-BFF fasst die Räume zusammen, die zwischen den Rohrbündeln und am Rand des Behälters liegen und eine freie konvektive Strömung des Kühlmittels ermöglichen. Durch diese Anpassungen und Entwicklung des Plugins ist es gelungen, einen stabilen stationären Zustand des ATHLET-Modells bei aktiver Verwendung der modellierten Regler einzustellen. Die geänderte Geometrie erzielte gute Ergebnisse.

SEC NRS erweiterte dieses Modell, indem die Rohrbündel in einen „heißen“ und einen „kalten“ Bereich eingeteilt wurden. Um die Benennung einheitlich zu halten, einigten sich GRS und SEC NRS auf ein entsprechendes Schema, das die Lage der TFO zueinander besser abbildet. Das durch SEC NRS entwickelte Schema ist in Abb. 6.7 zu sehen. Im Prinzip wurde das TFO S1-SG-BHX geteilt. Der „heiße“ Teil S1-SG-HHT1 enthält den Dampferzeugereintritt, der „kalte“ Teil S1-SG-CHT1 den Austritt. Darüber hinaus wurde das Separator-Modell entfernt, welches für horizontale Dampferzeuger zwar anwendbar, aber nicht notwendig ist.



**Abb. 6.7** ATHLET-Modell des Dampferzeugers, Sekundärseite; erstellt von SEC NRS; (Quelle: /KAT 20/)

## 6.3 Erstellung von Reglermodellen

### 6.3.1 Einleitung

Die Arbeit der GRS bei der Erstellung von Modellen für die Anlagenregelung im Datensatz für WWER-1200/W-491 zerfällt in zwei Teile. Bis Januar 2019 stand der von SEC NRS erstellte Datenbericht /SEC 18/ nicht zur Verfügung. Daher mussten vorher andere Quellen für die Erstellung der Regler herangezogen werden. Diese sind vor allem Kapitel 15 des vorläufigen Sicherheitsberichts für das Kernkraftwerk Belarus /PSAR 13/ und Daten, die in Verbindung mit dem Analysesimulator ATHLET-CMS stehen, der im Vorhaben RS1511 /PRJ 15/ in Zusammenarbeit mit dem Simulatorhersteller GET erstellt wurde.



Im Laufe des Vorhabens wurde entschieden, die Regler als dynamische Bibliothek zu erstellen, die von ATHLET als Plugin geladen und verwendet werden kann. Die Komplexität und gleichzeitige Modularität der Regler macht die Nutzung des in ATHLET vorhandenen Moduls GCSM ineffizient und aufwändig. Die Datensätze älterer Anlagen (z.B. WWER-440/W-270, WWER-1000/W-320, etc.) verwendeten bereits um anlagenspezifische Balance-of-Plant (BOP)-Routinen erweiterte ATHLET-Versionen. Diese machten allerdings die Verfügbarkeit der ATHLET Quelldateien notwendig. Dies kann nicht für jeden Anwender garantiert werden. Deshalb ist der Umstieg auf Plugins eine notwendige Maßnahme. Zudem ist Qualitätssicherung und Umstieg auf neue Versionen von ATHLET auf diese Weise wesentlich einfacher.

Um Partnerorganisationen in Zukunft in die Lage zu versetzen derartige Plugins selbst zu erzeugen, wurde eine Beschreibung des entsprechenden Prozesses und der zur Verfügung stehenden Interfaces und Funktionen erstellt /PRJ 18a/. Die aktuellste Ausführung der Beschreibung ist für ATHLET in Version 3.1A verfügbar.

### **6.3.2 Vergleich BOP-Routinen und BOP-Plugin**

Um die Plugins in Zukunft nutzen zu können muss zunächst nachgewiesen werden, dass die Umstellung von statisch kompilierter Version auf dynamische Bibliotheken die Rechenergebnisse nicht maßgeblich beeinflusst. Es wurden verschiedene Transienten- und Störfallrechnungen (stationärer Zustand, Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe, Kleines Leck im Kalten Strang ohne/mit Ausfall der Stromversorgung) für eine Anlage des Typs WWER-1000/W-320 miteinander verglichen. Dabei wurden die Ausführungsdateien von ATHLET auf die ursprüngliche Art und Weise gebunden und gleichzeitig das entsprechende Plugin erstellt. Als Basis wurde die ATHLET-Version 3.1A in der veröffentlichten Version verwendet. Die Ergebnisse des Vergleichs wurden in einer Technischen Notiz dokumentiert /PRJ 18b/.

Zunächst war festzustellen, dass die Rechenergebnisse allesamt den Vorstellungen des Störfallverlaufs entsprachen. Die Anlagenregelung, die durch GCSM-Steuerungen realisiert, aber auch mit den BOP-Routinen bzw. -Plugins erweitert wurde, reagierte in allen Szenarien erwartungsgemäß.

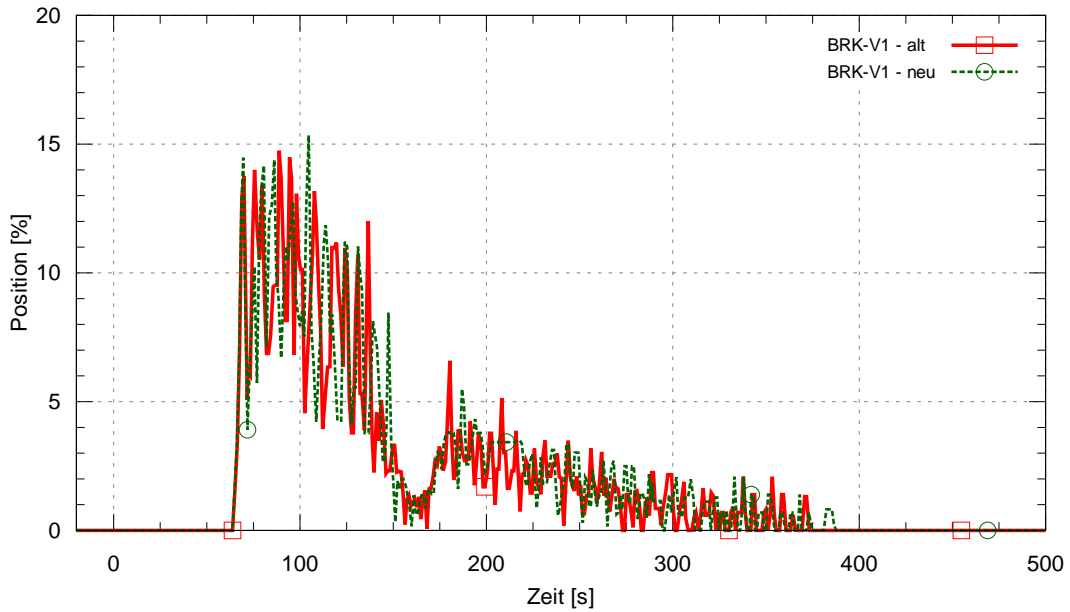
Bezüglich der verschiedenen Kopplungsvarianten wurde deutlich, dass sich die Hauptparameter zwischen Rechnungen mit BOP-Routinen und BOP-Plugins kaum unterscheiden. Dennoch gibt es Abweichungen, die unmittelbar mit der Art der Kopplung der BOP-

Modelle mit ATHLET zusammenhängen. Die Ausgangswerte der Modelle unterscheiden sich immer im Detail, der Gesamtverlauf ist aber in fast allen Fällen der gleiche.

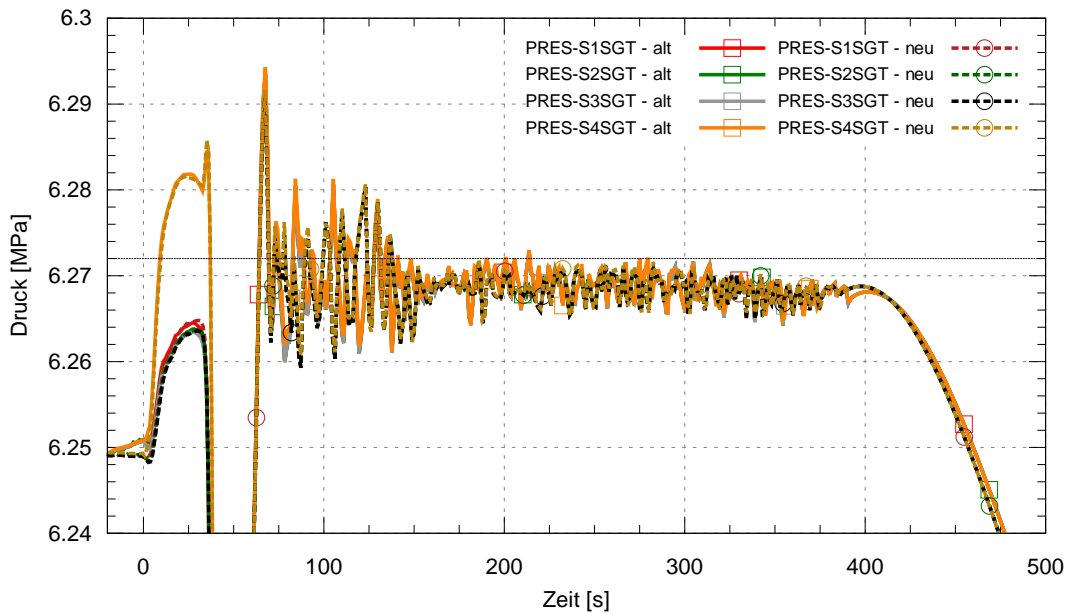
Der Grund für die Abweichungen ist, dass die Änderungsgeschwindigkeit der Steuergrößen in der Implementierung für die älteren Anlagen abhängig von der Größe des berechneten Zeitschritts bestimmt werden. Die Abhängigkeit ist nicht direkt proportional, weshalb die in ATHLET üblichen veränderlichen Zeitschrittweiten, in begrenztem Rahmen, Einfluss auf die Bewegung der Ventile hat. Bei den Reglern nach SEC NRS Datenbericht sind solche Abhängigkeiten nicht mehr vorhanden.

Beim WWER-1000/W-320 hält sich der Einfluss dieses Phänomens in Grenzen da die maximale Zeitschrittgröße auf lediglich 0.5 s begrenzt ist, wodurch die Varianz der Änderungsgeschwindigkeiten gering war. Veränderte Zeitschrittweiten treten trotz identischer Randbedingungen aufgrund der veränderten Kopplungsschnittstelle auf. Beispielfhaft zur Darstellung der Abweichungen zeigen Abb. 6.8 und Abb. 6.9 für den Testfall „Kleines Leck im kalten Strang“ die Ventilstellung der FD-Abblase-Regelventile BRU-K sowie den resultierenden Verlauf des Dampfdrucks für die ersten 500 s der Transiente

Die Verwaltung von Speicherwerten von Zeitschritt zu Zeitschritt musste bei BOP-Routinen für jede Funktionalität einzeln vorbereitet werden. Dieser Vorgang wurde bei der Implementierung von Plugins generalisiert und vereinfacht. Es ist dadurch weniger fehleranfällig. Mit BOP-Routinen traten in seltenen Fällen Werte auf, die auf fehlerhaft abgespeicherte oder überschriebene Speicherwerte zurückzuführen waren. Diese Probleme traten bei Verwendung der Plugin-Struktur nicht auf.



**Abb. 6.8** Ventilstellung der BRU-K; alt: BOP-Routine, neu: Plugin



**Abb. 6.9** Dampfdruck in den Dampferzeugern; die horizontale Linie zeigt den Zieldruck; alt: BOP-Routine, neu: Plugin

Allein aufgrund dieser Ergebnisse ist die Verwendung von Plugins höchst empfehlenswert. Darüber hinaus sind sie wesentlich einfacher zu pflegen und ihre Entwicklung unabhängig von der Weitergabe der gesamten ATHLET-Source. Außerdem können auch andere C-kompatible Programmiersprachen als FORTRAN verwendet werden.

### 6.3.3 Regler auf Basis des Analysesimulators ATHLET-CMS

Bis zum Erhalt des Datenberichts von SEC NRS beruhte die Entwicklung der Reglermodelle auf den Angaben, die aus dem Analysesimulator von GET entnommen werden konnten. Der Analysesimulator wurde für eine generische Anlage des Typs WWER-1200/W-491 auf Basis des Simulationscodes CMS und dem von der GRS entwickelten Systemcode ATHLET erstellt. CMS dient der Echtzeitberechnung von Anlagenparametern in Schulungssimulatoren. Der Simulator verwendet ATHLET, um die Primärseite und Teile der Dampferzeuger der Anlage zu modellieren. Um die Kopplung mit dem Thermohydraulikcode CMS zu realisieren, wurde eine von GET modifizierte Version von ATHLET 3.0A verwendet. Der Datenaustausch von CMS zu ATHLET erfolgt über die ATHLET-Schnittstelle NPA, während CMS verschiedene ATHLET-Routinen verwendet, um benötigte Daten auszulesen.

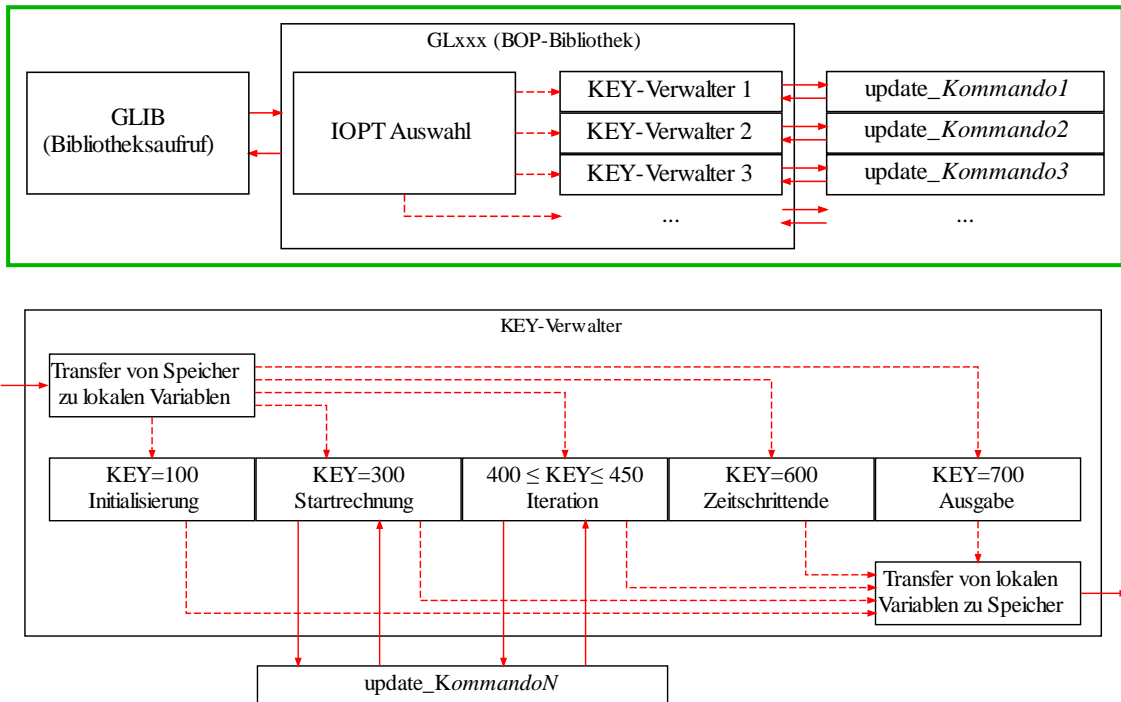
Der Datensatz des Analysesimulators bildete die Grundlage für die Weiterentwicklung zu einem reinen ATHLET-Datensatz. Die Eingabegrößen für die Reglermodelle waren bereits in GCSM realisiert. Die Reglermodelle wurden im Vorgängerprojekt weitgehend als Plugin umgesetzt /PRJ 17/. Dafür wurde der Datensatz für ATHLET 3.1A angepasst und die GCSM-Signale, die die NPA-Schnittstelle für die Kommunikation mit CMS nutzen, durch Aufrufe der Plugin-Bibliothek ersetzt. Die als Plugin 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

Zu Beginn des Berichtszeitraums wurden die Umsetzung der in der Technischen Notiz /PRJ 17/ beschriebenen Funktionalitäten vollständig abgeschlossen und Programmfehler beseitigt. Zudem wurde die Plugin-Struktur generalisiert, damit sie als Grundlage für zukünftige Plugins dienen kann. Dies beinhaltet besonders die Entwicklung der Verwaltungsroutine „keyCases“. Diese behandelt automatisiert Werte, die für das iterative Lösungsverfahren von ATHLET von Zeitschritt zu Zeitschritt zwischengespeichert werden müssen. In BOP-Routinen wurde die Verwaltung dieser Werte für jede neue Funktionalität einzeln implementiert. Dies machte die Pflege der Routinen mitunter sehr aufwendig.

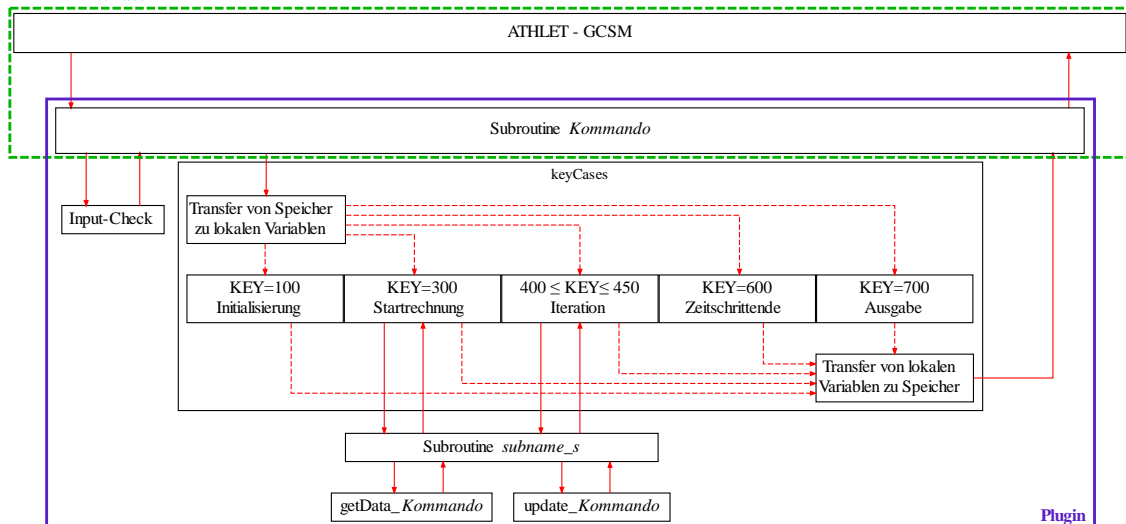
Außerdem war die Trennung von Datenverwaltung und Implementierung der Funktionalität nicht zwingend.

**anlagenspezifische ATHLET-Version**



**Abb. 6.10** Verwaltung einer BOP-Routinen-Bibliothek; es müssen mehrere KEY-Verwalter individuell erstellt werden

**ATHLET-Interface**



**Abb. 6.11** Verwaltung eines GCSM-Plugins; keyCases kommt in jedem Plugin einmal vor und muss nicht individuell angepasst werden

Der Unterschied zwischen den beiden Formen ist in den Abb. 6.10 und Abb. 6.11 dargestellt. Darin werden die verschiedenen Zustände während des Rechenlaufs, die

jeweils eigene Ansprüche an die Zwischenspeicherung aufweisen, als „KEY“ bezeichnet. Es wird darauf hingewiesen, dass die BOP-Routinen für jede hinzugefügte Funktionalität „*update\_KommandoN*“ einen eigenen KEY-Verwalter benötigte, während diese für Plugins als Service-Routine „keyCases“ in eine verallgemeinerte Form überführt wurden. „keyCases“ ist für jedes Plugin nur einmal einzubinden.

Mit den implementierten Reglern wurde der stationäre Zustand der Anlage erfolgreich simuliert. Der Zustand ist auch über längere Zeiten stabil. Allerdings benötigen einige Regler sehr lange, um den stationären Zustand in der Nulltransiente herzustellen. So stellt sich der vorgegebene Druckhalterfüllstand erst nach etwa 1000 s ein. Sollten die hier erstellten Regler weiterentwickelt werden, müssen die Reglerkonstanten den Gegebenheiten der realen Anlage angepasst werden.

#### **6.3.4 Regler nach SEC NRS Datenbericht**

Im Berichtszeitraum wurden die im Datenbericht beschriebenen Regler der Anlagensteuerung für ATHLET weitgehend modelliert. Die Reglerschemata werden als Teil eines Plugins für ATHLET umgesetzt. Die im Datenbericht beschriebenen Regler sind in Tab. 6.1 aufgeführt. Die Tabelle enthält zudem Angaben zu über Regel- und Steuergrößen, bzw. den zugrundeliegenden Zweck des jeweiligen Reglers.

Zunächst wurden die vorgegebenen Signalschaltbilder und die dazugehörige Beschreibung analysiert. Anschließend wurden sie in Programmcode umgesetzt. Die Beschreibung enthält darüber hinaus zusätzliche Regleranweisungen oder Konditionierungsregeln für die Eingangs- und Ausgangssignale, die in den Schemata der Hauptregler nicht dargestellt sind. Diese müssen jeweils für die programmtechnische Umsetzung vorbereitet werden. Sie wurden dementsprechend in mathematische Formulierungen und in Abfragehierarchien überführt. Letztere sind im Datenbericht lediglich in Textform zu finden.

**Tab. 6.1** Im Datenbericht zu WWER-1200/W-491 beschriebene Regelsysteme

System	Steuergröße	Regelgröße, Zweck
Sicherheitsventile (SV) Druckhalter	Stellung der Ventile	Druckbegrenzung im Primärkreislauf
Volumenregelsystem: <ul style="list-style-type: none"> <li>• Steuerungsventil Einspeiseleitung</li> <li>• Einspeisepumpe (Frequenzumwandler)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Stellung des Ventils</li> <li>• Pumpenleistung</li> </ul>	Füllstand des Druckhalters (DH)
Hauptspeisewasser <ul style="list-style-type: none"> <li>• Hauptregelventil</li> <li>• Absperrventil am Bypass</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Stellung des Ventils</li> <li>• Stellung des Ventils</li> </ul>	Füllstand der Dampferzeuger (DE)
Dampfumleitstation BRU-K	Stellung des Ventils	Drucksteuerung im Hauptdampfsammler (HDS)/ Umleitung in Turbinenkondensator
FD-Abblase-Regelventil BRU-A	Stellung des Ventils	Drucksteuerung im HDS / Dampfablass in die Atmosphäre
Dampfdruckregelventil am Turbineneintritt	Stellung des Ventils	Aufrechterhaltung des Dampfdrucks im HDS
Antriebssystem der Regelstäbe	Bewegung der Regelstäbe	Nach Betriebsart: <ul style="list-style-type: none"> <li>• N: Neutronenfluss</li> <li>• T: Druck im HDS</li> <li>• S: Manuelle Steuerung</li> </ul>

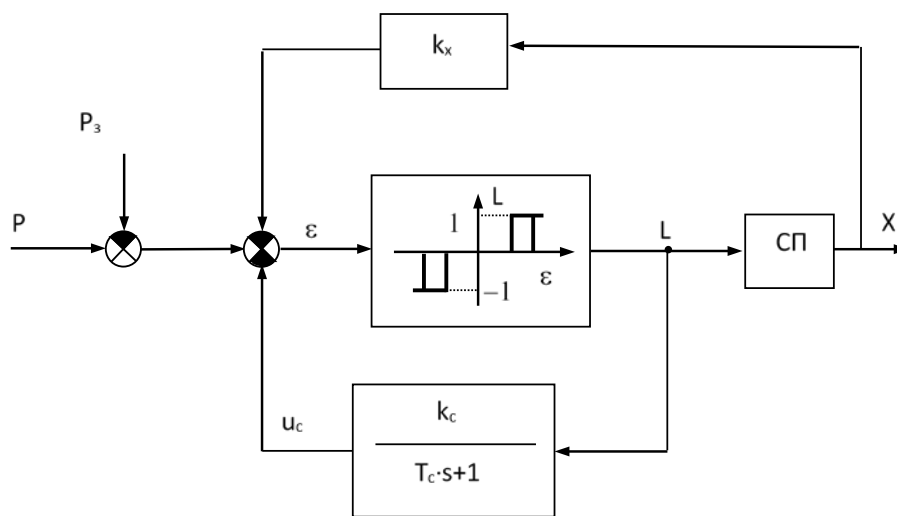
Bei der Analyse der Reglerschemata wurde klar, dass einige grundlegende Bausteine der Regler wiederholt vorkommen. Diese wurden zunächst identifiziert und im Programmcode des Plugins als allgemein zugängliche Basisfunktionen umgesetzt. Diese Basisfunktionen sind:

- Begrenzer
- Dreipunktschalter mit/ohne Hysterese,
- Verzögerung 1. Ordnung,
- Differenzierer mit optionaler Verzögerung 1. Ordnung,
- Integrator mit optionaler Verzögerung 1. Ordnung,
- Positionsregler mit optionaler Signalrückkopplung.

Einige dieser Funktionen sind in ATHLET zwar bereits vorhanden, ihre Implementierung ist aber stark abhängig von den internen Datenstrukturen ATHLETs. Dadurch wäre die Verwendung durch ein Plugin nur mit übermäßigem Aufwand möglich. Manche der

Basisfunktionen waren bereits für die Regler entsprechend Analysesimulator ATHLET-CMS verfügbar und konnten mit Anpassungen übernommen werden.

Die Basisfunktionen sind in einem eigenen FORTRAN-Modul hinterlegt und können somit ohne größeren Aufwand in anderen Plugins wiederverwendet werden. Das Modul kann also die Grundlage für die Implementierung von Reglern bilden, die aus den gleichen Grundbausteinen bestehen wie die im Datenbericht beschriebenen. In Abb. 6.12 ist ein Beispiel für einen Positionsregler mit verzögerter als auch gedämpfter Signalkrückkopplung dargestellt, wie er im Datenbericht beschrieben ist.



**Abb. 6.12** Signalschaltbild eines Positionsreglers mit Signalrückkopplung  
(Quelle: /SEC 18/)

Der Positionsregler vereint die Basisbausteine Dreipunktschalter, Verzögerung 1. Ordnung und Integrator in sich. Diese Kombination ist aber in allen beschriebenen Reglern zu finden und wurde deshalb als eigene Basisfunktion unter Nutzung der anderen Funktionen zusammengestellt. Die beiden Rückkopplungspfade sind optional und werden nur berechnet, wenn dem Positionsregler entsprechende Variablen übergeben werden.

Nach derzeitigem Stand sind die meisten Reglerkonstanten, Multiplikationsfaktoren, etc. nicht bekannt. Auch eine Anfrage von SEC NRS an den Hauptkonstrukteur OKB Gidropress erbrachte keine weiteren Kenntnisse. Die Implementierung wurde also unter Annahmen durchgeführt. Diese wurden aus den Angaben des vorläufigen Sicherheitsberichts /PSAR 13/ entnommen. Sobald die tatsächlichen oder zumindest vorläufige Werte zur Verfügung stehen, werden diese in den Datensatz oder das Plugin eingefügt werden.



In Tab. 6.2 wurden die unbekanntenen Reglerkonstanten aufgelistet. Eine Liste der ebenfalls notwendigen Übertragungsfunktionen ist in Abschnitt 6.2.1 zu finden.

**Tab. 6.2** Unbekannte Angaben zu den Hauptreglern

<b>Reglerfunktion</b>	<b>Reglerelement</b>	<b>fehlende Konstante</b>
Druckbegrenzung Primärkreislauf	Signalrückkopplung	Multiplikationsfaktor
	Ausgabeintegrator	Integrationskonstante
	Rückkopplung mit Verzögerung 1. Ordnung	Multiplikationsfaktor Zeitkonstante
Volumenregelsystem	Verzögerungen 1. Ordnung	Zeitkonstanten
	Differenzierer	Multiplikationsfaktor Zeitkonstante
	Schalterhysterese	oberer Grenzwert unterer Grenzwert
	Signalrückkopplung mit Verzögerung 1. Ordnung	Multiplikationsfaktor Zeitkonstante
	Proportionalglied	Multiplikationsfaktor
Dampferzeugerfüllstand, Hauptregler	Differenzierer	Multiplikationsfaktor Zeitkonstante
	Rückkopplung mit Verzögerung 1. Ordnung	Multiplikationsfaktor Zeitkonstante
	Proportionalglied	Multiplikationsfaktor
Dampferzeugerfüllstand, Bypass-Regler	Proportionalglied	Multiplikationsfaktor
	Signalrückkopplung	Multiplikationsfaktor
Ablassventil BRU-K Ablassventil BRU-A	Rückkopplung mit Verzögerung 1. Ordnung	Multiplikationsfaktor Zeitkonstante
	Ausgabeintegrator	Integrationskonstante
Dampfdruckregelventil am Turbineneintritt Ablassventil BRU-K	Rückkopplung mit Verzögerung 1. Ordnung	Multiplikationsfaktor Zeitkonstante
	Ausgabeintegrator	Integrationskonstante
Ablassventil BRU-A	Verzögerung 1. Ordnung der Ausgabe	Multiplikationsfaktor Zeitkonstant
	Ausgabeintegrator	Integrationskonstante

Die vorläufigen Reglerkonstanten des Antriebssystems der Regelstäbe sind dem Datenbericht beigelegt und wurden bei der Implementierung berücksichtigt.

## **7 Analyse von schweren Störfällen in WWER-1000-Reaktoren (AP 7)**

### **7.1 Weiterentwicklung der gekoppelten Analysen mit ATHLET-CD und COCOSYS**

#### **7.1.1 Zielsetzung**

Die vorgesehenen Arbeiten zur Weiterentwicklung und Anwendung von ATHLET-CD und COCOSYS für eine generische WWER-1000/W-320-Anlage basierten auf den Datensätzen, die als Ergebnis des Vorläufervorhaben 3614R01520 /RIW 17/ vorlagen. Diese Datensätze wurden für die damals aktuelle gekoppelte Programmversion ATHLET-CD 3.0A und COCOSYS V2.4 erstellt und in einer Pilotanalyse für ein Unfallszenario mit Kernschmelzen nach dem Totalausfall der Wechselstromversorgung eingesetzt. In Auswertung der Pilotanalyse wurden offene Phänomene und Programm- sowie Kopplungs-Defizite herausgearbeitet, die eine durchgängige Simulation des Unfallszenarios behinderten bzw. vereinfachende Annahmen in der Simulation erforderten.

In Anknüpfung an diese Arbeiten waren folgende Arbeitsschritte geplant:

- Aktualisierung der WWER-1000-Datensätze für die aktuellen Programmversionen von ATHLET-CD und COCOSYS inklusive der Anbindung der erforderlichen WWER-1000-Reglermodelle in Form von DLL-Bibliotheken.
- Umsetzung einer Modellverbesserung in ATHLET-CD zur automatischen Verlagerung der Kernschmelze ins untere Plenum anhand von GCSM Signalen in Abhängigkeit von der Schmelzemasse.
- Anwendung des DAMAGE-Faktors als Kriterium für das RDB-Versagen im Modul AIDA und automatischer Übertrag der notwendigen Informationen bzgl. des austretenden Schmelze-Volumenstroms und dessen Zusammensetzung an COCOSYS.
- Anwendung der neuen SAFT Version zur Berücksichtigung des Aerosol- und Spaltprodukttransports entlang aller relevanten Strömungswege im Kühlkreislauf in das Containment.
- Aktivierung des COCOSYS-Modells zur Beton-Schmelze-Wechselwirkung unter Verwendung der von ATHLET-CD übertragenen Kernschmelze.
- Untersuchung der Wasserstoffverteilung und des Einflusses der Wasserstoffverbrennungen im Containment unter der Annahme, dass die von ATHLET-CD freigesetzten

Wasserstoffmengen groß genug zur Bildung rekombinier-/brennbarer Atmosphären-gemische sind und in diesem Fall die Berücksichtigung von möglichen Gegenmaßnahmen (Wasserstoff-Rekombinatoren, Reaktivierung des Sprühsystems, Containment-Venting).

- Anwendung der genannten Modellerweiterungen und Überprüfung der programm-technischen ATHLET-CD/COCOSYS-Kopplung Anhand einer weiteren Pilotanalyse zum Störfallverlauf „Station Blackout“ inklusive Dokumentation der Ergebnisse.

### **7.1.2 Durchgeführte Arbeiten und Arbeitsergebnisse**

Aufbauend auf den Ergebnissen des Vorläufervorhabens /RIW 17/ wurden die gekoppelten ATHLET-CD und COCOSYS - Datensätze weiterentwickelt, getestet und in einer Pilotanalyse für ein Unfallszenarios mit Kernschmelzen nach einem Totalausfall der Wechselstromversorgung (TSA) eingesetzt.

In der Laufzeit des Vorhabens wurde das gekoppelte Programmsystem bestehend aus ATHLET 3.2, ATHLET-CD 3.2 und COCOSYS 3.0 unter der Bezeichnung "AC<sup>2</sup> 2019" vereinigt /AC<sup>2</sup> 19/ und für die weiteren Simulationsrechnungen verwendet. Während der Simulationsrechnungen und der Ergebnisauswertung wurden Probleme in der Anwendung von AC<sup>2</sup> identifiziert, Hinweise für notwendige Programmverbesserungen erarbeitet und an die entsprechenden Entwicklerteams in der GRS kommuniziert.

An dieser Stelle muss verdeutlicht werden, dass die Anwendung der aktuellen Version von AC<sup>2</sup> im hier betrachteten Unfallszenario für WWER-1000 zurzeit nur eingeschränkt möglich ist. Es wurden eine Vielzahl von Modellerweiterungen implementiert, die die Simulationsmöglichkeiten erweitern, z.B. das neue Aerosol- und Spaltprodukttransportmodell SAFT oder die Übergabe von Daten aus AIDA an das COCOSYS - CCI-Modul. Allerdings ließ sich mit AC<sup>2</sup> 2019 bis kurz vor Projektende keine vollständige Simulationsrechnung für das untersuchte Szenario über die vorgesehene Prozesszeit von 60 000 s durchführen. Es kam nach nur geringfügigen Änderungen im Datensatz zu wiederholten Programmabbrüchen, typischerweise im Zeitbereich zwischen 14 000 und 20 000 s und hier schwerpunktmäßig im Kernzerstörungsmodell ECORE und im Aerosol- und Spaltprodukttransportmodul SAFT. Da Restart-Rechnungen z.T. nicht möglich waren bzw. abweichende Ergebnisse zur Anfangsrechnung lieferten, war dies auch kein Ausweg. Zudem wurde in den Ergebnissen auch eine Abhängigkeit von der verwendeten Hardware festgestellt. Erschwerend hinzu kam der hohe Rechenzeitaufwand - so benötigt zurzeit eine durchgängige Analyse über 60 000 s Prozesszeit mehr als 5 Wochen

Rechenzeit. Die Lösung der Probleme erforderte einen unerwartet hohen Aufwand, so dass Modellverbesserungen im ATHLET-CD-Datensatz, die einen Einfluss auf die späte Phase des Unfallablauf haben und vorgesehene vertiefende Untersuchungen, wie z.B. zur Wasserstoffverteilung im Containment und die Berücksichtigung von möglichen Gegenmaßnahmen (Wasserstoff-Rekombinatoren, Reaktivierung des Sprühsystems, Containment-Venting) nicht durchgeführt werden konnten. Neben dem zeitlichen Aufwand stand diesen Arbeiten aber auch im Weg, dass ohne eine durchlaufende ATHLET-CD Rechnung keine entsprechenden Randbedingungen für die geplanten COCOSYS-Untersuchungen (Wasserstoffraten) vorlagen.

Vergleichbare Probleme mit AC<sup>2</sup> 2019 sind auch in anderen Projekten der GRS aufgetreten, z.B. in der Analyse von Unfallabläufen für deutsche KKW vom Typ Konvoi oder in Arbeiten zum KKW Fukushima. Eine Liste mit bisher identifizierten und korrigierten Fehlern ist in /AC<sup>2</sup> 20/ zu finden. Die aufgetretenen Schwierigkeiten sind damit allgemeiner Natur und nicht WWER-1000 spezifisch.

Der Versuch, mit SAFT den Spaltprodukttransport durch alle vier Kühlmittelschleifen zu simulieren, wurde als gegenwärtig noch zu ambitioniert eingeschätzt. Die Unterstützung durch die Programmentwickler führte zu einer teilweisen Lösung der Probleme – jetzt ist als Transportpfad nur der direkte Weg vom Kern an die Freisetzungstellen (2 parallele Druckhaltersicherheitsventile bzw. Öffnung im RDB nach dessen Versagen) berücksichtigt. Durch diese vereinfachte Modellierung und unter Nutzung einer neuen Programmversion AC<sup>2</sup> 2019.1 RC1 (d.h. Patch 1 als Release Candidate 1) konnte im Mai 2020 doch noch eine Pilotanalyse über die vollständige Simulationszeit von 60 000 s durchgeführt werden.

Die durchgeführten Arbeiten sind in der Technischen Notiz /KON 20/ dokumentiert. Im Folgenden werden ausgewählte Ergebnisse gezeigt. Auf Grund des Projektendes per 31. Mai 2020 war keine umfassende, detaillierte Analyse der Ergebnisse mehr möglich. Die identifizierten Fehler in den Datensätzen konnten daher bisher nicht in einem weiteren Rechenlauf berücksichtigt werden. Jedoch enthält /KON 20/ eine Liste mit den festgestellten Fehlern und Fragen zur weiteren Bearbeitung im Folgeprojekt.

#### **7.1.2.1 Charakterisierung des Szenarios für die Pilotanalyse**

Die durchgeführten Arbeiten zur Vervollständigung der ATHLET-CD- und COCOSYS-Datensätze sollten anhand einer Pilotanalyse für eine generische WWER-1000/W-320-Anlage überprüft werden - einerseits auf die Programmablauffähigkeit und andererseits

auf Konsequenzen hinsichtlich des berechneten Unfallablaufes. Es wurde ein Unfallszenario mit Kernschmelzen nach einem Totalausfall der Wechselstromversorgung (TSA) ausgewählt. Durch den Stromausfall sind alle wesentlichen Kühl- und Notkühlsysteme nicht verfügbar. Für einige Systeme steht eine durch Batterien gesicherte Notstromversorgung über einen Zeitraum von ca. 2 Stunden zur Verfügung, z.B. für das Öffnen von Sicherheitsventilen durch den Operator.

Als Folge des Totalspannungsausfalls (TSA) wird die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst und es kommt zum Auslaufen der vier Hauptkühlmittelpumpen im Primärkreislauf. Die Nachzerfallswärme aus dem Reaktorkern wird zunächst durch den Naturumlauf des Kühlmittels im Primärkreislauf an die Sekundärseite der Dampferzeuger abgeführt. Mit dieser Wärme wird das sekundärseitige Dampferzeuger-Inventar verdampft und der Dampf in die Umgebung abgeblasen. Mit dem fallenden Füllstand in den Dampferzeugern verschlechtern sich die Wärmeabfuhrbedingungen aus dem Primärkreis und dem Kern, dadurch kommt es zu einem kontinuierlichen Druckanstieg im Primärkreislauf. Nach Erreichen des Öffnungsdrucks des ersten Druckhaltersicherheitsventils von 18,142 MPa öffnet dieses. Für die Analysen wurde unterstellt, dass dieses Sicherheitsventil beim erstmaligen Öffnen in der Offenstellung versagt (nicht wieder schließt). Zusätzlich wurde angenommen, dass der Operator als Notfallmaßnahme 1 000 s nach Öffnung des ersten Druckhaltersicherheitsventils ein zweites Druckhaltersicherheitsventil öffnet und nicht wieder schließt, um eine schnellere Druckabsenkung im Primärkreis zu erreichen. Das Szenario liegt damit zwischen einem typischen Hochdruckpfad (periodisches Öffnen und Schließen eines Druckhaltersicherheitsventils) und dem gewollten Übergang zum Niederdruckpfad durch manuelles Öffnen aller drei Sicherheitsventile, wie es z.B. in den SAMG für ukrainische WWER-1000 Anlagen /ZAP 12/ bzw. in /TUS 09/ als Beispiel für die Anwendung von Notfallschutzmaßnahmen zur Verlangsamung der Kernzerstörung und damit zur Verzögerung des Reaktordruckbehälterversagens diskutiert wird.

Das Ziel der Pilotanalyse war primär nicht die Sicherheitsbewertung einer WWER-1000/W-320 Anlage, sondern die Erprobung von AC<sup>2</sup>, d.h. die Simulation des Unfallablaufs mit einer möglichst geschlossenen Simulationskette entsprechend der AC<sup>2</sup> Möglichkeiten. Damit haben die getroffenen Annahmen und verwendeten Randbedingungen keinen direkten Bezug zu einem Safety-Case einer WWER-1000 - Anlage, d.h. zu keinem regelbedingten und in SAMG festgelegten Ablauf der Notfallmaßnahmen. Infolge eines zunächst nicht entdeckten Fehlers bei der Modellierung der Abblasekapazität der Druckhaltersicherheitsventile erfolgte die primärseitige Druckabsenkung mit zu geringem

Druckgradienten, sodass die Akkumulatoren-Einspeisung erst nach Beginn der Kernzerstörung einsetzte (siehe auch Seite 213).

In Folge des Öffnens des ersten und etwa 1 000 s später des zweiten Druckhaltersicherheitsventils kommt es zu einem Eintrag von Kühlmittel aus dem Primärkreislauf in das Containment. Da der Abblasetank des Druckhalters in den Datensätzen nicht modelliert ist, bedeutet dies einen sofortiger Austrag von Kühlmittel in das Containment. Auf Grund des TSA sind im Containment die aktiven Sicherheitssysteme, d.h. die Um- und Abluftsysteme sowie das Gebäudesprühsystem, nicht verfügbar. Allerdings wird mit TSA-Beginn ein erfolgreicher Containment-Abschluss unterstellt.

#### **7.1.2.2 Übergang zur Anwendung der AC<sup>2</sup> 2019 Programmversion und Erstellung der BOP Plugins**

In der ersten Phase des Projektes wurden die Rechnungen zum TSA-Szenario mit der gekoppelten Anwenderversion ATHLET-CD 3.0A (mit WWER-1000 BOP-Modellen) und COCOSYS V2.4v4 begonnen. Auf Grund von Stabilitätsproblemen in ATHLET-CD wurde nachfolgend in Absprache mit den Entwicklern auf Entwicklerversionen und später auf die im Juli 2019 freigegebene erste Version von AC<sup>2</sup> 2019 gewechselt. Jedoch zeigten sich auch bei der Version AC<sup>2</sup> 2019 Schwierigkeiten, sodass für den abschließenden Rechenlauf und die im Folgenden dargestellten Ergebnisse der Release Candidate des Patches 1 (AC<sup>2</sup> 2019.1 RC1) verwendet wurde.

Die Thermohydraulik des Primär- und Sekundärkreises in der generischen Anlage wird im ATHLET Datensatz unter Nutzung von WWER-1000/W-320 spezifischen Balance-of-Plant (BOP) Controller-Modellen simuliert. Ein Vorteil von AC<sup>2</sup> 2019 ist es, dass solche Modelle als Plugins in Form von vorkompilierten DLL-Bibliotheken ohne Änderungen an der Standard-Programmversion angekoppelt werden können.

Die Erstellung der WWER-1000/W-320 Plugins für ATHLET ist in /KON 20/ detailliert beschrieben, wobei auch die Adressen für den Zugriff auf die zentrale Versionsverwaltung (SVN Repositories) von COCOSYS und den BOP-Modellen sowie Angaben zum verwendeten Compiler aufgeführt sind. Mit der Umstellung der BOP auf die Plugin-Technik hat sich auch die Eingabe der BOP-Daten geändert. Die Kopplungsroutinen zwischen ATHLET-CD und COCOSYS werden in AC<sup>2</sup> 2019 ebenfalls per Plugin bereitgestellt.

Für die Pilotanalyse wurde die serielle Version von ATHLET verwendet (nicht die als OMP kompilierte, parallele Version), um das Problem der Hardware-Abhängigkeit der Ergebnisse nicht zusätzlich zu verstärken.

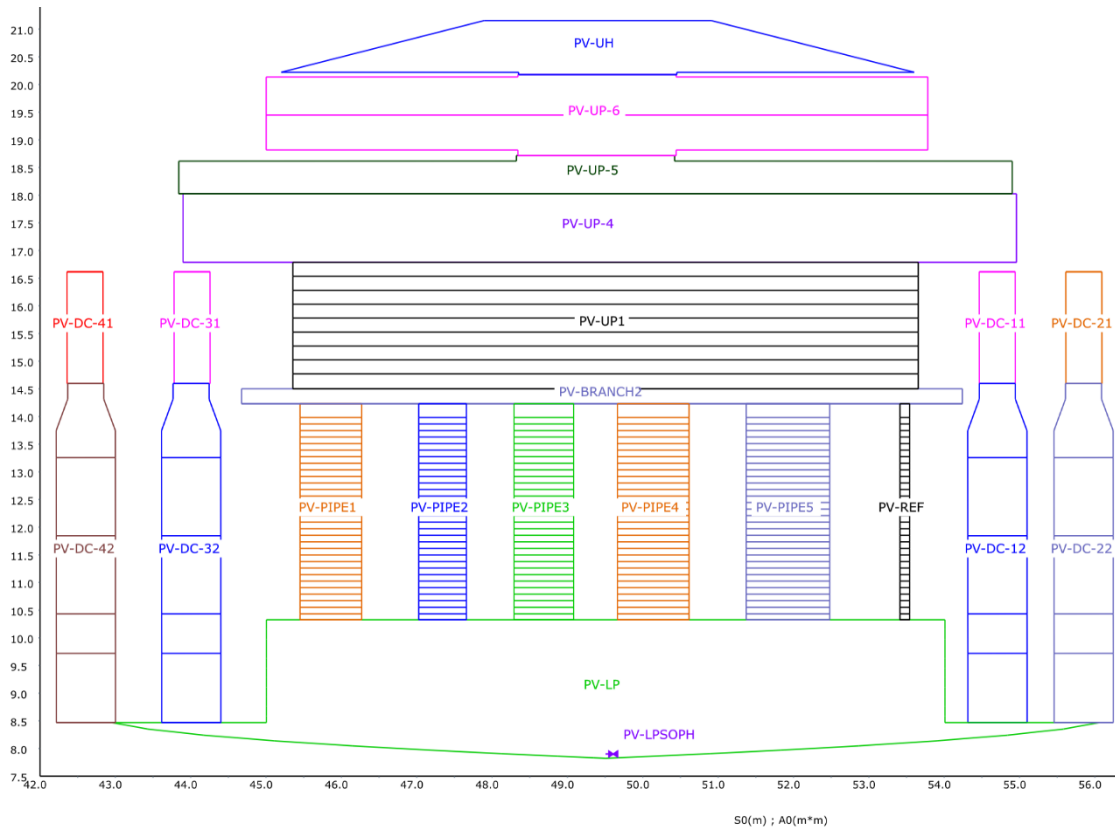
### **7.1.2.3 Informationen zum aktuellen AC<sup>2</sup>-Datensatz**

Unter anderem historisch bedingt haben die AC<sup>2</sup>-Programme ATHLET/ATHLET-CD und COCOSYS gegenwärtig noch nahezu eigenständige Datensätze für die Abbildung der Kühlkreisläufe und des Containments.

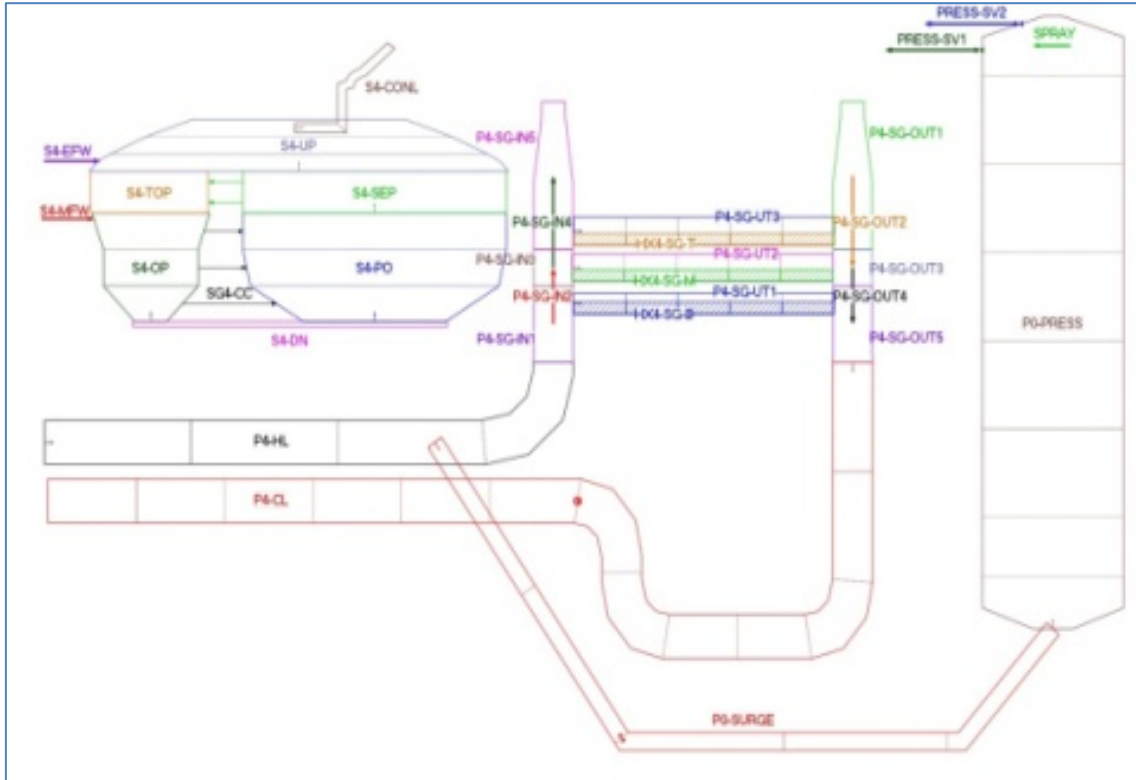
Das Nodalisierungsschema des Reaktors ist in Abb. 7.1 dargestellt. Der Downcomer wird durch vier parallele Kanäle modelliert (PV-DC-XX); die benachbarten Kanäle sind mit Querverbindungsobjekten, s.g. CROSS CONNECTION verbunden. Das untere Plenum PV-LP wird durch ein Thermofluid-Objekt (TFO) modelliert, um eine verbesserte Modellierung des Wärmeeintrags über HEATADD nach der Kernschmelze-Verlagerung in das untere Plenum zu erreichen.

Die nicht beheizte Bypass-Strömung im Reaktor wird im sechsten Strömungskanal PV-REF ohne Querverbindungen zu den anderen Kernkanälen (PV-PIPE1 bis PV-PIPE5) zusammengefasst. Zur Beschreibung des oberen Plenums werden drei TFO verwendet: unteres Volumen PV-UP1 (direkt über dem Kern), mittleres Volumen PV-UP2-IN/PV-UP-4 (der Bereich der Auslassstutzen) und oberes Volumen PV-UP-5. Darüber befinden sich die Volumina PV-UP-6 und PV-UH des RDB-Deckels.

Die vier Hauptumwälzschleifen werden in vergleichbarer Weise separat modelliert. Einen Überblick über die Nodalisierung der Schleife Nr. 4 gibt Abb. 7.2, die zusätzlich auch das Druckhalter-System enthält. Die heißen Stränge der Hauptumwälzleitungen sind an den Reaktorsammelstrang PV-UP-4 angeschlossen. Die heißen Stränge sind für alle Schleifen identisch und werden durch vier Rohre dargestellt. Die kalten Stränge wurden in ähnlicher Weise durch vier identische Rohre modelliert und sind mit dem zugehörigen oberen Reaktorfallrohrteil PV-DC-x1 verbunden. Ebenfalls enthalten in den kalten Strängen sind die vier Hauptumwälzpumpen, jeweils bei der Längenkoordinate 16,47 m.



**Abb. 7.1** Nodalisierungsschema des Reaktors



**Abb. 7.2** Nodalisierungsschema der vierten Hauptumwälzschleife



An der prinzipiellen Kopplung der Datensätze über die GCSM-Schnittstelle in ATHLET-CD hat sich auch in der Version AC<sup>2</sup> 2019 nichts geändert, sodass die entsprechenden Angaben im Vorläufervorhaben prinzipiell weiterhin gültig sind. Nachstehend werden deshalb nur zusätzliche Modelle und Kopplungen erläutert.

### **Modifikationen im ATHLET-CD Datensatz**

Der aus dem Vorläufervorhaben verfügbare ATHLET-CD Datensatz für eine generische WWER-1000/W-320 Reaktoranlage musste an die durchgeführten Programmänderungen in AC<sup>2</sup> angepasst sowie für den in Abschnitt 7.1.2.1 beschriebenen Unfallablauf modifiziert werden. Wesentlichen Änderungen sind im Folgenden aufgeführt.

Unter dem Kontrollwort (CW) PLUGIN sind die erforderlichen zusätzlichen DLL-Bibliotheken für die Simulation aufgeführt:

- **cocosys**: Etablierung der Schnittstelle zu COCOSYS zum Datenaustausch und zur Steuerung
- **core\_degradation**: Einbindung der ATHLET-CD Kernzerstörungsmodelle
- **bop\_w320/g\_plugin**: Einbindung des speziellen WWER-1000 BOP Modelle zur Beschreibung des anlagenspezifischen Controller-Verhaltens.

Unter CW PARAMETERS wurden neue Parameter definiert, z.B. PRV2\_OPEN für den Zeitpunkt des Öffnens des zweiten Druckhaltersicherheitsventils durch den Operator.

In CW TOPOLOGY wurde für die vereinfachten Darstellung des unteren Plenums die zuvor verwendete TFO-OBJECT Darstellung (PV-LP1, PV-LP-2 und PV-LP-3) in einem neuen TFO-OBJECT zusammengefasst (PV-LP), wodurch ebenfalls eine Längenanpassung der hiermit verbundenen Downcomer notwendig wurde.

Zur Berücksichtigung des zweiten Freisetzungspfades (2. Sicherheitsventil) sowie der sich nach Verlust der Integrität des RDB im unteren Plenum öffnende Leckfläche wurden zwei weitere Strömungspfade eingeführt. Aufgrund bestehender Modellierungsanforderungen in SAFT wurde für die korrekte Erfassung aller Strömungspfade eine Rekonfiguration der drei mit dem Druckhalter verbundenen Sicherheitsventile notwendig (Strömungspfadverzweigung innerhalb des SAFT-Netzwerkes).

Die veränderte Darstellung des unteren Plenums durch das OBJECT PV-LP machte unter CW OBJECT eine Geometrieangepassung der verbundenen Downcomer und deren Cross-Connection notwendig. Für die Simulation des Wärmeeintrags in das untere

Plenum aus der verlagerten Schmelze wurde das GCSM-Signal QMELT\_LQ hinzugefügt. Der Wert dieses Signals wird innerhalb des Moduls AIDA berechnet (thermische Leistung der verlagerten Schmelze) und als HEATADD an das Wasser bzw. an den Wasserdampf im unteren Plenum übertragen. Der Übergang zur Darstellung des unteren Plenums mit nur einem TFO-OBJECT erleichtert nachfolgend die Modellierung des Energieeintrags durch die verlagerte Schmelze, da der resultierende Schmelze-Höhenstand erst zur Laufzeit ermittelt wird.

Weitere Anpassungen erfolgten in den Thermofluid-Objekten PV-PIPE1 bis PV-PIPE5 zur Beschreibung der Kernströmungskanäle bzw. Kernringe zur verbesserten Darstellung des individuellen Kernabbrandes der einzelnen Kernringe.

Unter CW TIMEDEPVOL wurde ein zusätzliches zeitabhängiges Volumen (**P5-CONT**) eingefügt, das zur Darstellung der Reaktorgrube für den zusätzlichen Aerosol- und Spaltproduktpfad in das Containment nach Verlust der RDB-Integrität in der Spätphase des Unfallvorgangs dient.

Anpassungen in den CW VALVE, DISCHARGE und CDR1DIN dienen der Darstellung des zusätzlichen Aerosol- und Spaltproduktpfades nach Versagen der RDB-Wand im Bereich der unteren Kalotte. Dafür wurde das implementierte Ventil PV-LS-V zusätzlich im Modell DISCHARGE aufgeführt. Für das Ventil wurde eine Fläche von 0,567 m<sup>2</sup> definiert. Seine Ansteuerung erfolgt im Modell VALVE mittels GCSM Signal C1.LPFail. Die Eingangsgrößen vom C1.LPFail - Signal werden durch das Modell AIDA mittels Bestimmung des DAMAGE-Faktor errechnet.

Nach Beratung mit AC<sup>2</sup>-Entwicklern und Anwendern wurde für den verbesserten Ablauf der Simulation im Reaktorkernbereich der unter CW EVAPORATE gesetzte Parameter IGAM von 0 auf 1 gesetzt (Option zur Berechnung der Kondensation- und Verdampfungsraten an Heiz- und Kühlflächen.).

Das zur Darstellung des Aerosol- und Spaltprodukttransports im Primärkreislauf verwendete Modell SAFT erfordert die Modellierung von Wärmeleitobjekten (CW HEATCOND) entlang aller berücksichtigten Strömungspfade. Die ursprünglich geplanten und modellierten Strömungspfade umfassten hierbei:

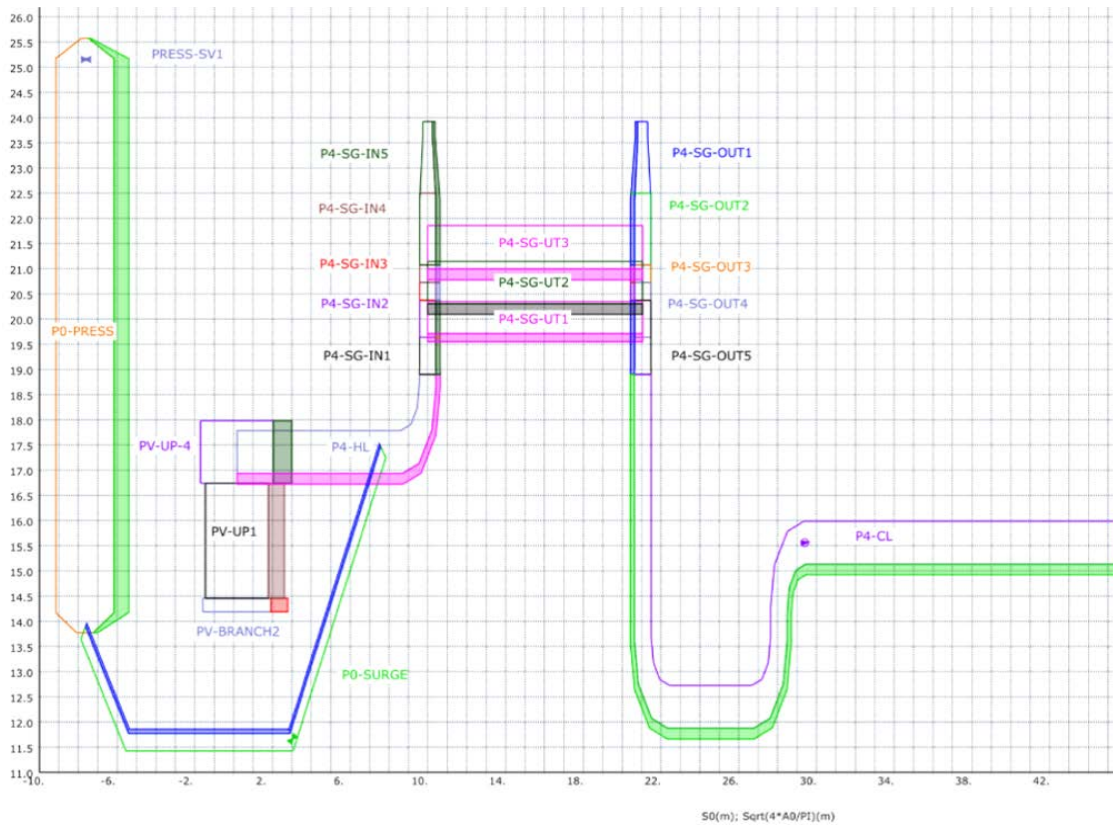
1. Das obere Plenum, den heißen Strang mit Verbindung zum Druckhalter, Volumenausgleichsleitung, Druckhalter samt Druckerhaltersicherheitsventilen
2. den Freisetzungspfad über das untere Plenum

3. die vier Pfade entlang der heißen und kalten Stränge, inklusive der vier primärseitigen Dampferzeuger-Heizrohre

Aufgrund der stark angewachsenen Rechenzeiten sowie bisher nicht vermeidbarer Programmabbrüche wurde für die vorliegende Störfallsimulation entschieden, die unter 3. aufgeführten Pfade aufgrund ihrer im angenommenen Szenario relativ geringen Relevanz aus der SAFT-Pfadmodellierung (siehe nächster Abschnitt) zu entfernen.

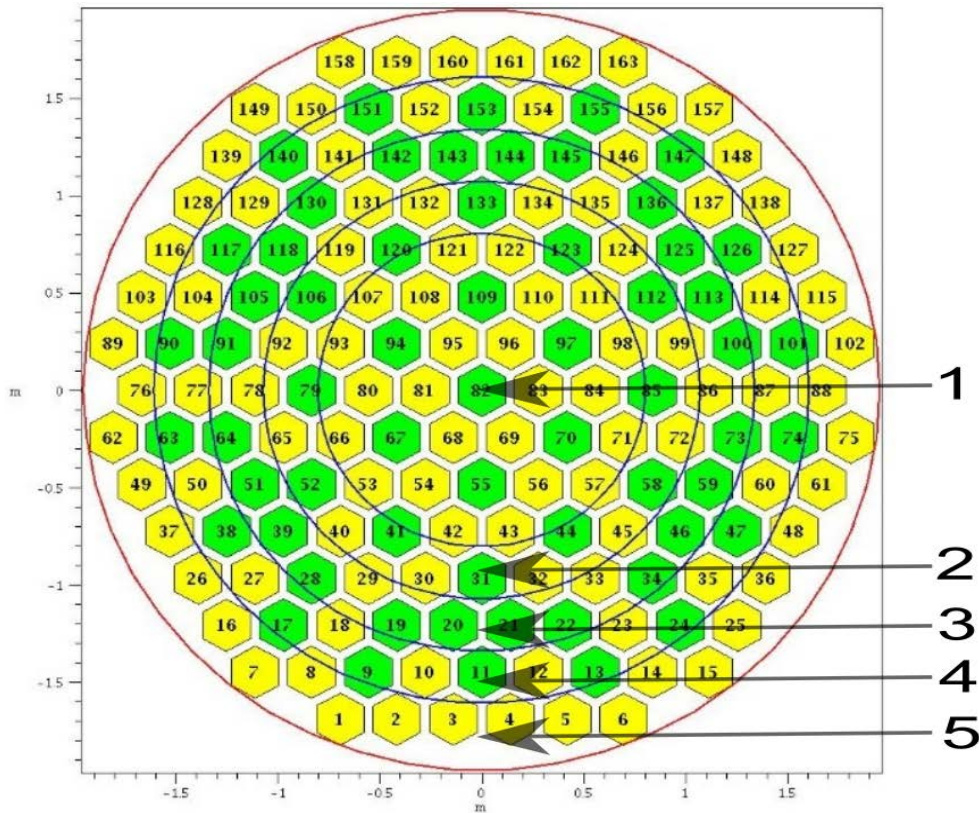
Anstelle des bisherigen SOPHAEROS-Modelles wird jetzt das AC<sup>2</sup>-Modul SAFT (Simulation von Aerosol- und Spaltprodukttransport) verwendet. SAFT simuliert mit Hilfe mechanistischer und semi-empirischer Modelle den Transport und die Deposition von Radionukliden im Primärkühlsystem eines Leichtwasserreaktors während eines Kernschmelzunfalls. Dabei werden fünf physikalische Zustände betrachtet: suspendierter Dampf/Aerosol, auf Strukturoberflächen kondensierter Dampf, auf Strukturoberflächen abgeschiedenes Aerosol und an Strukturoberflächen sorbierter Dampf. Die chemische Modellierung basiert auf der Berechnung des thermodynamischen chemischen Gleichgewichts in jedem Volumenelement. Die benötigten thermohydraulischen Randbedingungen werden von den AC<sup>2</sup>-Modulen TFD und HEATCOND bereitgestellt, während die Freisetzung und Zusammensetzung von Spaltprodukten und Aerosolen durch die Module FIPREM und FIPISO berechnet werden. Das Modul ist in der Lage, Verzweigungen und mehrere Transportwege innerhalb des primären Kühlmittelsystems zu modellieren.

Der erste modellierte Transportpfad beginnt oberhalb des Reaktorkerns (PV-BRANCH2, PV-UP-4), gefolgt von der vierten Kühlmittelschleife (P4-HL) entlang der Volumenausgleichsleitung (P0-SURGE) und des Druckhalters (P0-PRESS) und endet am ersten bzw. zweiten Druckhaltersicherheitsventil (P0-PRE-SJP, P0-PRE-BRA, PRESS-SV1 bzw. PRESS-SV2) – siehe Abb. 7.3. Die aktuellen Modellierungsmöglichkeiten des SAFT-Moduls machten es dabei notwendig, für eine adäquate Erfassung der Ventilverzweigung zusätzlich die Thermofluidobjekte P0-PRE-SJP vom Typ Single Junction Pipe und P0-PRE-BRA vom Typ Branch zu definieren, um ein konsistentes SAFT-Netzwerk zu ermöglichen. Der zweite Pfad (für das RDB Versagen) beginnt ebenfalls oberhalb des Kerns (PV-RANCH2) und erstreckt sich anschließend in die angeschlossenen Referenzleitung (PV-REF), gefolgt vom unteren Plenum (PV-LP) hin zum Ventil (PV-LPSOPH, PV-LS-V), das mit dem zeitabhängigen Volumen (P5-CONT) der Reaktorgrube verbunden ist.



**Abb. 7.3** Darstellung der ursprünglich modellierten SAFT-Strömungspfade. Die Pfade durch den Dampferzeuger und den kalten Strang wurden letztendlich entfernt

Im Kernzerstörungsmodul ECORE (CW ECOREMOD) wird der Kern mittels einer radialen Ringstruktur in fünf konzentrische Bereiche (ROD1 – ROD5) unterteilt (Abb. 7.4). Durch diesen Ansatz wird den einzelnen RODs eindeutig eine Anzahl an Brennelementen und Steuerelementen zugewiesen. Die gewählte ringförmige Unterteilung des Kerns und die Anzahl an Brennelementen mit zugehörigem Abbrand pro Ring ist Tab. 7.1 zu entnehmen.



**Abb. 7.4** Darstellung der ECORE-Ringstruktur, Kontrollstäbe (grün), Brennstoffkassetten (gelb)

**Tab. 7.1** Kernaufteilung für das ECORE-Modul

Ringnummer	Core Channel / TFO-Name	Ringradius [m]	Anzahl Brennelemente	Anzahl Kontrollstäbe	Abbrand in $\left[ \frac{GWd}{t_{hM}} \right]$			
					14,0	28,1	42,2	56,2
1	ROD01 / PV-PIPE1	0,804	31	7	0%	19,4%	22,6%	58,0%
2	ROD02 / PV-PIPE2	1,072	24	12	0%	100%	0%	0%
3	ROD03 / PV-PIPE3	1,340	30	24	0%	0%	100%	0%
4	ROD04 / PV-PIPE4	1,608	36	18	33,3%	33,3%	16,7%	16,7%
5	ROD05 / PV-PIPE5	1,877	42	0	99,5%	9,5%	0%	0%

Eine weitere Änderung konzentrierte sich auf die Verbesserung der verwendeten Materialdaten (Wärmeleitung, Dichte und Wärmekapazität) für die Brennstofftabletten, Hüllrohre und Steuerstäbe - durch die nun implementierten Tabellen wird der gesamte im Verlauf der Simulation durchlaufene Temperaturbereich abgedeckt.

Das Modul FIPREM (CW FIPREM) dient der Berechnung der Spaltproduktfreisetzung aus den Brennstäben beim Versagen der Hüllrohre. Die freigesetzten Spaltprodukte werden kontrollvolumenabhängig berechnet und dem zugehörigen Strömungskanal hinzugefügt. Gleichzeitig wird die Kernleistung in Abhängigkeit von der mit den Spaltprodukten freigesetzten Energie entsprechend reduziert. In der Simulation wurden 39 Elemente (inkl. Strukturmaterial AgST) berücksichtigt.

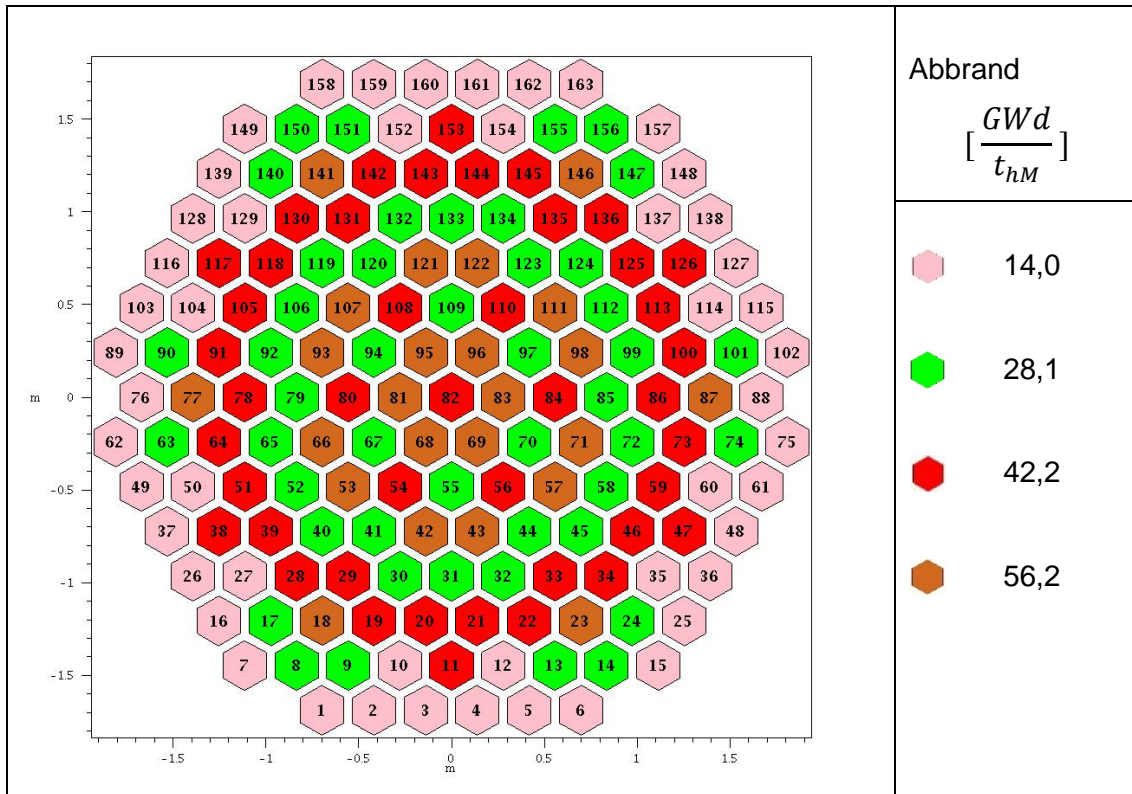
Das Modul FIPISO (CW FIPISO) dient sowohl der Massen-, Leistungs- und Aktivitätsberechnung des freigesetzten Kerninventars als auch der Bestimmung des Element- und Isotop-Verhaltens im gesamten Primärkreislauf. Für die durchgeführte Simulation wurden ringabhängig (ROD1 bis ROD5) die spezifischen Abbrände auf der Basis von verfügbaren WWER-1000 Daten modelliert.

OREST ist der stationäre Teil des ATHLET-CD Nuklid-Moduls. Unter CW OREST ist eine generische WWER-1000 Kernbeladung kurz nach dem Beginn des vierten 330-tägigen Betriebszyklus definiert. Die Kernbeladung wird somit aus frischen Brennelementen ohne Abbrand und Elementen aus den vorangegangenen 3 Zyklen mit einem Abbrand von 11, 24 und 37 GWd/tHM gebildet. Eine Darstellung der verwendeten Kernkonfiguration ist in Abb. 7.5 gegeben.

AIDA (CW AIDA) dient der Beschreibung des thermischen Verhaltens von geschmolzenem Kernmaterial im unteren Plenum. Durch die Einbindung eines GCSM-Signals für die Beschreibung des Zerstörungsgrads der Reaktordruckbehälterwand ist es möglich, das RDB-Versagen prozessabhängig zu berücksichtigen und einen Freisetzungspfad in der unteren Kalotte zu modellieren. Das implementierte GCSM Signal T\_R5K stellt eine direkte thermische Kopplung zwischen AIDA und COCOSYS her. Hierbei übernimmt AIDA die durch COCOSYS bestimmte Temperatur in der Reaktorgrube als Referenzaußentemperatur für die Reaktordruckbehälterwand und errechnet auf dieser Grundlage den auftretenden Wärmestrom.

Für die automatische Bestimmung des Zeitpunktes der Kernschmelze-Verlagerung von der unteren Kerngittertrageplatte in das untere Plenum wurden unter CW GCSM drei zusätzliche GCSM-Signale (MTLP1, MTLP2, MTLP) implementiert. Nach Expertenschätzung für das Strukturverhalten der Gittertrageplatte wurden 25 t keramische Schmelze (MTLP1) und 10 t metallische Schmelze (MTLP2) als Schwellwert für die Verlagerung festgelegt. Nach Erreichen der beiden Bedingung (MTLP1 und MTLP2) wird das logische Signal MTLP ausgelöst, welches im Modul ECORE die kontinuierliche

Verlagerung der Kernschmelze in das untere Plenum einleitet. Aufgrund fehlender Erfahrungswerte und unzureichender Datenlage ist eine Validierung der verwendeten Schwellwerte durch eine 3-dimensionale Strukturanalyse der Gittertrageplatte dieses Reaktortyps zweckmäßig und sollte im Rahmen eines gesonderten Projektes durchgeführt werden.



**Abb. 7.5** Darstellung der Kernkonfiguration mit zugehörigem Abbrand

Unter dem CW COCOSYS wurden, auf Grund der nunmehr möglichen Definition von mehreren Release-Pfaden für SAFT, das zweite Druckhaltersicherheitsventil sowie das Ventil zur Simulation des RDB-Versagens als neu Discharge-Positionen definiert.

Für die Pilotanalyse wurde unter dem Kontrollwort BORTAB für das Bor-Regelsystem von einer 3-jährigen Kampagne mit 330 Betriebstagen und 29 Tagen für die Reaktorkernumladung pro Zyklus ausgegangen.

### Änderungen im COCOSYS - Datensatz

Der COCOSYS-Datensatz wurde ursprünglich für das russische KKW Balakowo, Block 3, erstellt und in thermohydraulischen Analysen verwendet. Die für Unfallanalysen mit Kernschmelzen und insbesondere die Kopplung mit ATHLET-CD notwendigen Informationen waren für die GRS nicht alle zur Anlage Balakovo-3 verfügbar und wurden



deshalb aus Unterlagen zu anderen KKW entnommen, sodass der Datensatz in seinem jetzigen Umfang als "generisch" zu betrachten ist.

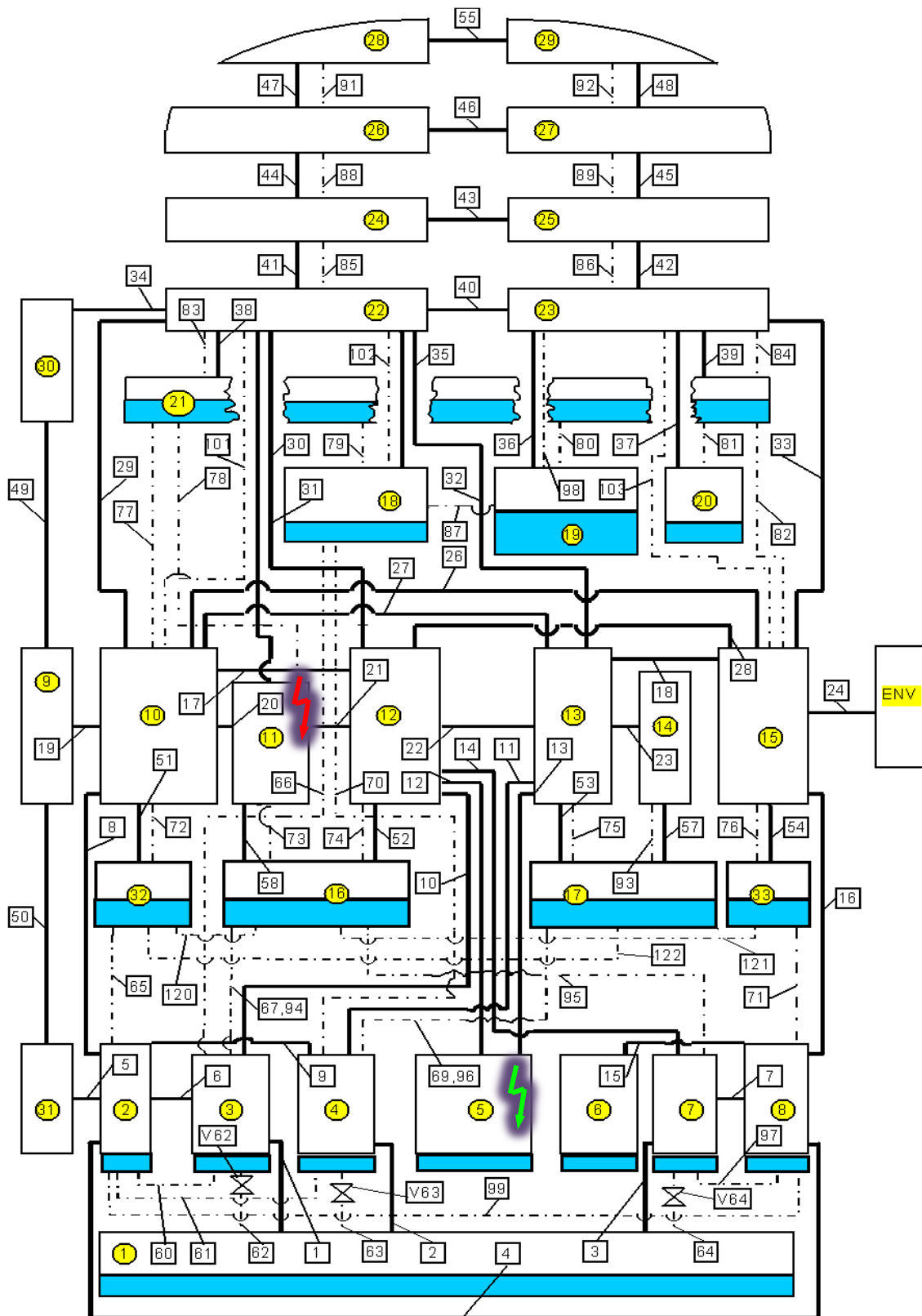
Das Containment der WWER-1000/W-320 Anlage ist im Datensatz durch 34 Kontrollvolumen abgebildet. Jeder echte (d.h. von anderen Räumen getrennte) Raum ist durch mindestens eine Kontrollzone simuliert. Einige Räume sind weiter unterteilt, insbesondere die Containment-Kuppel in 8 Zonen. Die Zonen sind durch 106 Junctions (Strömungsverbindungen für Gas und Wasser bzw. Pumpensysteme) miteinander verbunden. Wände und Einbauten des Containments werden durch 60 wärmeleitende Strukturen repräsentiert. Das entsprechende Nodalisationsschema ist in Abb. 7.6 dargestellt. Im Schema sind die Zonen durch Nummern in Gelb gefüllten Kreisen gekennzeichnet. Die hier verwendete Nodalisierung stellt eine mittelfeine Diskretisierung dar, die für gegenwärtige Pilotanalysen zu einem Unfallablauf als ausreichend angesehen wird.

Das gesamte berücksichtigte Volumen des Containments beträgt 63 227 m<sup>3</sup>. Die Zonen R1 (Containment-Sumpf) and R19 (Abklingbecken) sind zu Beginn mit 507 und 539 Tonnen Wasser gefüllt. Somit beträgt das freie Gasvolumen 62 163 m<sup>3</sup>. Die Containment-Leckage in die Umgebung (Zone ENVIRON) ist durch Verbindung 24 modelliert, deren Querschnittsfläche einer Leckrate von 0,1 Vol.-% pro Tag entspricht.

Das Containment-Sprühsystem sowie die Ansaugleitungen für Hoch- und Niederdrucknotkühlsysteme aus dem Containment-Sumpf sind hier nicht berücksichtigt, da diese in der Pilotanalyse mit angenommenem TSA nicht zur Verfügung stehen. Aus dem gleichen Grund sind keine Lüftungssysteme im Datensatz berücksichtigt.

Zur Simulation der Wärmespeicherung in den und der Wärmeleitung durch die Wände, Decken und Böden der Räume und deren Einbauten sowie der Containment-Außenwand sind entsprechende Strukturen definiert. 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-Wärmeabstrahlung berechnet /COC 19/.





**Abb. 7.6** COCOSYS Nodalisierung für ein WWER-1000/W-320 Containment, Druckhalterraum R11 und Reaktorgrube (R5) mit rotem und grünem Blitzsymbol markiert (Freisetzungsorte in der aktuellen Pilotanalyse)

Folgende wesentlichen Erweiterungen und Verbesserungen erfolgten im aktuellen Vorhaben:

- Erhöhung der max. Anzahl von Keywords (List mit Namen der COCOSYS Plotvariablen) für ATLAS Visualisierungstool auf 100 000 (aktuell genutzt: 57 414 Variable).
- Änderung der Synchronisation der COCOSYS Hauptmodule CCI und AFP entsprechend der Empfehlung im aktuellen COCOSYS User Manual /COC 19/. Das CCI Modul rechnet nun nach THY gefolgt von AFP.
- Der bisherige manuelle Start des CCI Hauptmoduls für die Simulation der Beton-Schmelze-Wechselwirkung über ein Zeitsignal wurde entfernt, da in AC<sup>2</sup> 2019 nach dem in ATHLET-CD/AIDA berechneten prozessabhängigen RDB-Versagen automatisch die Kernschmelze nach COCOSYS/CCI übertragen wird. Bis dahin läuft das CCI Modul im Prinzip ohne Rechenaufwand mit.
- In AC<sup>2</sup> 2019 hat sich im Vergleich zur vorherigen COCOSYS Anwenderversion V2.4v5 die Struktur der Eingabedaten für das CCI Module geändert. Dies ist u.a. Konsequenz der neuen Möglichkeit, sequenzielle Schmelze-Pools zu simulieren sowie von einigen veränderten Simulationsmodellen. Die Beschreibung der aktuellen Eingabedaten ist dem COCOSYS User Manual /COC 19/ zu entnehmen.  
Daneben flossen neue Erkenntnisse aus der CCI-Validierung ein, wie z.B. die konstanten Wärmeübergangskoeffizienten HEFF zwischen Kernschmelze und Beton oder die Beton-Zerstörungstemperatur T\_DECO. Insbesondere die Beton-Zusammensetzung ist hier eine generische Definition, die vor Anwendung auf eine spezielle Kraftwerksanlage auf standortspezifische Daten zu modifizieren ist.  
Die in COCOSYS V2.4v5 noch erforderliche Eingabe der Schmelze-Freisetzung bei RDB-Versagen unter EXTMELT entfällt, da jetzt automatisch der Übertrag der Kernschmelze aus AIDA als Schmelze-Volumenstrom mit der aktuellen Zusammensetzung erfolgt. In COCOSYS ist als Default-Wert vorgegeben, dass die CCI-Rechnung erst nach Ansammlung von 500 kg Kernschmelze startet. Während der Testrechnungen stellte sich heraus, dass bei der vorliegenden Bodenfläche der Reaktorgrube von ca. 32 m<sup>2</sup> die Schmelze-Dicke weniger als 1 cm beträgt, was aus Stabilitätsgründen eine weitere Startbedingung für CCI ist. Mittels des Eingabewerts ACCUMASS = 2500 kg wurde der Default-Wert umdefiniert. Zum Zeitpunkt des RDB-Versagens wird automatisch die Nachzerfallsleistung der Kernschmelze an CCI übergeben. Um die Abklingkurve entsprechend der aktuellen Isotopenzusammensetzung zu simulieren, wurde die Form der exponentiellen Abklingkurve aus ATHLET-CD Daten ermittelt. Diese Charakteristik ist als relativer Leistungsfaktor unter ----- PDECAY

definiert, wobei die Zeitachse intern automatisch auf den Zeitpunkt des RDB-Versagens angepasst wird.

Der komplette, überarbeitete Abschnitt des Eingabedatensatzes für das CCI Module ist in /KON 20/ angegeben.

- In AC<sup>2</sup> 2019 wurde eine neue Modelloption zur Kopplung von AIDA mit COCOSYS implementiert. Dadurch ist es jetzt möglich, nach Verlagerung der Kernschmelze in das untere Plenum des RDB (AIDA) den Wärmestrom von der Außenseite der RDB-Wand in die Reaktorgrube (COCOSYS THY) zu übergeben. Dazu wird auf ATHLET-Seite ein GCSM-Signal QRPVSUR erzeugt und als Signal HEATRP an COCOSYS übergeben. In COCOSYS wird dieses als Kontrollfunktion übergebene ATHLET-Signal einem COCOSYS Signal ATH-QAIDA zugeordnet und der Wärmestrom als Energie in die Atmosphäre der Zone R5 (Reaktorgrube) eingebracht. Dieser Wärmestrom wird automatisch mit dem Start von AIDA aktiviert.
- In ersten Testrechnungen mit aktiviertem CCI Modul traten Stabilitätsprobleme auf in den HECU-Strukturen im THY Modul für den Boden bzw. die Seitenwand der Reaktorgrube (Strukturen CAVFLOOR und CAVWALL). Deshalb wurde für diese Strukturen eine verbesserte Unterteilung in Wandschichten (material layers) vorgenommen: die Anzahl der Schichten wurde von 12 auf 18 erhöht bei gleichzeitiger Verringerung des Dicke-Faktors zwischen benachbarten Schichten von 3 auf 1,5. Die Innenoberfläche der zylinderförmigen Struktur der Seitenwand CAVWALL wurde neu abgeschätzt (von 26 m<sup>2</sup> auf 160 m<sup>2</sup>).
- Da in der aktuellen Pilotanalyse für den TSA-Fall Wasserstoff in das Containment freigesetzt wird, ist eine mögliche Selbstentzündung bei 8 Vol.% H<sub>2</sub> und die Verbrennung durch das COMB/FRONT Modell in COCOSYS berücksichtigt. AC<sup>2</sup> 2019 bietet die neue Option, den sich bei möglichen Verbrennungen ergebenden Raumdruck als AICC Druck (adiabatic isochoric complete combustion) ausrechnen zu lassen. Dieser Druck wird für alle Zonen außer der Umgebung sowie das Gesamt-Containment ermittelt.
- Bezüglich der Spaltproduktsimulation im AFP Hauptmodule wurde die Ablagerungsgeschwindigkeit von unlöslichen partikelförmigen Aerosolkomponenten in Wasser-pools auf Grund der Schwerkraft (Eingabevariable ADPWV) von 10<sup>-8</sup> auf 10<sup>-6</sup> m/s erhöht. Für einen angenommenen mittleren Partikeldurchmesser von 1 µm ist dies nun in Übereinstimmung mit dem in /COC 19/, Fig. 9.2 angegebenen Wertebereich.
- In verschiedenen Variantenrechnungen traten in COCOSYS AFP bei der Austrocknung von Wasserpfüßen Probleme auf und hier speziell in Modellzonen ohne

definierten Boden (z.B. für die obere Zone in virtuell unterteilte Anlagenräumen). Dies wurde verursacht durch unterschiedliche angenommene minimale Wasserhöhen in den Modulen THY und AFP. Deshalb wurde der minimale Wert ZMWL im AFP Modul vom Default-Wert  $10^{-3}$  m für alle Zonen auf  $10^{-4}$  m verringert.

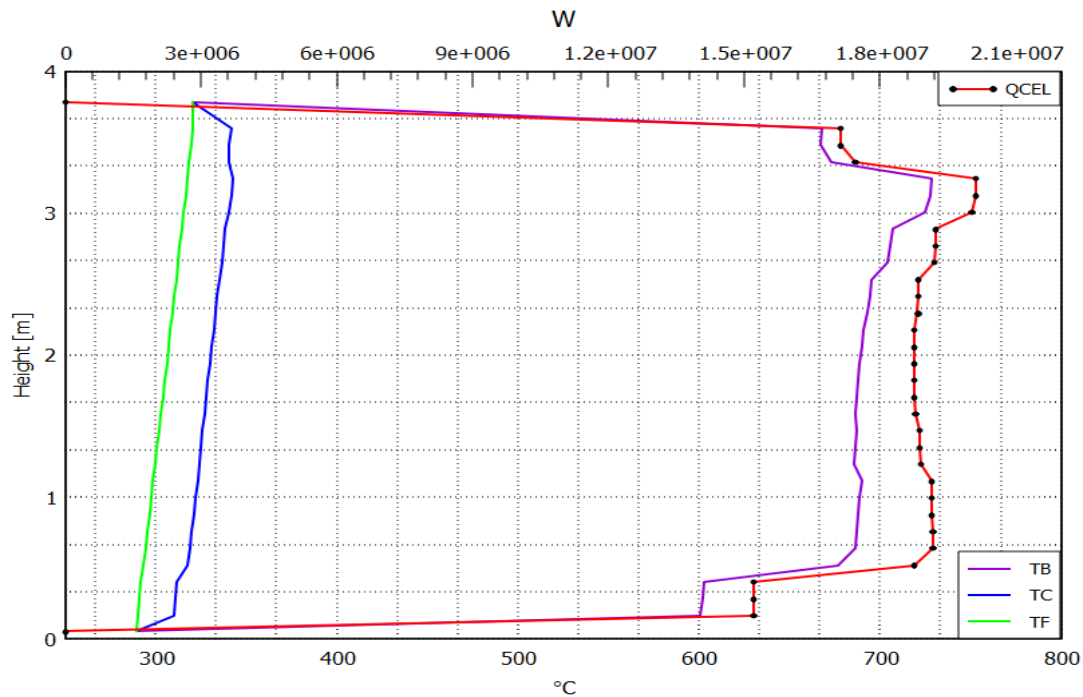
Ursprünglich war vorgesehen, vertiefende Untersuchungen zur Wasserstoffverteilung im Containment und der Wirkung von möglichen Gegenmaßnahmen (Wasserstoff-Rekombinatoren, Reaktivierung des Sprühsystems, Containment-Venting) durchzuführen. Einerseits wurde aber wesentlich mehr Aufwand als vorgesehen für die Durchführung einer kompletten Simulation über 60 000 s Prozesszeit benötigt. Aus der COCOSYS-Anwendung in anderen Projekten liegen Erfahrungen zur Berücksichtigung von Wasserstoff-Rekombinatoren vor, die zeigen, dass Rekombinatoren von COCOSYS prinzipiell abgebildet werden können. Bei Vorliegen von entsprechenden Anlagendaten können Rekombinatoren schnell in den Datensatz implementiert werden, sodass hier für die Pilotanalyse kein primärer Untersuchungsbedarf gesehen wurde. Zudem erreicht der Druck in der gegenwärtigen Pilotanalyse keine solch hohen Werte, dass als Notfallmaßnahme Containment-Venting erforderlich war.

#### 7.1.2.4 Anfangs- und Randbedingungen für die Pilotanalyse

Die folgenden Anfangs- und Randbedingungen für die Pilotanalyse zum TSA-Szenario wurden in den gekoppelten ATHLET-CD und COCOSYS-Datensätzen verwendet.

Die AC<sup>2</sup>-Rechnung erfolgte über einen Simulationszeitraum von 0 bis 60 000 s, wobei der Eintritt des Totalausfalls der Wechselstromversorgung zum Zeitpunkt 1 100 s angenommen wurde. Die ersten 1 100 s der Simulationsrechnung stellen die Steady-State Phase und die Nulltransiente dar, die für ATHLET zur Approximation und Stabilisierung der Nominalwerte erforderlich ist.

Für die Kernaufteilung ist in Abb. 7.7 exemplarisch für Ring 1 die axiale Verteilung der Kenngrößen **QCEL**: Summe des Wärmestroms von Brennstoff und Steuerstab zum Fluid, **TC**: Brennstofftemperatur, **TB**: Hüllrohrtemperatur und **TF**: Fluidtemperatur nach Erreichen des Auslegungs- und Anfangszustandes (Zeitpunkt 1 100 s) aufgetragen.



**Abb. 7.7** Anfangswerte Ring Nummer 1

Als Anfangs- und Randbedingungen für das Containment wurden folgende Parameter verwendet:

- Druck im Containment - 1,03 bar,
- Temperatur im Containment - 60 °C,
- Relative Luftfeuchte im Containment (Sättigungsgrad) - 90%,
- Anfangswassertemperatur von 60 °C und Luftfeuchte von 100% in den Zonen R1 und R19 des Containments,
- Umgebung: Druck 1,03 bar, Temperatur 20 °C, Feuchte 70%.

In den nachfolgenden Abbildungen ist die Nulltransiente entfernt worden, womit der Eintrittszeitpunkt des TSA bei 0 Sekunden liegt. Die detaillierte Übersicht über die verwendeten Anfangswerte enthält die Technische Notiz /KON 20/.

### 7.1.2.5 Ereignisse der AC<sup>2</sup>-Pilotanalyse

Wie oben bereits erwähnt, wurden im Projektverlauf eine Vielzahl von Simulationen mit stetig weiterentwickelten Datensätzen und verschiedenen Programmversionen durchgeführt. Die überwiegende Zahl von Rechnungen lief auf Grund von Programmabbrüchen nicht über den vorgesehenen Simulationszeitraum. Erst mit der Version AC<sup>2</sup> 2019.1 RC1

konnte die Simulation erfolgreich bis 60 000 s berechnet werden, die Ergebnisse werden im Folgenden dargestellt.

Die Tabelle Tab. 7.2 dient der Darstellung von signifikanten Ereignissen im Verlauf des untersuchten Unfallszenarios.

**Tab. 7.2** Ereignisse im Verlauf des Unfallszenarios

<b>Zeit [s]</b>	<b>Ereignis</b>
0	Station Black Out
10	Turbinen-Abschaltung
11	Verlust der Speisewasserversorgung der Dampferzeuger
51	Öffnen der FD-Abblaseregelventile BRU-A zur Atmosphäre
5 294	Öffnen des ersten Druckhaltersicherheitsventils
6 390	Manuelles Öffnen eines zweiten Druckhaltersicherheitsventils
7 560	Wärmeübertragung in den Dampferzeugern erreicht den Wert Null
10 210	Beginn der Wasserstofferzeugung (3. E-8 kg)
10 837	Beginn erste Phase der Einspeisung ACCU
11 860	erstmalige signifikante Erhöhung der Wasserstofferzeugungsrate in Folge der ACCU-Einspeisung
14 960	Gesamtschmelze (keramisch/metallisch) erreicht im Reaktorkern ein Gewicht von 25 t (Signal MTLP1=1)
21 111	Keramische Schmelze erreicht im Reaktor ein Gewicht von 15 t (MTLP2=1), Verlagerungsbeginn der Kernschmelze in das untere Plenum (MTLP=1)
21 120	Druckhalter- und Surge-Line-Inventar entleeren sich nach Druckabfall über den heißen Strang P4-HL in den RDB
21 353	Erste Schmelze erreicht unteres Plenum
26 335	Beginn zweite Phase der ACCU Einspeisung
28 706	Durchschmelzen untere Kalotte und Schmelze-Austrag in die Reaktorgrube Beginn MCCI
33 742	Maximaldruck im Containment von 4,0 bar
36 370	Trockenfallen der Schmelze in der Reaktorgrube (keine Wasserüberdeckung mehr)
58 900	Ende der Simulation

#### 7.1.2.5.1 ATHLET/ATHLET-CD - Ergebnisse zum Reaktor- und Kühlkreislaufverhalten

Abb. 7.8 ist eine kombinierte Darstellung des zeitlichen Temperatur- und Druckverlaufs im oberen Plenum des RDB (**PV-UH**) ab Eintritt des Station Blackout Ereignisses. Weiterhin wird das Gesamtinventar der Dampferzeuger primär- (**STG-PRIM Mass**) bzw. sekundärseitig (**STG SEC Mass**) erfasst. Zusätzlich zum Akkumulatoren-Inventar **ACCU MASS** wurde ebenfalls der zeitabhängige Druckverlauf in den Akkumulatoren aufgezeichnet (**ACCU Press**). Nach dem Eintritt des Station Blackouts ist ab der Öffnung der FD-Abblaseregelventile **BRU-A** bei 51 s ein Wasserverlust auf der Sekundärseite des Dampferzeugers zu verzeichnen.

Die über die Dampferzeuger abgeführten Leistung (**Heat Exchange**, Abb. 7.9) unterschreitet ab ca. 1 756 s die Nachzerfallsleistung (**SQPOW**), und in der Folge ist ein erster kurzzeitiger Temperatur- und Druckanstieg zu beobachten. Ergänzend wurden in Abb. 7.14 die Leistungsparameter **TOTNPOW** (Gesamtleistung der Brennstäbe), **SQPOW** (effektive Wärmequelle), **SQOXID** (erzeugte Leistung durch chemische Reaktion), **SQLOSS** (Wärmeverlust an Wärmestrukturen), **SQFLUI** (übertragene Wärme ans Kühlmittel) über den gesamten Störfallverlauf aufgetragen.

In Folge des Öffnens des ersten Druckhaltersicherheitsventils (5 294 s) ist ein Druckabfall im oberen Plenum des RDB (**PV-UH**) und kurz danach (5 619 s) ein primärseitiger Inventarverlust in den Dampferzeugern zu beobachten. Der sekundärseitige Massenstrom und der Kühlmittelaustrag durch die vier FD-Abblaseregelventile BRU-A-1 bis BRU-A-4 sind in Abb. 7.15 dargestellt.

Unterschreitet der Druck im oberen Plenum den Schwellwert von 5,88 MPa (**ACCU Threshold**, Abb. 7.8) für die Akkumulatoren-Einspeisung, werden in einer ersten Einspeisephase ca. 150 t des Akkumulatoren-Inventars (**ACCU Mass**) über das obere Plenum und die Downcomer in den RDB eingetragen. Im Verlauf der Einspeisung ist ein Druckabfall in den Akkumulatoren (**ACCU Press**) zu verzeichnen. Der Temperatur- und Druckanstieg im gezeigten oberen Plenum (**PV-UH Press**, **PV-UH Temp**) bei ca. 14 000 s wird einerseits durch den Energieeintrag infolge massiver Zirkon-Oxidation (**SQOXID**, Abb. 7.10) und andererseits durch kurzzeitige Umkehr des thermischen Flusses in den Dampferzeuger (**Heat Exchange**, Abb. 7.10) verursacht und beendet die erste Akkumulatoren-Einspeisungsphase (Step1: ACCU feed-in, Abb. 7.8). Nur ein Teil des Akkumulatoren-Inventars ist in den Kern eingetragen worden. Eine erkennbare Blockade (verursacht durch Blockage- und Ballooning-Effekt), die sich in radialer Richtung

geringfügig verringert, verhindert das ober – bzw. unterseitige Einströmen des Akkumulatoren-Wassers in den Kern. Das verbleibende Inventar wird über die Druckhaltersicherheitsventile ausgetragen bzw. in die Downcomer verlagert.

Ab dem Zeitpunkt 21 111 s setzt aufgrund des Erreichens der Versagenskriterien (Schmelzemasse) für die untere Kerngitterplatte die Verlagerung der metallischen und oxidischen Schmelze in das untere Plenum ein. Die hier vorhandene Wasservorlage wird in Folge dieses Vorgangs kurzzeitig verdampft, wodurch ein weiterer Temperatur- und Druckanstieg im oberen Plenum (**PV-UH Press, PV-UH Temp**, Abb. 7.8) zu verzeichnen ist. Der in der Simulation modellierte Energieeintrag in das untere Plenum berücksichtigt nur die Energie resultierend aus der Nachzerfallsleistung der verlagerten Schmelze. Der Anteil der chemischen Energie aus einer möglichen Zirkon-Oxidation der Schmelze mit dem Wasser im unteren Plenum bleibt auf Grund der aktuellen Modellierungsmöglichkeiten unberücksichtigt und führt zur Unterbewertung der entstandenen Wasserstoffmenge und des Energieeintrags in die Wandstruktur der unteren Kalotte.

Mit dem Einsetzen der zweiten Akkumulatoren-Einspeisephase (**Step 2: ACCU feed-in**, Abb. 7.8) sind hochfrequente Temperaturschwankungen (**PV-UH Temp**, Abb. 7.8 und Abb. 7.11) aufgrund fortgesetzter Zirkon-Oxidation (SQOXID, Abb. 7.10) zu beobachten.

Eine Übersicht über die zeitabhängige Veränderung des Inventars in den Kernkanälen (**RPV**), den Akkumulatoren (**ACCU**), den Primärseiten der Dampferzeuger (**Steam Generator prim.**), der heißen und kalten Stränge (**Hot & Cold Legs**), des Druckhalters samt Volumenausgleichsleitung (**Pressurizer & Surge Line**) ist der Abb. 7.12 zu entnehmen. Zusätzlich wurde der zeitliche Verlauf des Kühlmittelverlustes über die beiden Druckhaltersicherheitsventile und die zerstörte untere Kalotte aufgetragen. Deutlich zu erkennen ist, dass im Verlauf der ersten Akkumulatoren-Einspeisungsphase (Step1: ACCU feed-in, Abb. 7.8) das Inventar sowohl in den heißen und kalten Strängen, als auch im Druckhalter anwachsen, welches nachfolgend sukzessive wieder abgegeben wird.

Das nach Integritätsverlust der unteren Kalotte im Primärkreislauf verbleibenden Kühlmittel ist in Abb. 7.12, Kurve „Lower Plenum“ dargestellt. Neben den Akkumulatoren ist eine Kühlmittelvorlage noch in den Pumpenbögen und der Volumenausgleichsleitung nebst Druckhalter zu verzeichnen (Abb. 7.13). Nach Analyse der Simulationsergebnisse musste festgestellt werden, dass die verwendete Querschnittsfläche von PV-LPSOPH einen zu geringen Wert aufweist. Die hat einen direkten Einfluss auf die Größe des



Kühlmittelmassenstroms nach Durchbruch der unteren Kalotte und damit auf den anschließenden Druckverlauf im Primärkreis sowie im Containment.

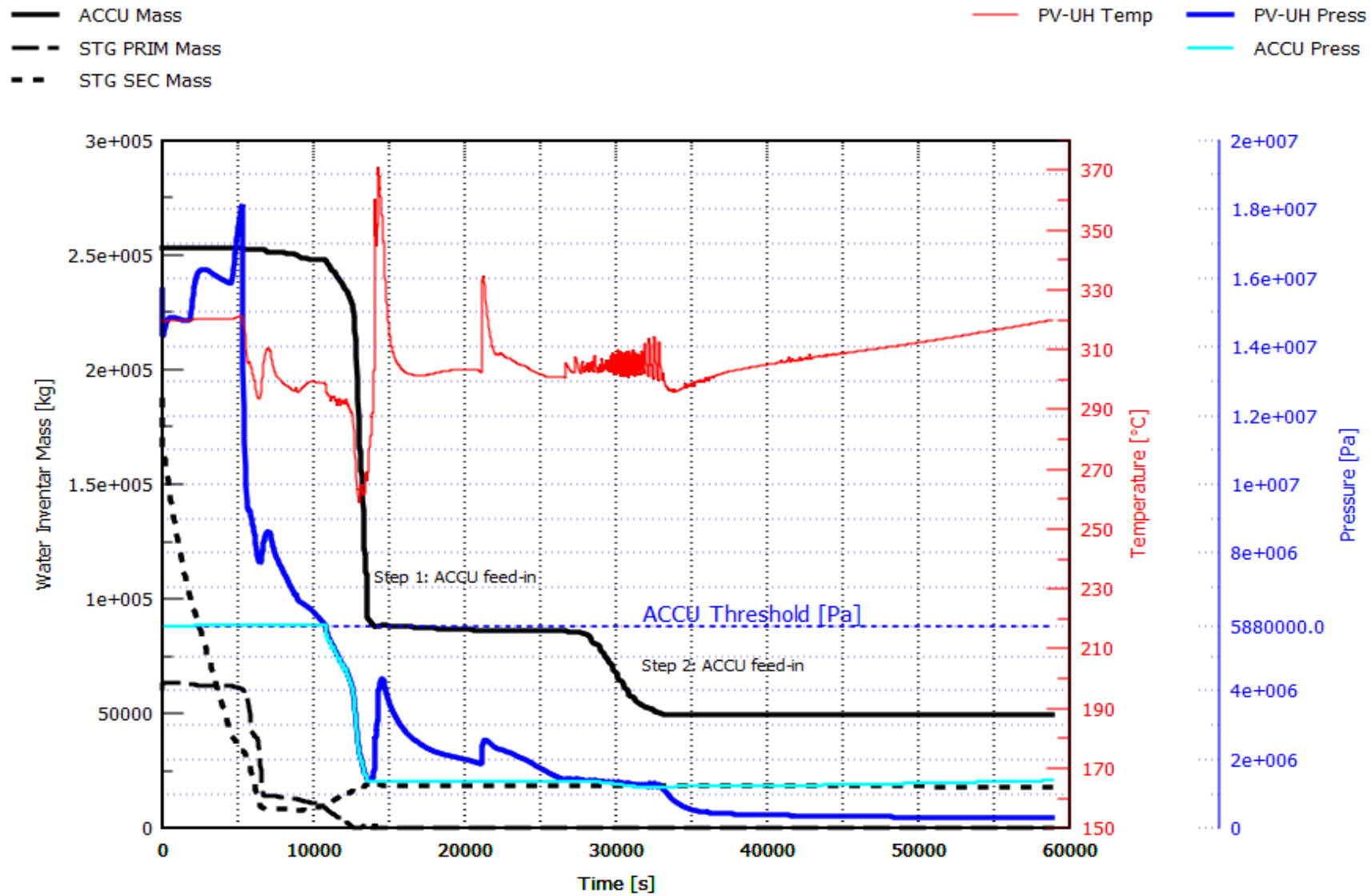
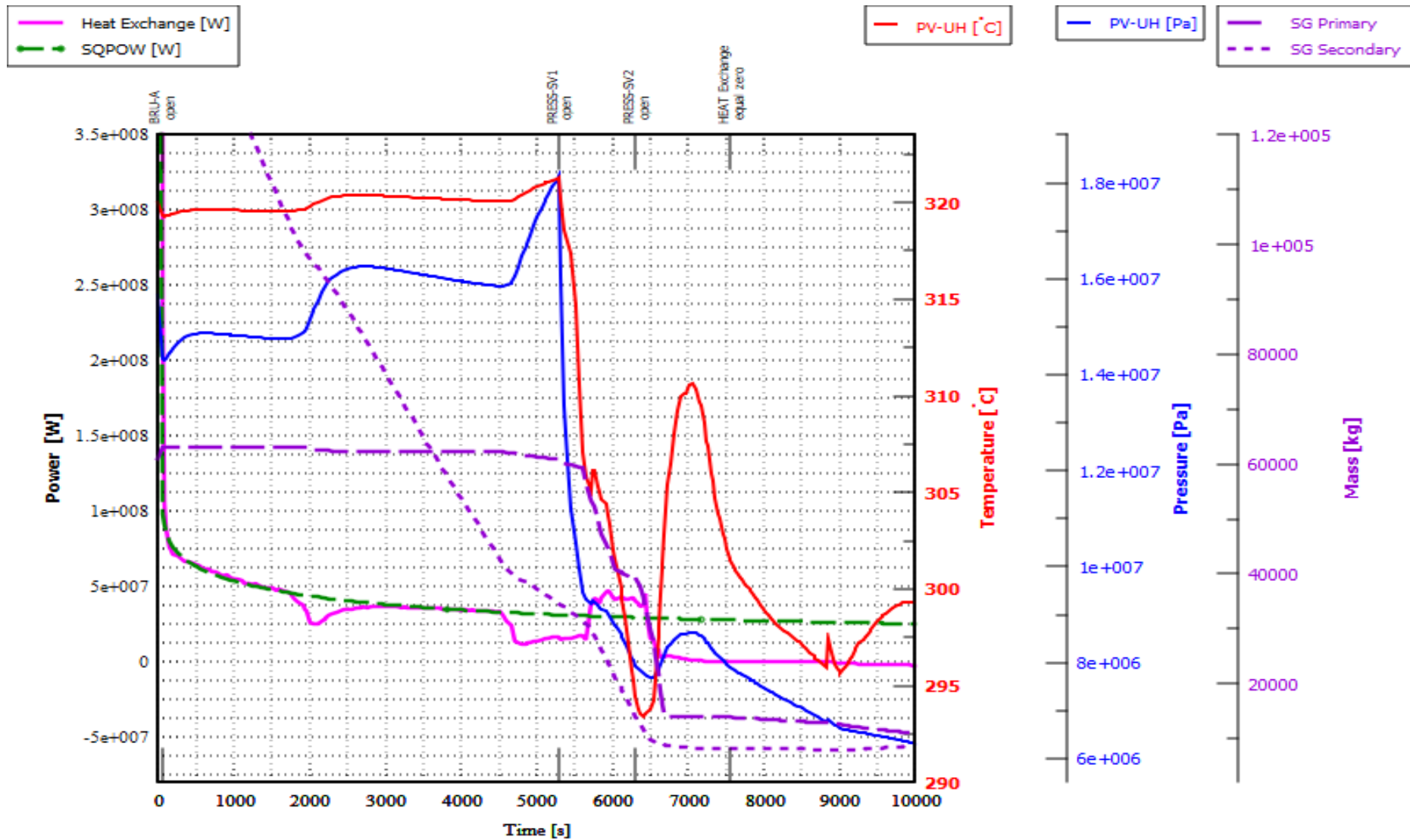


Abb. 7.8 Darstellung von Inventarmassen, Fluidtemperatur und -druck im Primärkreislauf



**Abb. 7.9** Zeitlicher Verlauf (0 – 10 000 Sekunden) von Leistung, Druck, Temperatur und Inventarmassen im Primärkreislauf

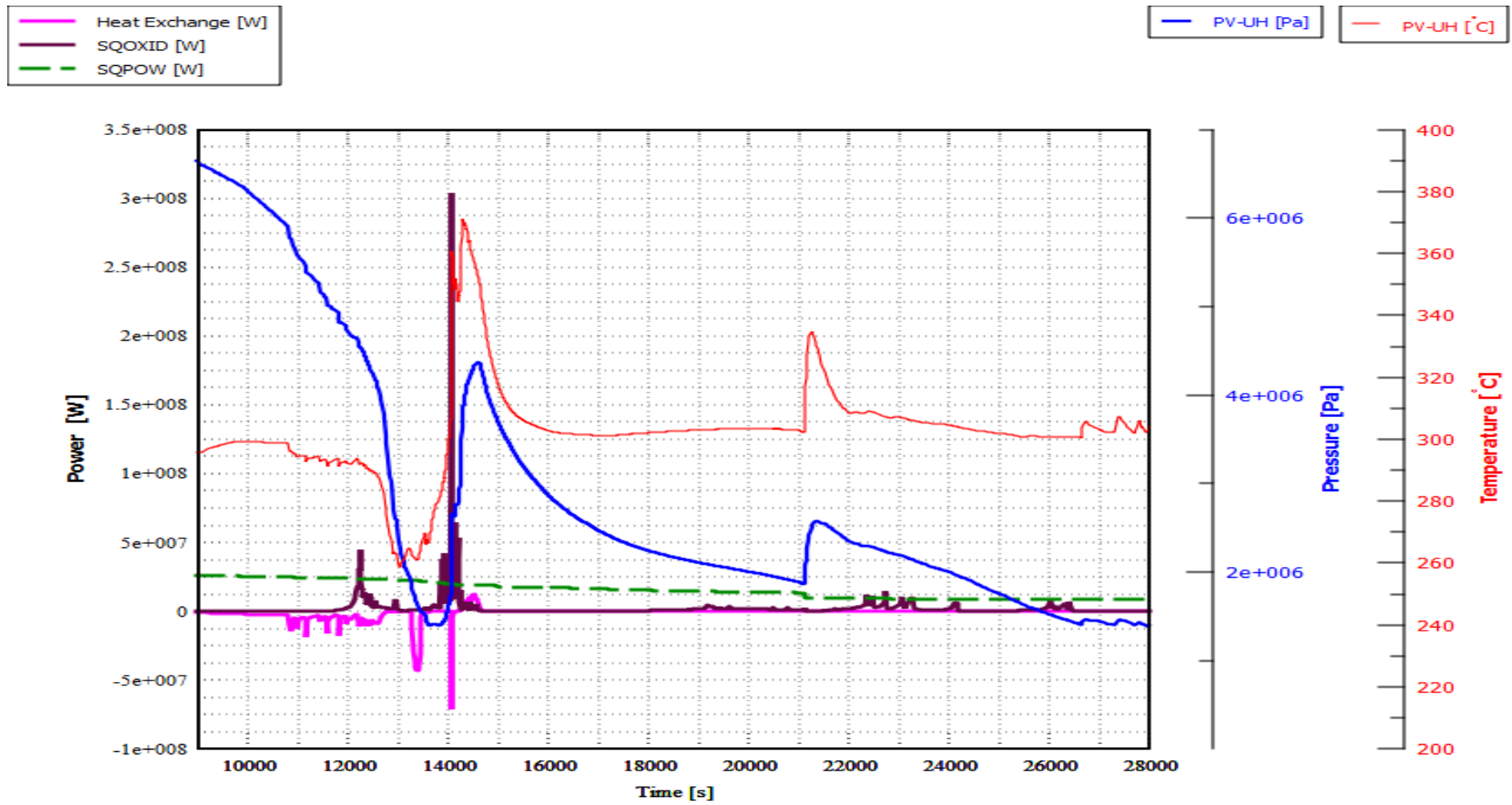
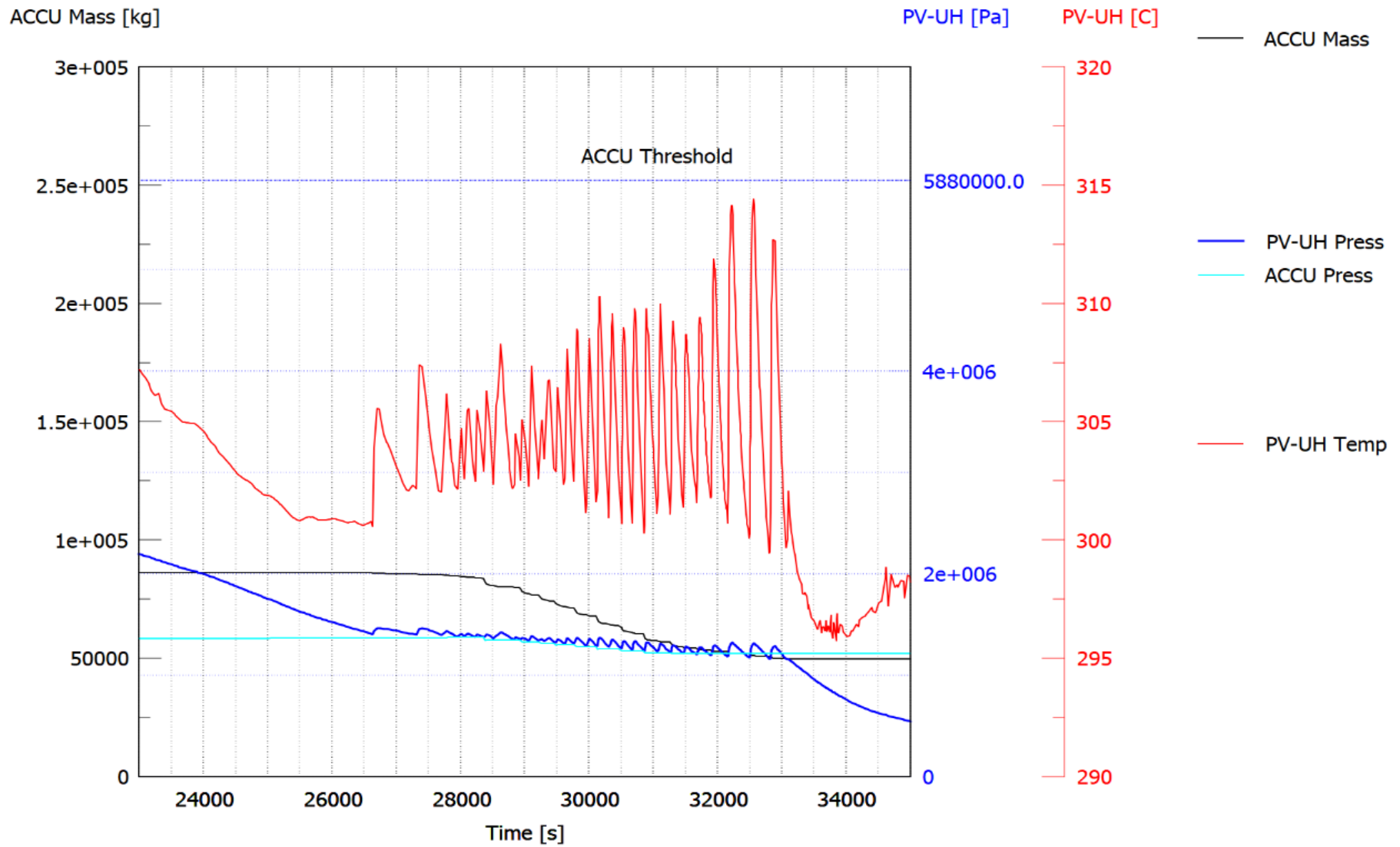


Abb. 7.10 Zeitlicher Verlauf (9000 - 28000 Sekunden) von Leistung, Druck und Temperatur im Primärkreislauf



**Abb. 7.11** Zeitlicher Verlauf (25 000 – 35 000 Sekunden) von Druck, Temperatur und Inventarmassen

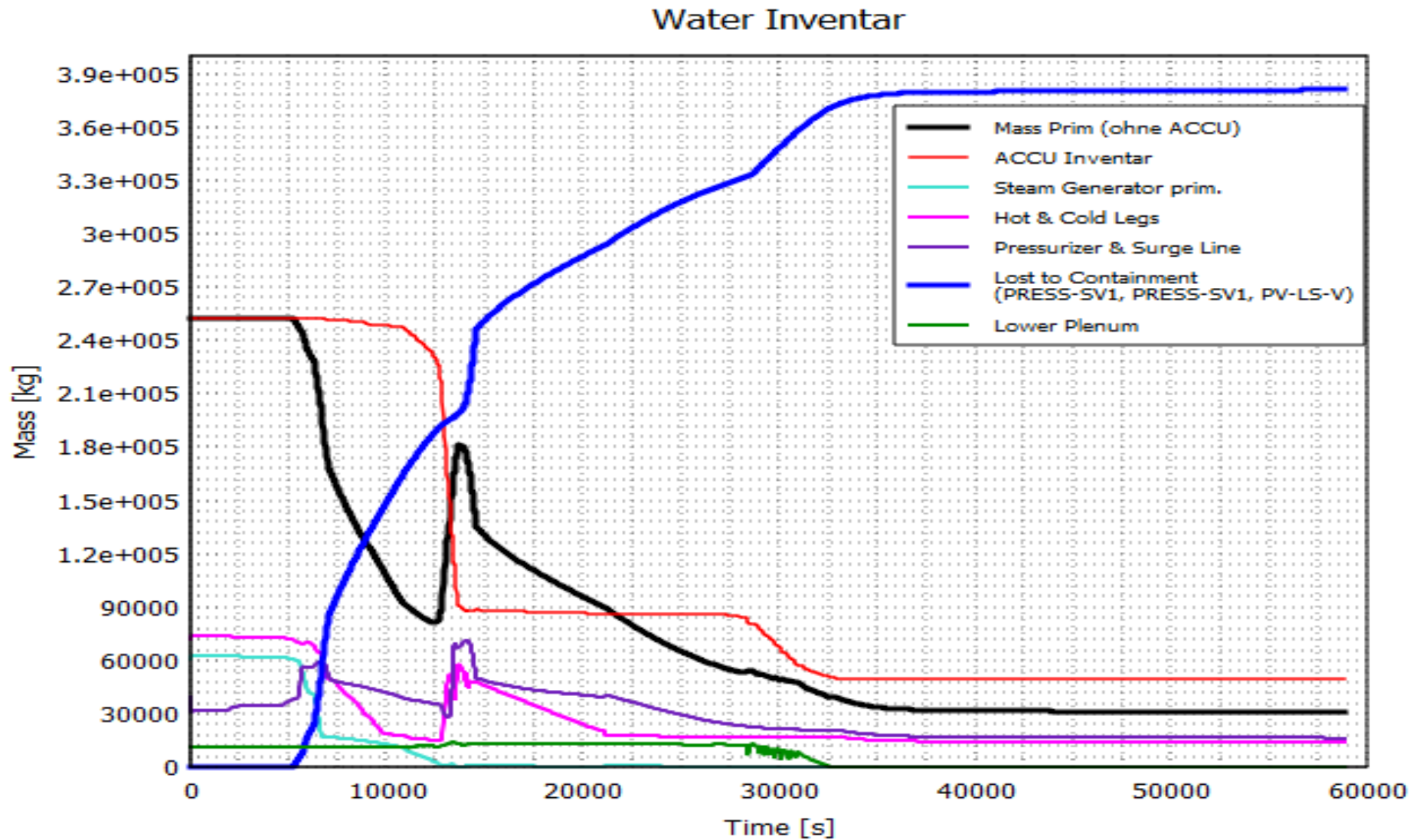


Abb. 7.12 Wasserinventar im Primärkreislauf und Inventaraustrag in das Containment

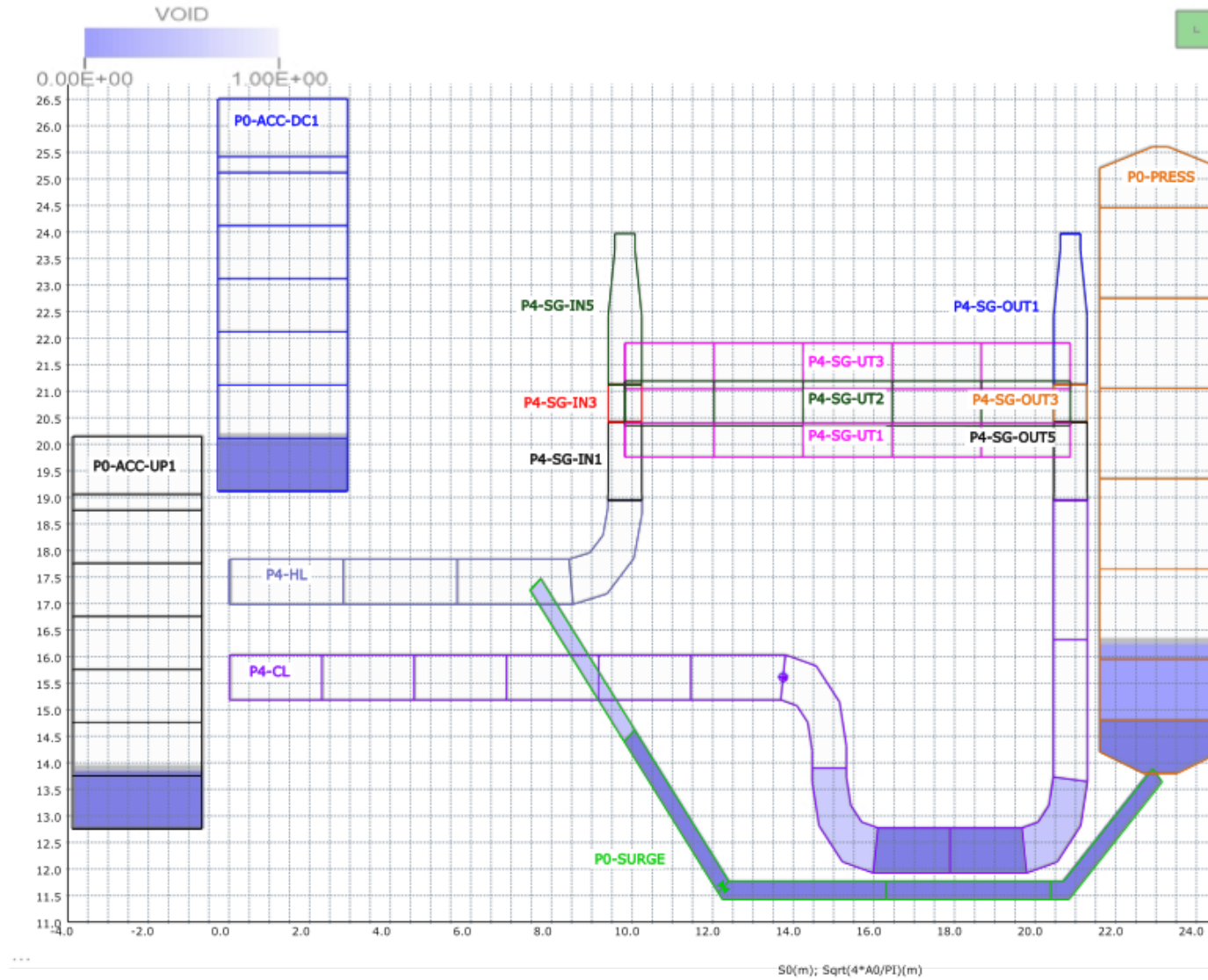
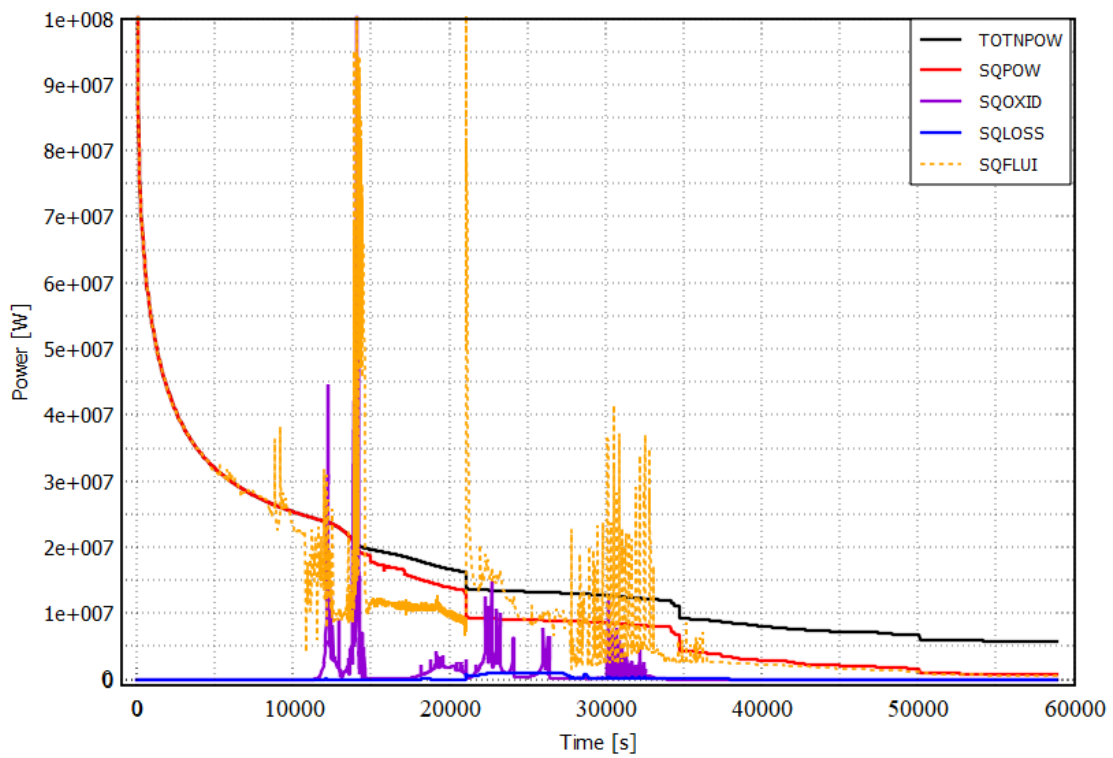
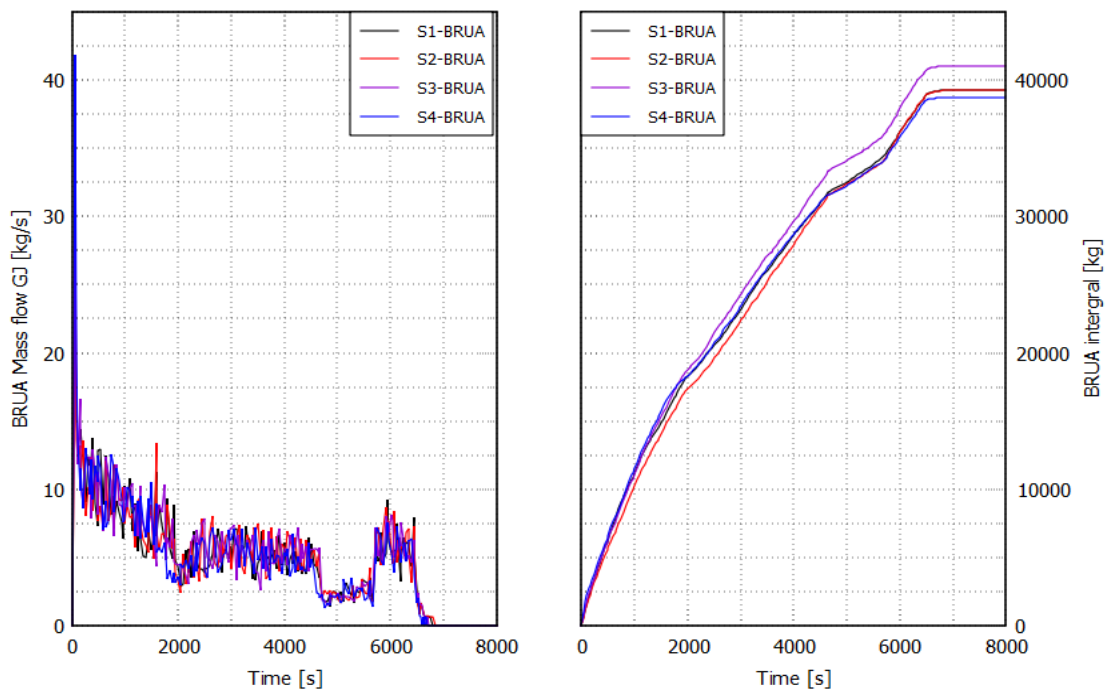


Abb. 7.13 Kühlmittelinventar im Primärkreislauf 58 900 Sekunden nach TSA



**Abb. 7.14** Zeitlicher Verlauf der Leistungsparameter (TOTNPOW, SQPOW, SQOXID, SQLOSS, SQFLUID) im Primärkreislauf



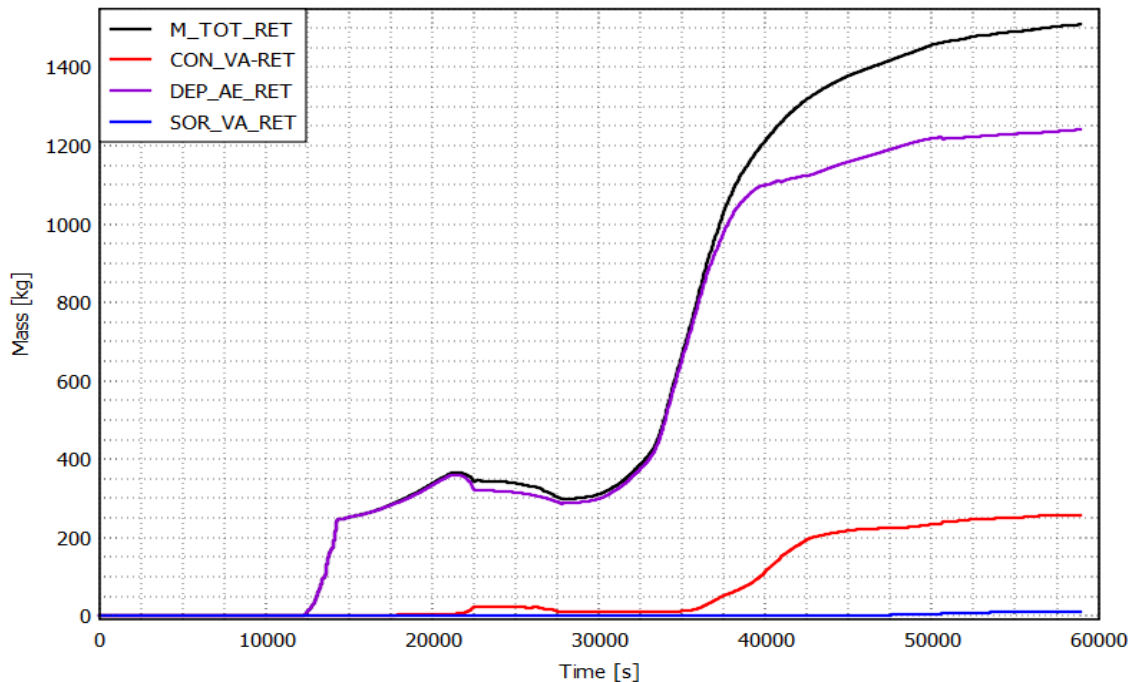
**Abb. 7.15** Massenstrom (links) und ausgetragenes Kühlmittel (rechts) durch BRUA-1, 2, 3 und 4



## Spaltprodukte und Aerosole

Eine Gesamtübersicht für die unter Abschnitt 7.1.2.3 gelisteten Elemente bzgl. der Parameter **M\_TOT\_RET** (gesamte zurückgehaltene Masse im Kreislauf), **CON\_VA\_RET** (an den Wänden kondensierte Gesamtmasse), **DEP\_AE\_RET** (auf abgelagerten Aerosolen kondensierte Gesamtmasse) und **SOR\_VA\_RET** (an Wänden absorbierte Gesamtmasse) ist in Abb. 7.16 aufgetragen.

Eine elementspezifische Darstellung der im Reaktorkern freigesetzten Massen zum Zeitpunkt 58 900 s nach TSA ist in /KON 20/ enthalten. Zusätzlich sind dort Informationen zum elementspezifischen zeitlichen Verlauf der freigesetzten Massen beigefügt sowie eine Übersicht zu den ins Containment jeweils ausgetragenen Spaltprodukt-, Aerosol- und Molekülmassen (PRESS-SV1, PRESS-SV2 und PV-LPSOPH) zum Zeitpunkt 58 900 s.



**Abb. 7.16** Ablagerte Elemente im Primärkreislauf

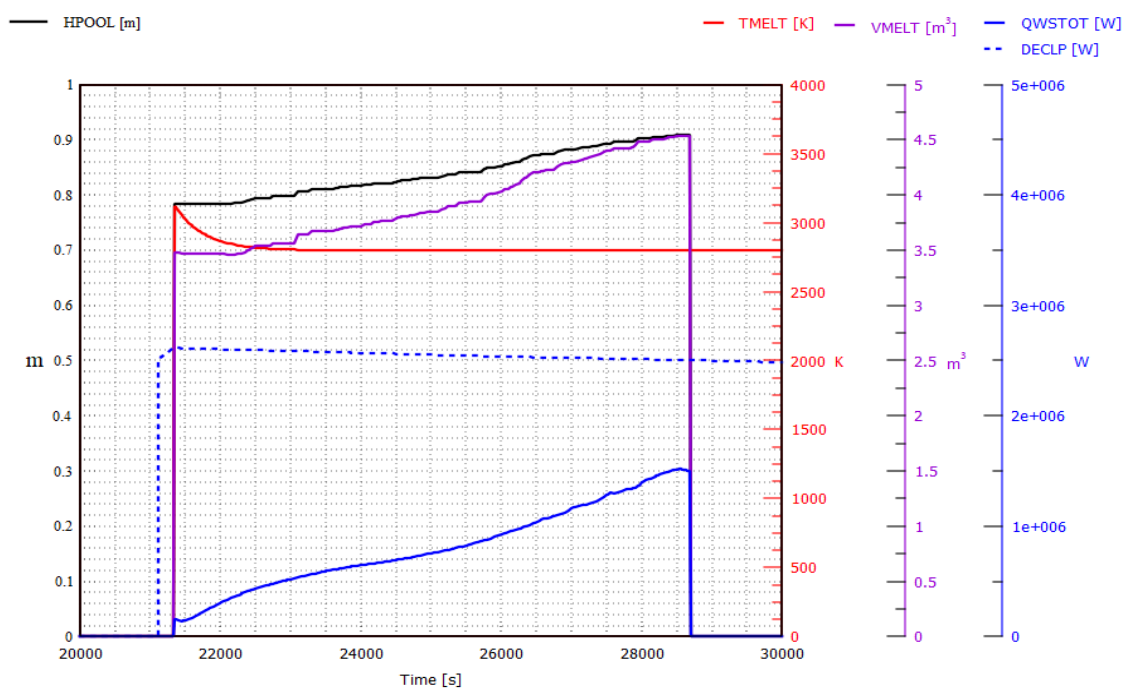
## Verlagerung ins untere Plenum

Ab dem Zeitpunkt 21 353 s ist eine kontinuierliche Verlagerung der Kernschmelze in das untere Plenum zu beobachten (Abb. 7.17). Dies ist die Konsequenz des verwendeten Modellparameters ( $IDMTLP = 1$ ). Die Option  $IDMTLP=0$ , d.h. eine einmalige Verlagerung der Schmelze wurde nicht gewählt, da eine singuläre Verlagerung als unrealistisch eingeschätzt wird. Am Ende des Verlagerungsprozesses stellt sich eine Schmelze-Höhe (**HPOOL**) von 0,9 m mit einem Volumen (**VMELT**) von 4,53 m<sup>3</sup> ein. Der zeitliche Verlauf

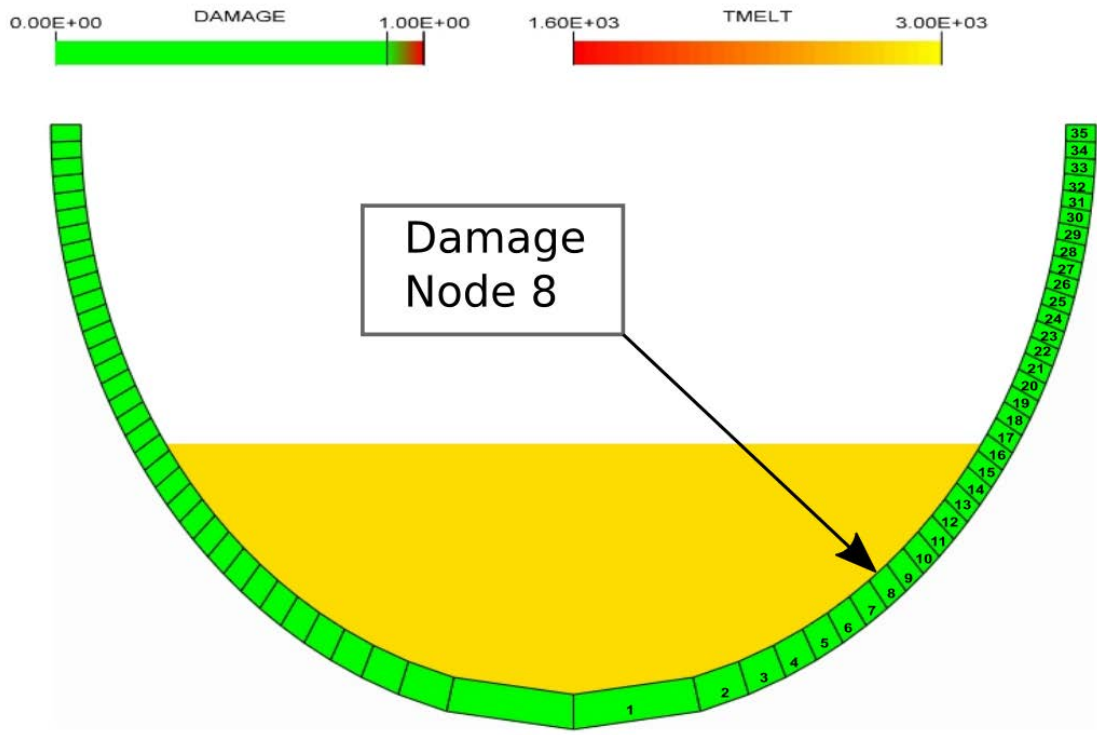
der Schmelze-Temperatur (**TMELT**), der gesamte Wärmestrom durch den RDB (**QWSTOT**) und die Zerfallsleistung von Spaltprodukten/Brennstoff im unteren Plenum (**DECLP**) sind ebenfalls der Abb. 7.17 zu entnehmen.

Der Verlust der Integrität der unteren Kalotte zum Zeitpunkt 28 706 s wird für den Bereich von Node 8 vorhergesagt (Abb. 7.18).

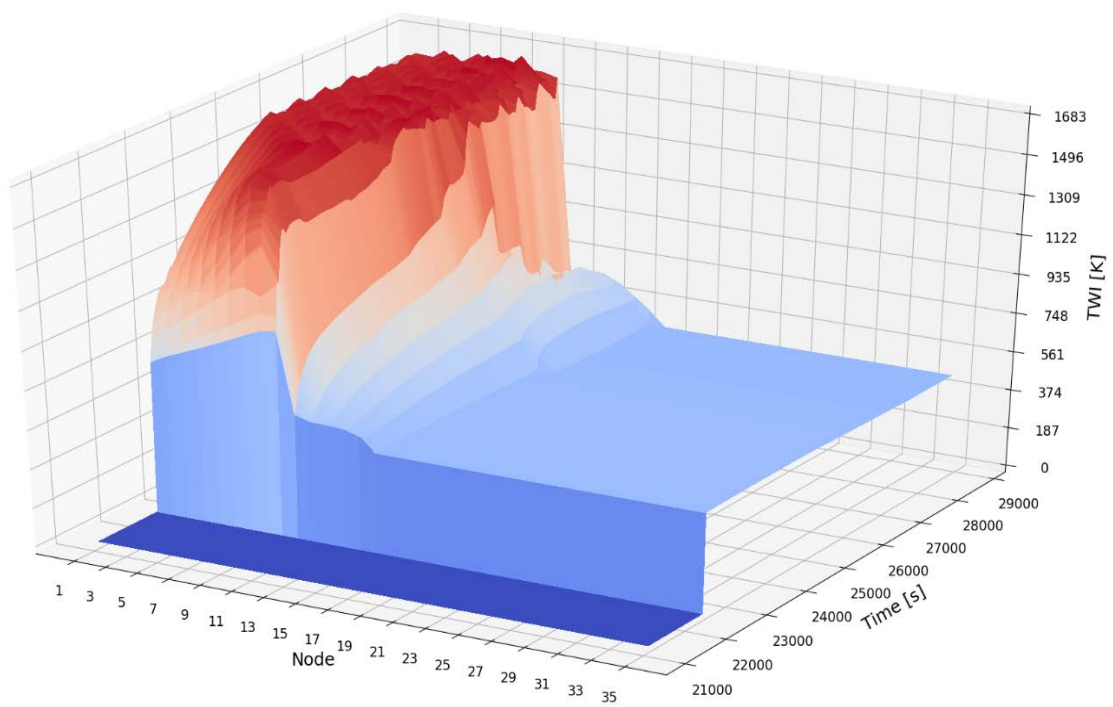
Ergänzend wurde die Darstellung der zeitlichen Entwicklung der Innenwand- (**TWI**, Abb. 7.19) und der Außenwandtemperatur (**TWO**, Abb. 7.20) über die Nodes aufgenommen.



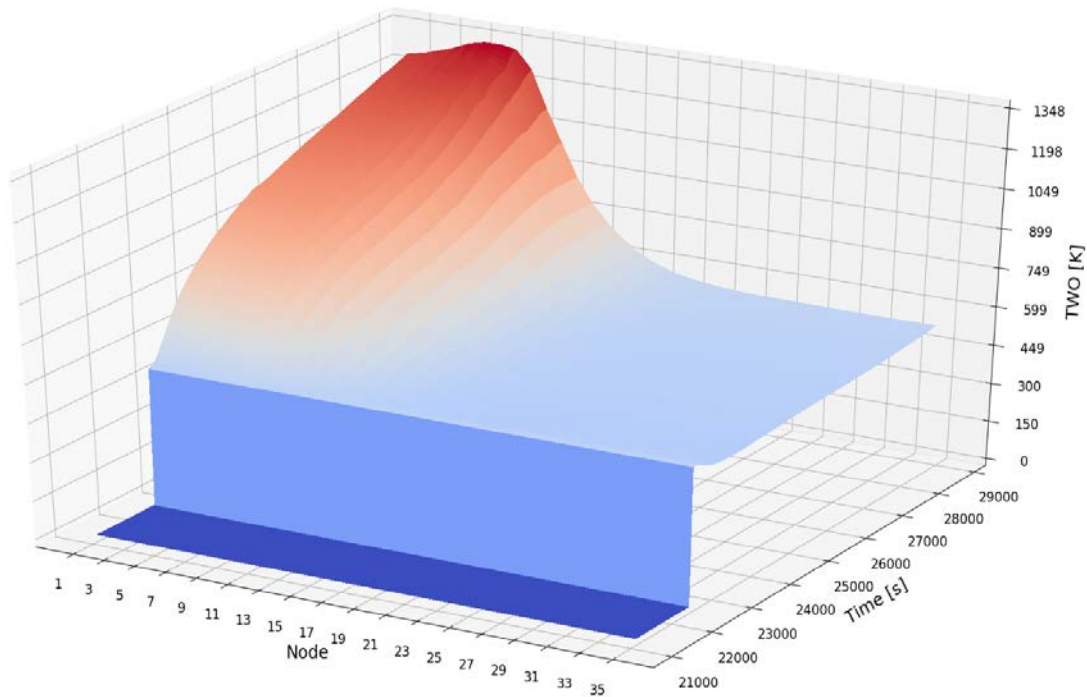
**Abb. 7.17** Parameter der Schmelzverlagerung



**Abb. 7.18** Darstellung der Nodalisierung des unteren Plenums und des durchgeschmolzenen Nodes Nr. 8.



**Abb. 7.19** Darstellung der Innwandtemperatur TWI über Nodes und Zeit



**Abb. 7.20** Darstellung der Außenwandtemperatur TWO über Nodes und Zeit

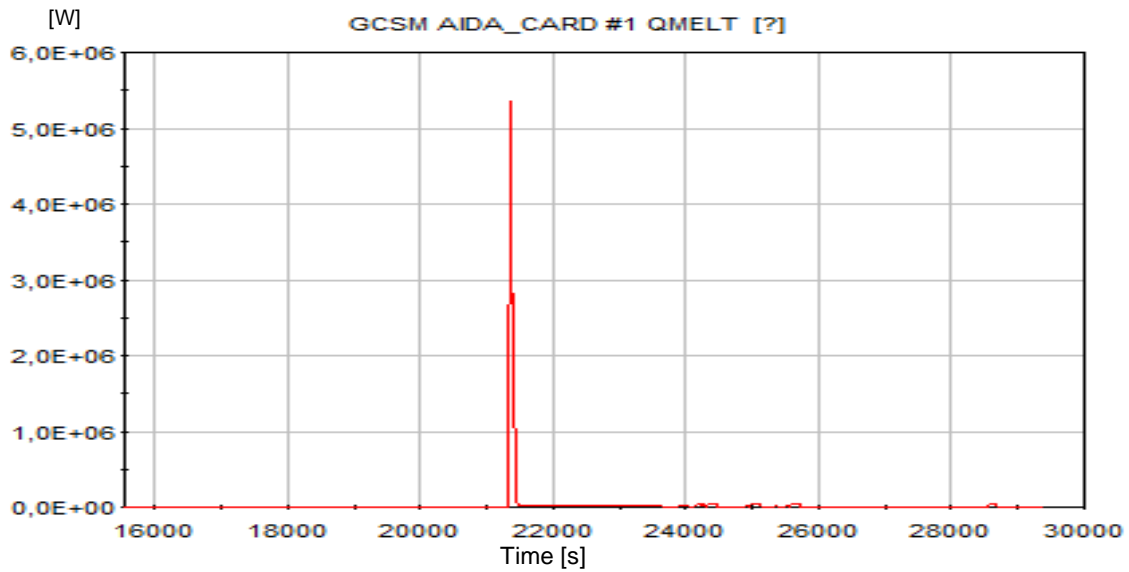
#### **Bewertung der ATHLET-CD Ergebnisse:**

Die durchgeführte Analyse der Ergebnisse zeigt, dass der Dampfdurchsatz durch das Druckhaltersicherheitsventil ca. 50 % kleiner ist, als für WWER-1000 - Anlagen angegeben wird (hier max. 28 kg/s gegenüber 50 kg/s Sattedampf). Die Ursache für dieses Verhalten wurde auf ATHLET-Programmverbesserung und -anpassung im CW DISCHARGE und VALVE zurückgeführt, die mit der Version ATHLET 3.1A wirksam wurden (ATHLET Input Data Updates - 8.8.2013 in /ATH 19/). Die im Datensatz verwendeten Werte für Strömungsquerschnitt und Reibungsbeiwert der Druckhaltersicherheitsventile wurden im Rahmen dieser Arbeiten nicht modifiziert und lieferten in älteren ATHLET-Versionen (bis ATHLET 3.0A) korrekte Werte für den Dampfdurchsatz. Die Ursachen für den geringer berechneten Durchsatz sind im Nachfolgevorhaben zu klären. Problematisch erscheint, dass der Nutzer keine entsprechende Information über die Konsequenzen der Programmänderung erhält und diese auch nicht in /ATH 19/ genannt sind. Nach Klärung der Ursachen sollten u.U. die AC<sup>2</sup>-Nutzer in Russland, der Ukraine und Bulgarien, die in ihren WWER-1000 Datensätzen gleiche oder ähnliche Strömungsquerschnitte und Reibungsbeiwerte für die Druckhaltersicherheitsventile verwenden, über den nunmehr geringeren Durchsatz zu informieren, da diese Partner AC<sup>2</sup> auch für Sicherheitsbewertungen nutzen.

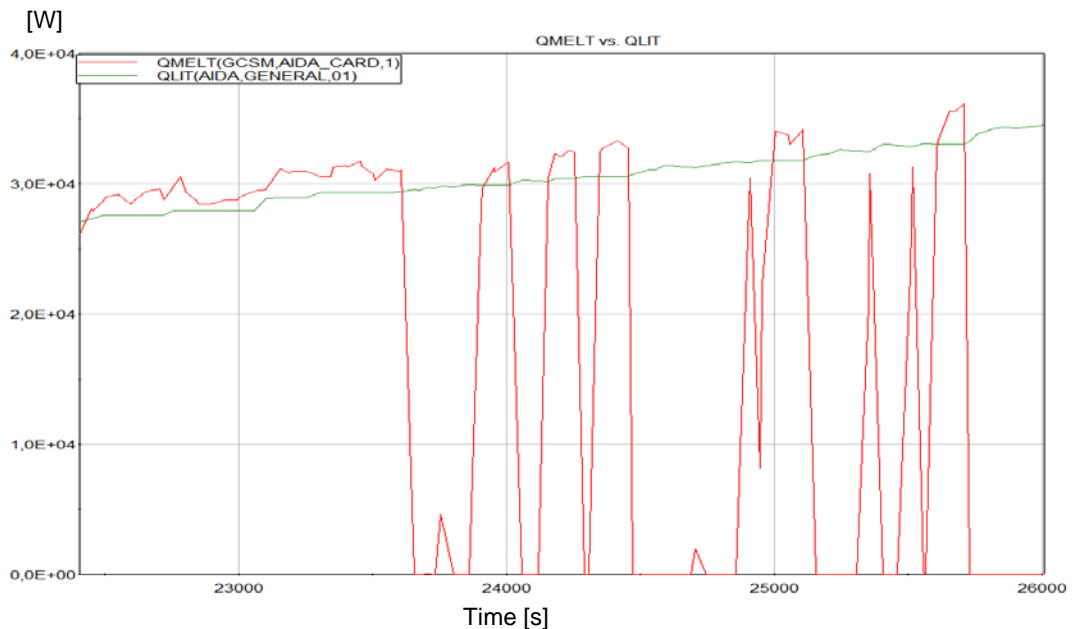
Eine adäquate Anpassung des Strömungsquerschnittes der Druckhaltersicherheitsventile hätte neben einem größeren Dampfdurchsatz auch nachfolgend einen erhöhten Verlust an flüssigem Kühlmittel in das Containment zur Folge, welches durch fehlende Aufnahme der Verdampfungsenthalpie im Weiteren keinen effektiven Beitrag zur Kernkühlung leisten kann. Andererseits würde der Druckschwellwert für die Akkumulatoren-Einspeisung früher erreicht werden, so dass eine effektivere Kernkühlung und verzögerte Kernzerstörung durch das kältere Wasser (ca. 60°C) aus den Akkumulatoren zu erwarten ist. Somit ist insbesondere in der frühen Phase des Unfallgeschehens von einer höheren Kühlleistung auszugehen.

Im Verlauf der Auswertung wurde ebenfalls festgestellt, dass das von AIDA bereitgestellte GCSM-Signal QMELT, welches zur Berechnung des totalen Wärmestroms von der Schmelze-Oberfläche an die darüberliegende Wasservorlage bzw. an den darüberliegenden Wasserdampf verwendet wird, im zeitlichen Verlauf Inkonsistenzen beim Vergleich mit anderen physikalischen Parametern aufweist. Aus der Abb. 7.21 ist zu entnehmen, dass nur kurz nach Verlagerung der Schmelze bei 21 111 s ein effektiver Energieeintrag von 5.5 MW in die Wasservorlage gegeben ist und im Anschluss lediglich zwischen 0 und ca. 30 KW alterniert (Abb. 7.22). In der Konsequenz muss davon ausgegangen werden, dass aufgrund des zu geringen Energieeintrages in die Wasservorlage im unteren Plenum zu wenig Kühlmittel verdampft und damit im Anschluss an den Integritätsverlust eine zu große Kühlmittelmenge ins Containment ausgetragen wird. Dies kann ebenfalls eine Auswirkung auf die erzeugte Wasserstoffmenge im verbliebenen Restkern haben, da der aufsteigende Wasserdampf zur weiteren Zirkon-Oxidation beitragen würde.

Hinsichtlich der in AIDA verwendeten Konfiguration C, die einer segregierten Schmelze-Schichtung aus oxidischem und metallischem Schmelze-Anteil entspricht, ist zu erwähnen, dass für die Bestimmung der metallischen Komponente zusätzliche Beiträge aus Reaktoreinbauten, wie z.B. der Kerntrageplatte unberücksichtigt bleiben. Die fehlende Berücksichtigung dieses Massenanteils hat einen direkten Einfluss auf die errechnete Kontaktfläche zwischen metallischer Schicht und RDB-Wand, so dass der simulierte Fokus-Effekt als zu hoch erachtet werden muss.



**Abb. 7.21** Zeitlicher Verlauf des GCSM-Signals QMELT



**Abb. 7.22** Alternierendes Verhalten von QMELT. Zusätzlich ist die Größe QLIT als thermischer Fluss von der oxidischen in die metallische Schicht dargestellt.

#### 7.1.2.5.2 COCOSYS – Ergebnisse zum Containment

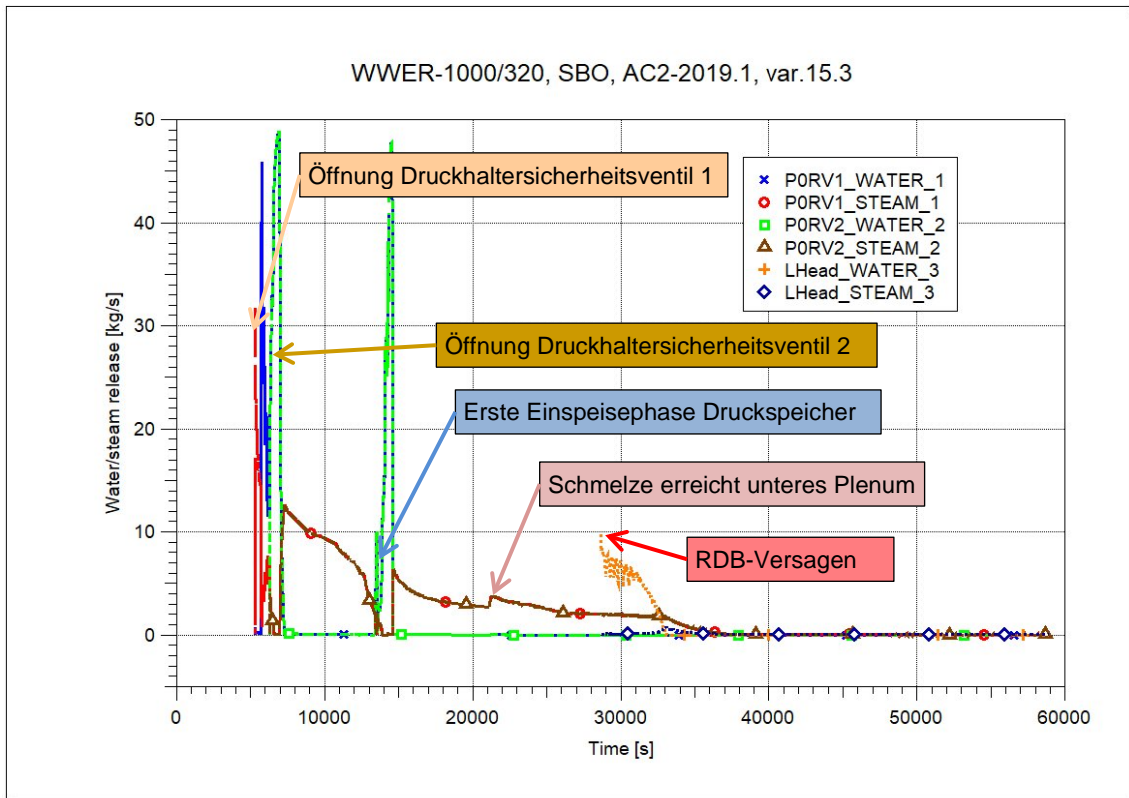
Die im angenommenen Unfallszenario für das Containment relevanten Massen- und Energieeinträge sind einmal die Freisetzungen über die Druckhaltersicherheitsventile, nach dem RDB-Versagen die ausgetragene Schmelze und daran anschließend die Gas- und Energiefreisetzungen aus dem MCCI-Prozess in der Reaktorgrube. Dazu gehören die jeweils mit den Spaltprodukten eingetragene Nachzerfallsleistung. Und nicht zuletzt

wird von Beginn an Wärme durch die thermische Kopplung der Kühlkreisläufe und des RDB mit dem Containment eingebracht.

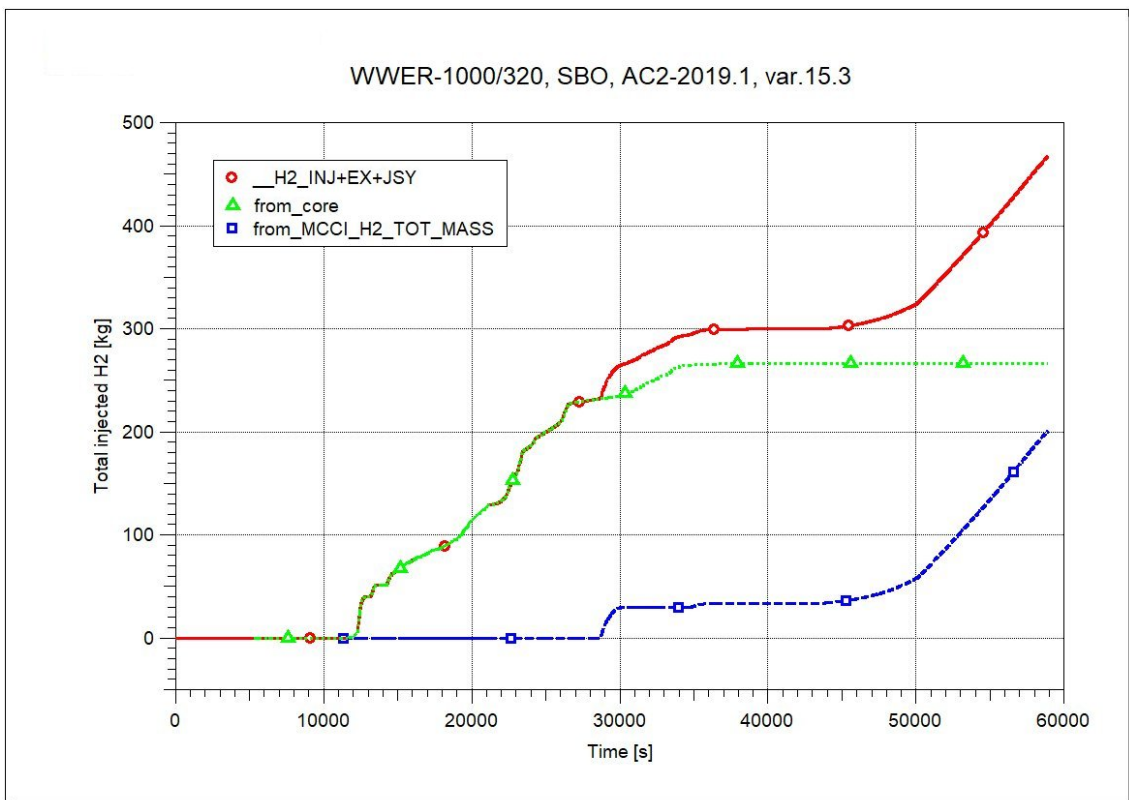
Die in das Containment freigesetzten Wasser- und Dampfmassenströme sind in Abb. 7.23 dargestellt. Im Unterschied zu ersten Testrechnungen sind nach dem Öffnen des zweiten Druckhaltersicherheitsventils die Massenströme identisch, da beide Ventile den gleichen Querschnitt haben und mit identischer Charakteristik definiert wurden. Ohne Berücksichtigung des Abblasetanks des Druckhalters wird dabei das Containment sofort beaufschlagt. Nach dem Versagen der Wand tritt aus dem RDB Wasser und später auch Dampf aus (Kurven LHead\_WATER\_3 und LHead\_STEAM\_3 in ). Die Freisetzung von Wasser aus dem RDB erfolgt auf Grund der zu klein definierten Querschnittsfläche in der Simulation wesentlich zu langsam. Die integral aus dem Kühlkreislauf in das Containment freiwerdende Wassermasse ist in Abb. 7.12 aufgetragen.

In der Rechnung erreicht die Kernschmelze nach 21 353 s das zu diesem Zeitpunkt noch mit Wasser gefüllte untere Plenum. Gegenüber den früheren Rechnungen in /ARN 17/ ist dies jetzt in den Dampfmassenströmen zu sehen, wobei aber die Dampffreisetzung durch den Schmelze-Wasser-Kontakt noch als zu gering eingeschätzt wird. Da es noch kein entsprechendes Detailmodell gibt, wird der mit der Schmelzeverlagerung verbundene Energieeintrag in das Wasser im unteren Plenum in ATHLET über ein HECU Element simuliert und ist offensichtlich noch zu gering.

Die integral in das Containment freigesetzte Wasserstoffmasse ist in Abb. 7.24 aufgetragen. Während der In-Vessel Phase des Störfalls (d.h. bis zum RDB-Versagen) sind dies ca. 240 kg und am Ende der Rechnung bei 58 900 s etwa 470 kg. Da der MCCI-Prozess zu diesem Zeitpunkt noch im vollen Gange ist, steigt die Wasserstoffmasse weiterhin stark an. Die von ATHLET-CD im AC<sup>2</sup> 2019 Programmpaket berechnete integrale Masse während der In-Vessel Phase erscheint im Vergleich zu Ergebnissen anderer Code als zu gering (siehe Vergleich in /ARN 17/ oder in /ARB 14/, wo für ein ähnliches Szenario 614 kg (ATHLET-CD) bis 730 kg (SOKRAT) ermittelt wurden). Dies hat signifikanten Einfluss die Wasserstoffkonzentration im Containment, die weiter unten diskutiert wird.



**Abb. 7.23** COCOSYS, Wasser-/Dampffreisetzung durch Druckhaltersicherheitsventile und RDB-Öffnung in das Containment



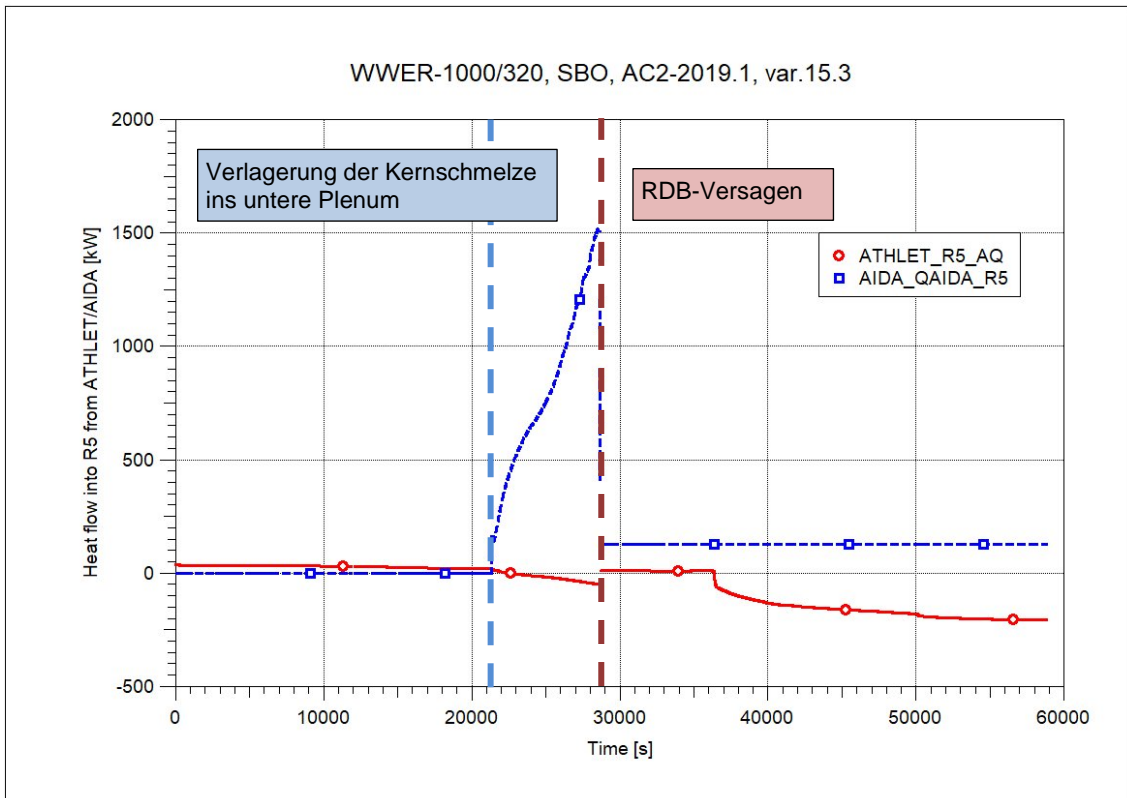
**Abb. 7.24** COCOSYS, integrale Wasserstofffreisetzung in das Containment



Wie in Kapitel 7.1.2.3 erläutert, ist im AC<sup>2</sup>-Datensatz die thermische Kopplung der Oberflächen des Kühlkreislaufes (ATHLET) sowie, als neues Feature von AC<sup>2</sup> 2019, der RDB-Außenwand (AIDA) mit der Containment-Atmosphäre (COCOSYS) berücksichtigt. Hier sollen nur die Wärmeströme zwischen RDB und der relevanten Containment-Zone R5 (Reaktorgrube siehe Nodalisationsschema Abb. 7.6) diskutiert werden, die in Abb. 7.25 aufgetragen sind. Mit Simulationsbeginn werden knapp 50 kW Wärme an die Zone R5 abgegeben. Auf Grund der Erwärmung der Reaktorgrube fällt dieser Wert langsam ab. Mit der Verlagerung der Kernschmelze in das untere Plenum wird das AIDA-Modell aktiviert und somit die Aufwärmung der RDB-Wand durch die Kernschmelze simuliert, womit gleichzeitig ein Wärmestrom in die Reaktorgrube an COCOSYS übergeben wird (Kurve QAIDA). Dieser Wärmestrom steigt mit der Aufheizung der RDB-Wand durch die innen liegende Kernschmelze bis auf 1 500 kW an. Mit dem Durchschmelzen des RDB wird AIDA deaktiviert. In Abb. 7.25 ist zu sehen, dass der Wärmestrom aber nicht auf Null, sondern nur auf ca. 120 kW fällt und dann bis zum Ende der Rechnung konstant bleibt. Die Analyse zeigte, dass der entsprechende AIDA-Wert  $LPQWSTOT$  anscheinend nicht zurückgesetzt wird.

Zugleich wird aus Abb. 7.25 eine Schwachstelle, d.h. die fehlende Kopplung von ATHLET und AIDA deutlich: beide verwenden für die RDB-Wand unabhängige Temperaturen. Zum Zeitpunkt der Kernverlagerung stehen noch ca. 13 t Wasser im unteren Plenum (siehe Kurve „Lower Plenum“ in Abb. 7.12), sodass ATHLET nur die Sättigungstemperatur von ~305°C sieht. Auf Grund des zu gering simulierten Energieeintrags von der Schmelze in das Wasser über das HEATADD verdampft dieses Wasser nur sehr langsam und wird zudem durch nachfließendes Wasser ergänzt, sodass bei RDB-Versagen immer noch etwa 13 t vorliegen und sich die Temperatur kaum ändert. Die RDB-Innenwand in AIDA erreicht aber über 1 200 °C (TW1, Abb. 7.19). In Abb. 7.25 ist dies daran ersichtlich, dass mit wachsendem QAIDA der Wärmestrom von ATHLET zuerst auf Null fällt und dann negativ wird, d.h. QAIDA wärmt über den Umweg der Temperatur der Reaktorgrube das Wärmeleit-Objekt in ATHLET auf (siehe Diskussion zum AIDA-Wert  $LPQWSTOT$  oben).

Im Langzeitverlauf während der Ex-Vessel Phase ist der Wärmestrom zwischen ATHLET und COCOSYS prinzipiell richtig – die Reaktorgrube wärmt sich durch die von der Kernschmelze auf dem Boden freiwerdende Energie auf und kann damit negativ werden. Das exakte Ergebnis hängt von der Verteilung der (Rest-)Schmelze zwischen unterem Plenum und Reaktorgrube ab und wenn das ATHLET HCO die Erwärmung durch die Restschmelze im Kern berücksichtigt.

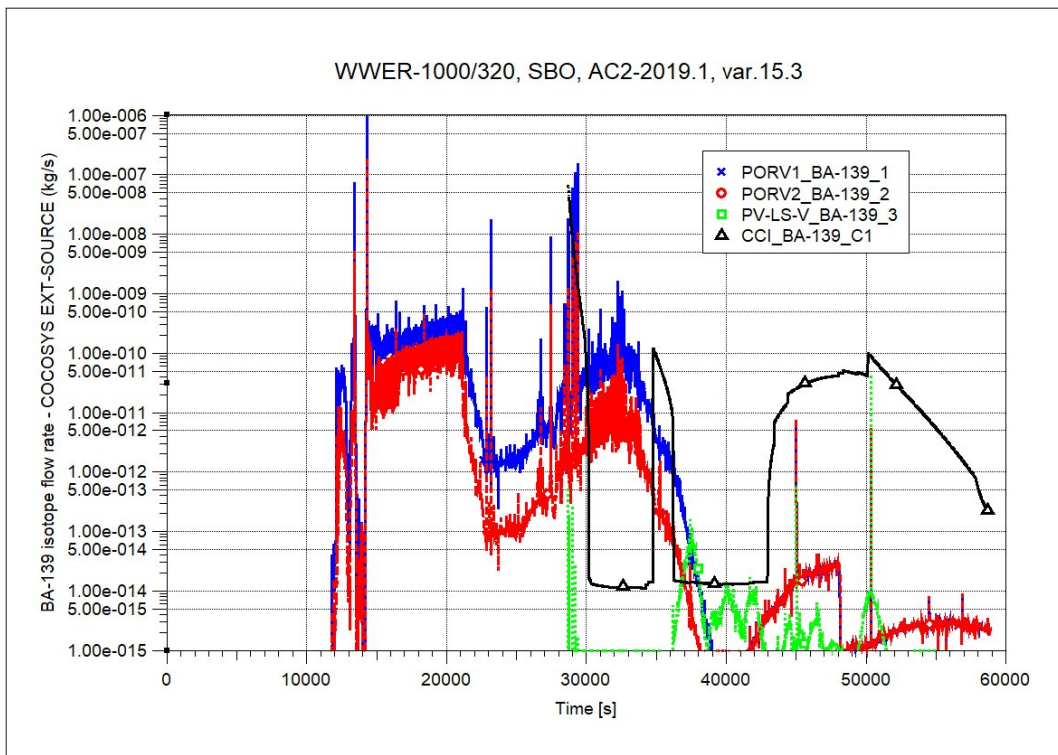


**Abb. 7.25** COCOSYS, Wärmeströme von der RDB-Oberfläche in die Atmosphäre der Reaktorgrube

Die Freisetzung von Spaltprodukten in das Containment (Randbedingung in COCOSYS automatisch übernommen von ATHLET-CD bzw. aus dem CCI Modul) ist exemplarisch für das Isotop Ba-139 in Abb. 7.26 gezeigt. Im Unterschied zu ersten Rechnungen funktioniert nunmehr in SAFT die Freisetzung über die beiden parallelen Druckhaltersicherheitsventile und später auch über das Leck im RDB (2. Freisetzungspfad). Dies war einerseits durch die spezielle Verzweigung der Anbindung der Sicherheitsventile über eine Branch sowie die Reduzierung der SAFT-Modellierung auf die direkten Freisetzungspfade möglich. Vergleicht man aber die Freisetzungsraten durch beide Sicherheitsventile, so sieht man, dass die Raten durch das zweite Ventil über weite Phasen geringer sind als durch das erste Ventil. Der Vergleich mit Ausgaben von SAFT für die totale Massenfreisetzung des Elementes Ba (Abb. 7.27) zeigt aber, dass hier die Massen für beide Sicherheitsventile wie erwartet identisch sind.

Als Alternative steht im FIPHOST-Modell das Integral der einzelnen Isotopeneinspeisung zur Verfügung. Alle Einspeisungen größer null wurden aufsummiert und sind mit den SAFT-Massen verglichen. Für Ba ist nach Abb. 7.28 ist die in COCOSYS ankommende Ba-Masse um den Faktor 2 zu groß (Achtung: in der Abbildung ist auch die nach RDB-Versagen aus der Schmelze in der Reaktorgrube freigesetzte Masse mit

dargestellt). Als Ursache wird vermutet, dass die COCOSYS-Einspeisung auf den Isotop-Massen beruht (am Freisetzungsort nicht plotbar in ATHLET) und nicht auf den aus von SAFT ausgegeben Element-Massen. Auch eine Inkorrektheit bei der Erstellung der Isotopen-Raten in der ATHLET-CD – COCOSYS Schnittstelle kann gegenwärtig nicht ausgeschlossen werden. Im Draft der Bug-Liste von AC<sup>2</sup> 2019.1 /AC<sup>2</sup> 20/ ist angegeben, dass eine Korrektur beim Spaltprodukt-Transport vorgenommen wurde. Ob diese das festgestellte Problem gelöst hat, ist nach dem Release von AC<sup>2</sup> 2019.1 anhand einer neuen Rechnung zu überprüfen.



**Abb. 7.26** COCOSYS, Ba-139 Freisetzung in das Containment

Mit der Freisetzung von radioaktiven Isotopen in das Containment ist in der gekoppelten Version ATHLET-CD – COCOSYS automatisch die Restwärmeleistung dieser Isotope verbunden. Diese im Containment freiwerdende Leistung ist als Summe aller Isotope in Abb. 7.29 als Kurve "Containment" dargestellt. In dieser Kurve ist nicht die Restwärme enthalten, die nach RDB-Versagen mit der Schmelze in der Reaktorgrube verlagert worden ist. Aus dieser Schmelze werden zwar schon Elemente freigesetzt (Element-Einspeisung von COCOSYS CCI nach THY), aber noch keine Isotope und damit keine Nachzerfallsleistung (d. h. die gesamte Leistung wird in der Schmelze frei).

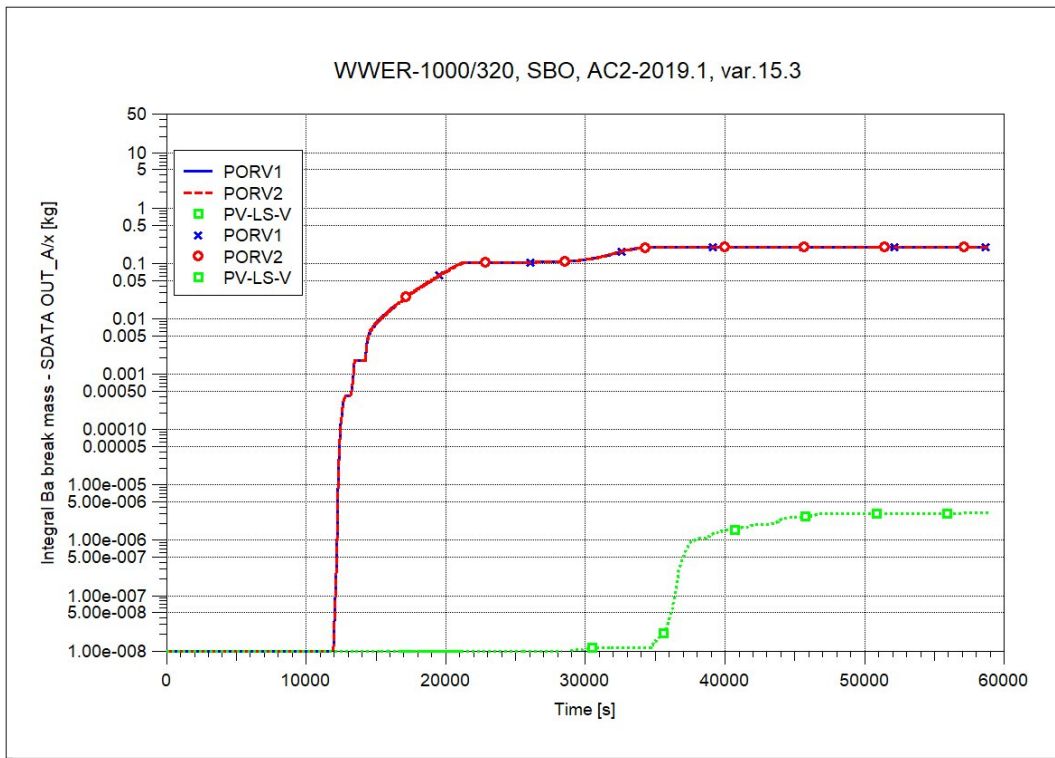


Abb. 7.27 ATHLET-CD, totale Ba-Element Freisetzung von SAFT in das Containment

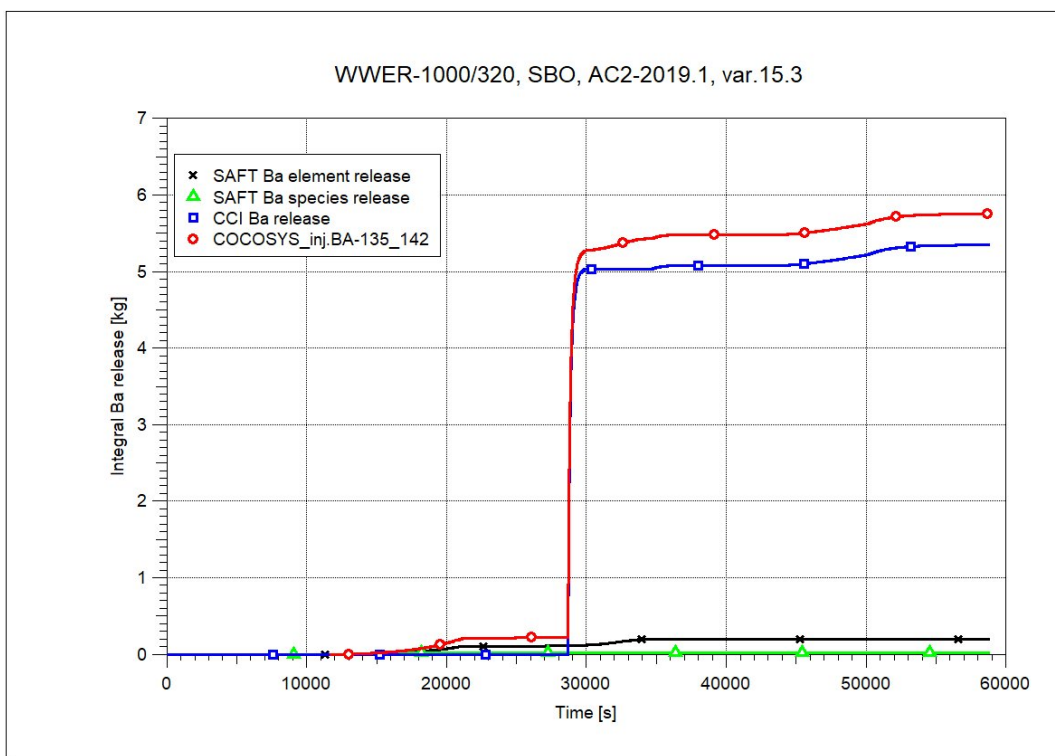
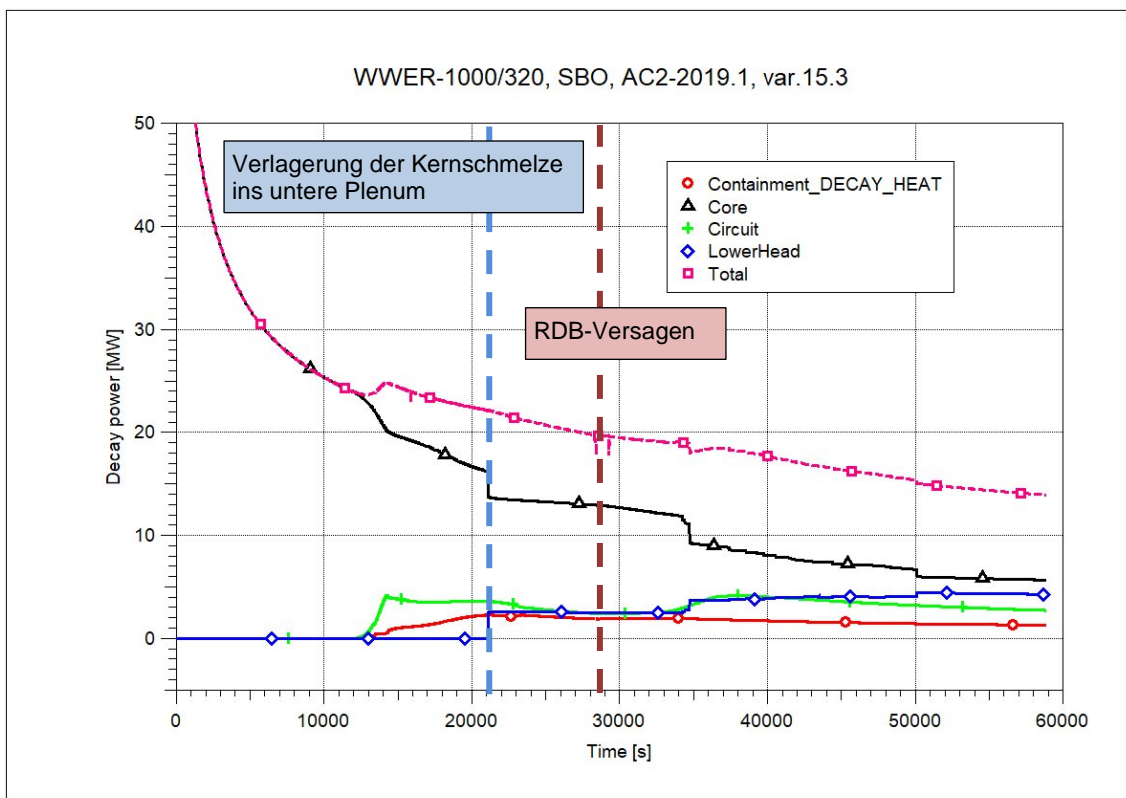


Abb. 7.28 AC<sup>2</sup>, integrale Ba-Freisetzung in das Containment

Zum Vergleich ist die im Reaktorkern freiwerdende Energie aufgetragen – Kurve "Core" (COREIDATA TOTNPOW), die durch den natürlichen Kernzerfall exponentiell abnimmt.

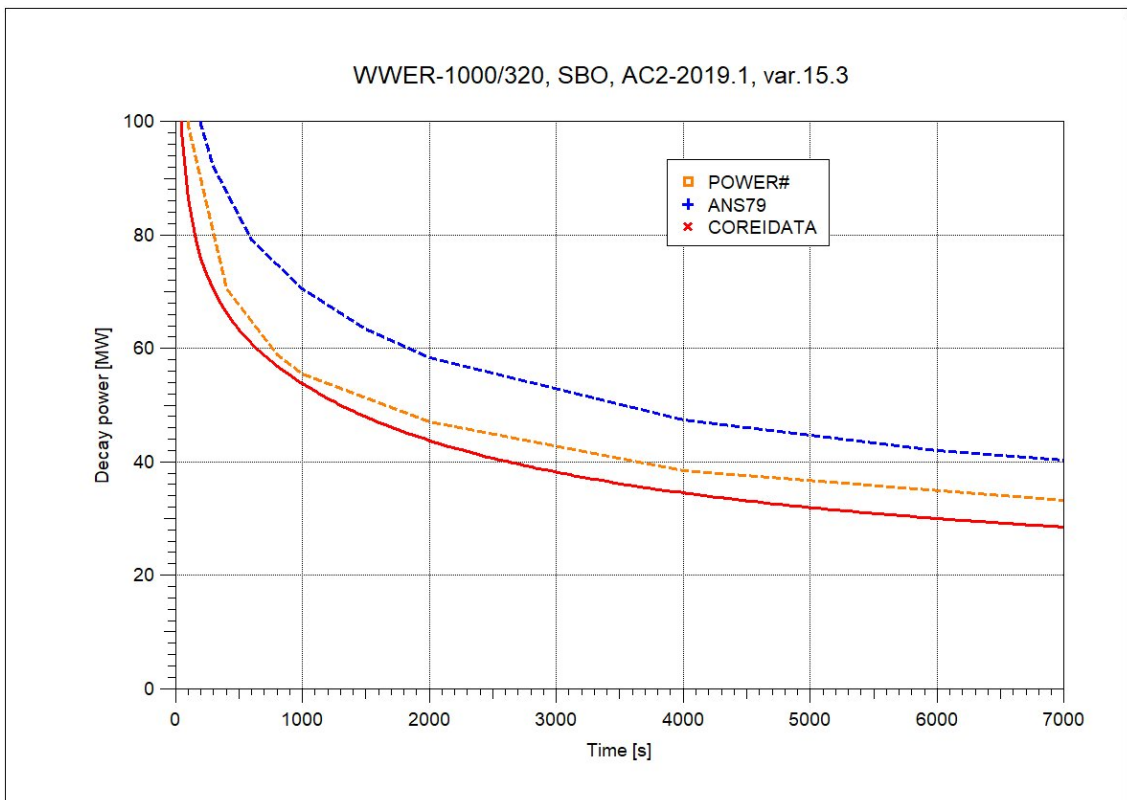
Mit Beginn der Kernzerstörung werden zuerst leicht flüchtige Isotope frei, die erst in den Kreislauf (Kurve „Circuit“. FIP-CYC-T P-TO(W)) und dann z.T. weiter ins Containment transportiert werden. Die später sichtbaren Stufen in der „Core“ Kurve sind Ausdruck der Verlagerung von Kernschmelze in das untere Plenum (nach Start von AIDA – Kurve „LowerHead“, FIP-LP PT-LP(W)). Es ist sichtbar, dass sich die im unteren Plenum befindliche Leistung nach RDB-Versagen nicht verringert, sodass zu klären ist, ob/wie die in das Containment mit der Kernschmelze übertragene Leistung in ATHLET-CD berücksichtigt ist.

Da die mit der Kernschmelze in das Containment übertragene Leistung weder in Kurve „Containment“ noch in „LowerHead“ berücksichtigt sind, kann man alle Kurven zur Überprüfung der AC<sup>2</sup>-weiten Bilanz aufsummieren. Es ist zu sehen, dass die entsprechende Kurve „Total“ mit Beginn der Kernzerstörung fälschlicherweise ansteigt, d.h. es kommt mehr Energie im „Circuit“ an als im „Core“ abgezogen wird. Es ist zu überprüfen, ob dies ein echter Fehler ist oder nur ein Ausgabefehler. Möglicherweise ist die Oxidationsleistung von Zirkonium darin enthalten.



**Abb. 7.29** AC<sup>2</sup>, in Reaktorkern, Kreislauf, unterem Plenum und Containment freigesetzte Restwärmeleistung

Abb. 7.30 zeigt die berechnete Nachzerfallsleistung im Vergleich von OREST/FIPIISO (aktuelle Rechnung) mit der früher verwendeten Tabellenfunktion (POWER# in /ARN 17/) sowie für einen WWER-1000 Kern nach ANSI 1979 (ANS79). Zum Zeitpunkt 2 900 s, zu dem etwa in der in /ARB 14/ verglichenen ATHLET-CD Analyse das erste Druckhaltersicherheitsventil öffnet, liegt die OREST/FIPIISO Energie um 8 GJ unter der POWER# Kurve bzw. 45 GJ unter ANS79. Dies ist der wesentliche Grund, warum in der aktuellen Pilotanalyse das erste Sicherheitsventil erst nach 5 294 s öffnet (siehe auch Kapitel 7.1.2.5.3).



**Abb. 7.30** ATHLET-CD, in Reaktorkern freigesetzte Restwärmeleistung

Die in das Containment freigesetzten Massen- und Energieströme verursachen einen Anstieg von Druck und Temperatur im Containment. In Abb. 7.31 sind exemplarische Druckverläufe dargestellt: R11 als Raum des Druckhalters, R5 als Reaktorgrube und R26 in der Containment-Kuppel (siehe Nodalisationsschema Abb. 7.6). Der Auslegungsdruck eines WWER-1000 Containments beträgt 4,9 bar /BAL 97/ und ist im Bild mit eingetragen ebenso wie der Druck im unteren Plenum des Reaktors aus ATHLET-CD.

Mit dem Öffnen des ersten Druckhaltersicherheitsventils steigt ab 5 294 s der Druck sichtbar an, beim Öffnen des zweiten (6 390 s) wird der Anstieg noch größer. Wie oben diskutiert, spiegelt sich in den ATHLET-CD Ergebnissen der Absturz des geschmolzenen

Reaktorkerns in das untere Plenum nur gering wider und somit auch entsprechend in COCOSYS.

Mit dem Durchschmelzen des RDB nach 28 706 s ist nur ein moderater Druckanstieg im Containment verbunden, da hierfür nur eine relativ kleine Fläche (Ventil PV-LS-V) von 0,567 m<sup>2</sup> angenommen wurde und der Querschnitt für den Wasser/Dampfaustritt zu gering definiert ist. Bei einer größeren Fläche oder dem vollständigen Abriss der unteren Kalotte würde, wenn wie im vorliegenden Fall der Druck im Kühlkreislauf noch deutlich über dem im Containment liegt (siehe Abb. 7.31), ein signifikanter Druckgradient im Containment auftreten. Aufgrund des zu klein bestimmten Strömungsquerschnittes treten jetzt aus der RDB-Öffnung nur maximal 10 kg/s Wasser aus (siehe , Kurve „LHead\_WATER\_3“), die aber den Druckanstieg nicht direkt verursachen. Zwischen 28 706 und ca. 32 000 s summiert sich die Wassermenge auf etwa 23 t (vergleiche Abb. 7.12, Kurve „Lower Plenum“). Dieses Wasser fließt auf die Kernschmelze in der Reaktorgrube und verdampft dort, sodass die Schmelze nach 36 370 s wieder trockenfällt. Durch die Verdampfung wird die Schmelze gekühlt (siehe Abb. 7.39 unten) und zugleich der in Abb. 7.31 dargestellte Druckanstieg verursacht. In der Pilotanalyse wird 33 742 s nach TSA Eintritt, d.h. in der Ex-Vessel Phase ein Maximaldruck von 4.0 bar berechnet, also ein Wert unterhalb des Auslegungsdruckes. Danach fällt der Druck - trotz der Berücksichtigung von MCC1 – auf Grund des an den Wandoberflächen kondensierenden Dampfes.

Dieses Ergebnis ist eine direkte Konsequenz der zu kleinen Definition der Querschnittsfläche von PV-LPSOPH in ATHLET-CD und wird sich nach dessen Korrektur stark ändern. Es ist nochmal darauf hingewiesen, dass der Wasseraustrag aus dem RDB nur möglich ist, da in ATHLET Wasser im unteren Plenum vorhanden ist bei gleichzeitig geschmolzenem, heißen Kernmaterial in AIDA.

Auf Grund des maximalen Druckes unterhalb von 4,9 bar ist kein Containment-Venting erforderlich.

Die Atmosphärentemperatur für die Reaktorgrube R5 ist in Abb. 7.32 dargestellt. Es ist zu erkennen, wie die nach 21 353 s von der RDB Außenwand abgegebene Wärme (QAIDA) den Raum aufheizt. Das nach RDB-Versagen an der Schmelzeoberfläche bei Sättigungstemperatur verdampfende Wasser hält die Temperatur auf ~177 °C und erst nach Trockenfallen der Schmelze steigt die Atmosphärentemperatur deutlich an, sodass gegen Ende der Rechnung Temperaturen von ~1 550 °C zu verzeichnen sind.



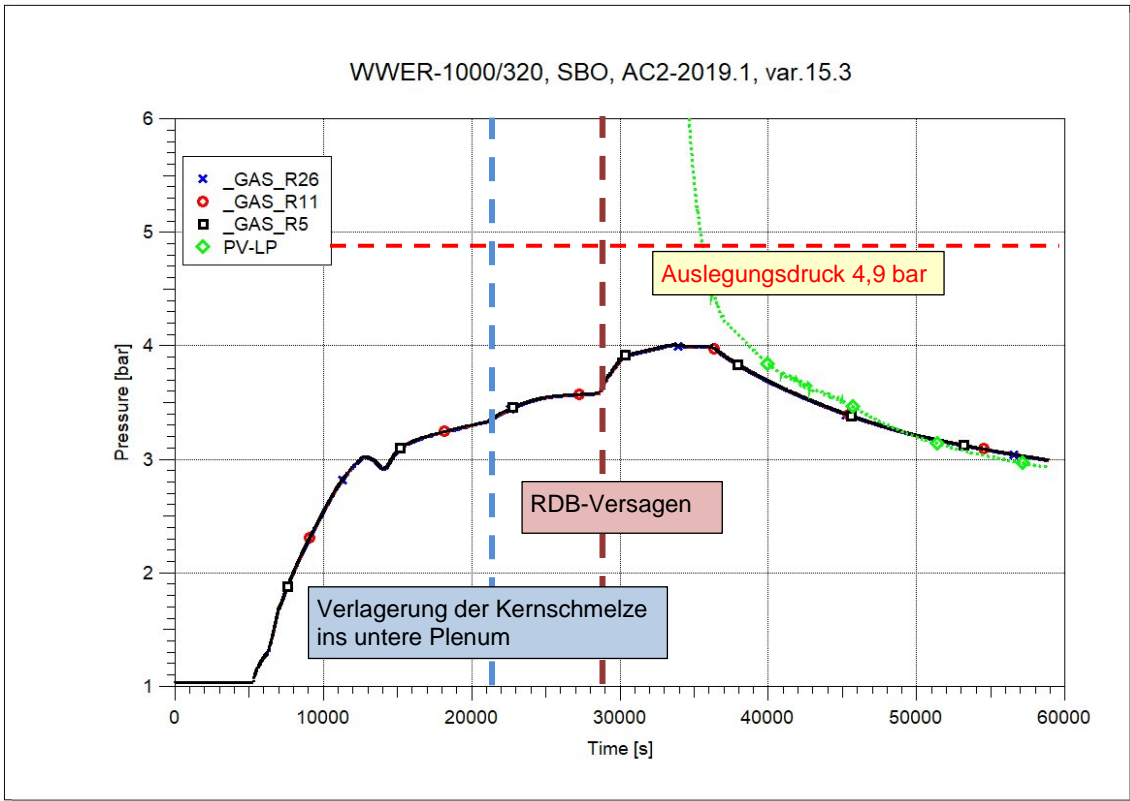


Abb. 7.31 COCOSYS, Druckverlauf im Containment

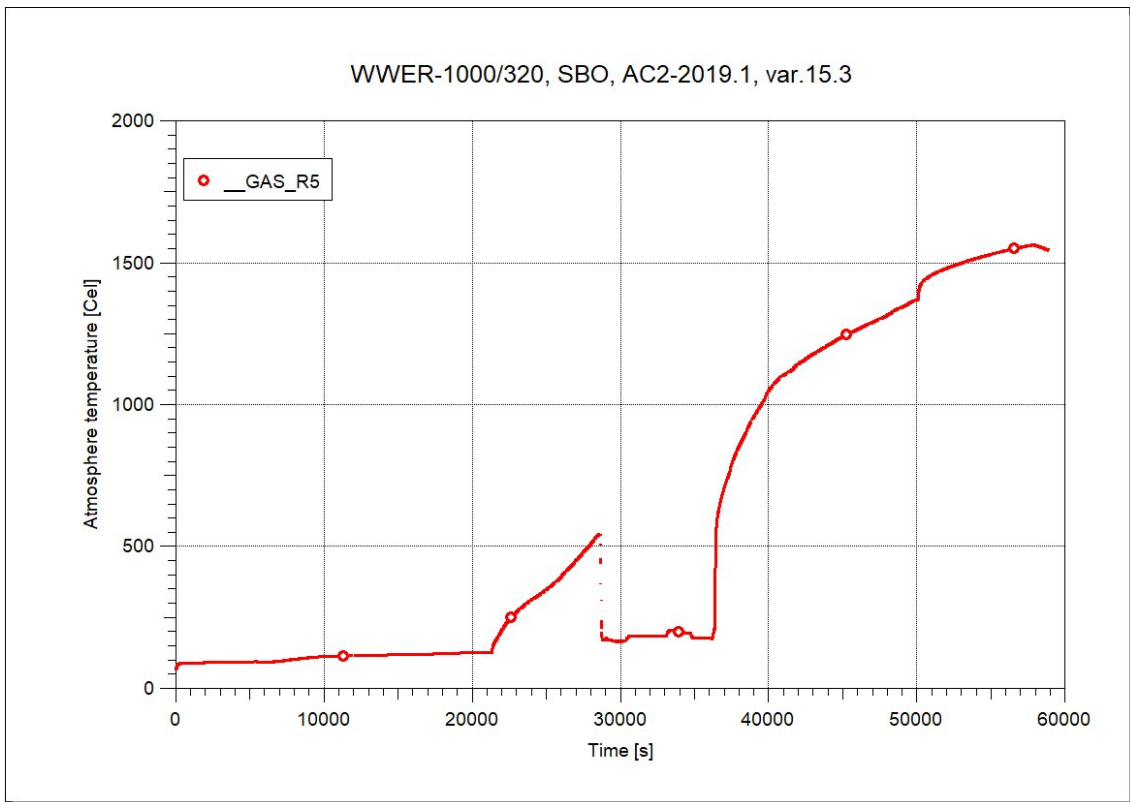
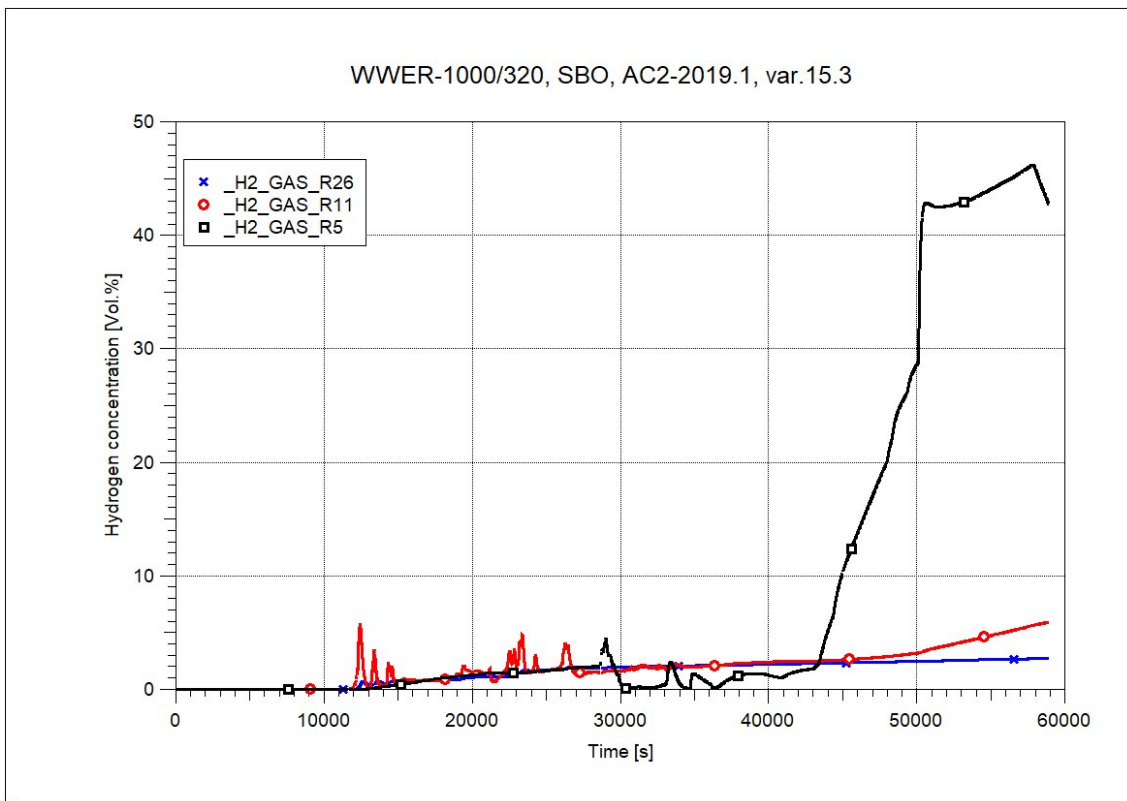


Abb. 7.32 COCOSYS, Verlauf der Atmosphärentemperatur in der Reaktorgrube R5



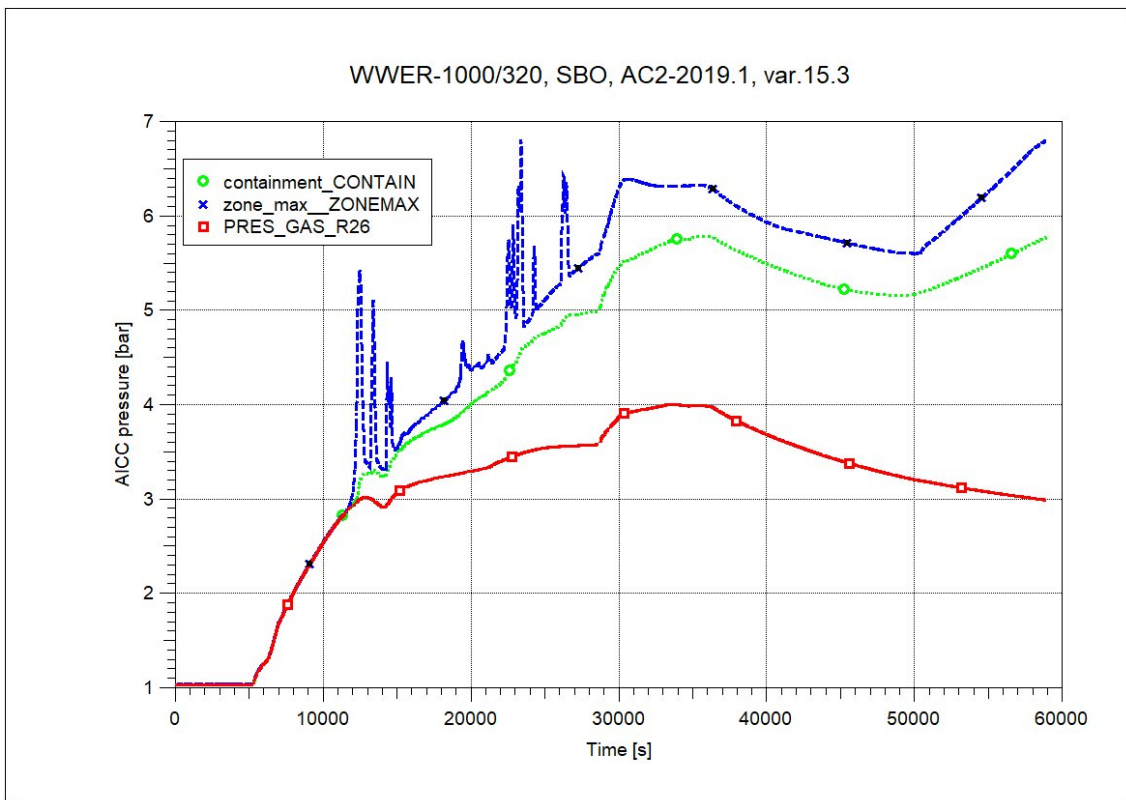
Für die Zonen R26, R11 und R5 sind in Abb. 7.33 die Wasserstoff-Konzentrationen dargestellt, die Konsequenz der in Abb. 7.24 gezeigten H<sub>2</sub>-Freisetzung sind. Wie zu sehen ist, treten während der In-Vessel Phase im Leckraum R11 Konzentrationsspitzen bis 6 Vol.% H<sub>2</sub> auf, die den Wasserstoff-Einspeiseverlauf widerspiegeln. Mit Beginn der Ex-Vessel Phase bei 28 706 s wird zwar eine große Wasserstoffmenge in der Reaktorgrube frei, aber die Rate fällt zwischen 30 000 und 43 000 s praktisch auf Null, sodass erst danach die Konzentration in R5 signifikant ansteigt.



**Abb. 7.33** COCOSYS, Wasserstoffkonzentrationen in ausgewählten Containment-Zonen

Aussagen zur Brennbarkeit der Atmosphäre bzw. der Möglichkeit des Auftretens von Wasserstoffexplosionen können anhand des Shapiro-Diagramms getroffen werden. Details dazu sind in /KON 20/ zu finden. Zone R11 erreicht erst gegen Ende der Rechnung brennbare Zustände. Diese werden trotz der relativ hohen Wasserstoffkonzentration in R5 zu keinem Zeitpunkt erreicht. Da als Zündgrenze für die Wasserstoffverbrennung 8 Vol.% angenommen wurde, ist das COMB/FRONT Modell für keinen Raum aktiviert bzw. in R5 ist es aktiviert, aber eine Verbrennung auf Grund der verwendeten 8 Vol.% Grenze nicht möglich.

Ein neues Feature von COCOSYS 3.0 ist die Berechnung des adiabaten isochoren Verbrennungsdruckes – AICC Druck. Dabei wird fiktiv zu jedem Zeitpunkt die instantane Verbrennung allen Wasserstoffs in einem Raum oder Raumbereich ohne Berücksichtigung von Wärmeverlusten angenommen. Der AICC-Druck ist damit der maximal auftretende Spitzendruck. In Abb. 7.34 ist der AICC-Druck für das die angenommene Verbrennung im gesamten Containment sowie für jede Zone separat und dabei das auftretende jeweilige maximum aller Zonen (zone\_max) dargestellt. Solange kein Wasserstoff vorhanden ist, ist AICC gleich dem Containment-Druck. Wie ersichtlich würde eine komplette großräumige Verbrennung die Integrität des Containments gefährden (Auslegungsdruck 4,9 bar). Dies ist aber praktisch unmöglich, da in weiten Raumbereichen Konzentrationen unter 4 Vol.% Wasserstoff vorliegen.

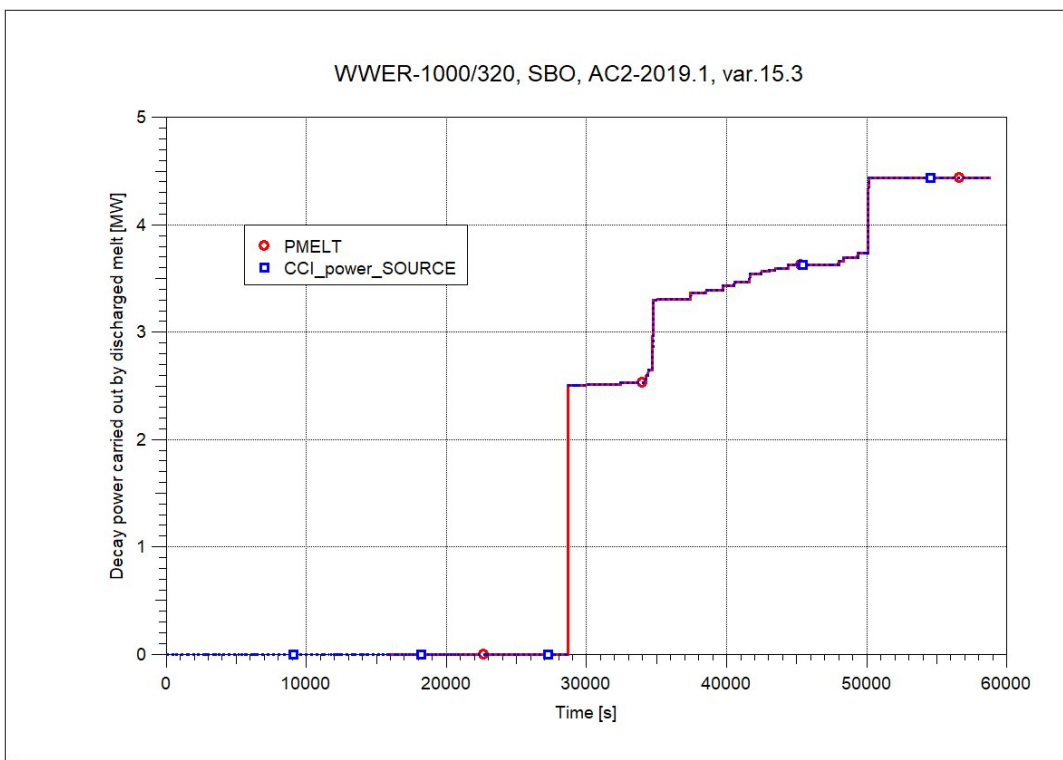


**Abb. 7.34** COCOSYS, AICC-Druck für das gesamte Containment sowie zone\_max im Vergleich zum realen Containment-Druck

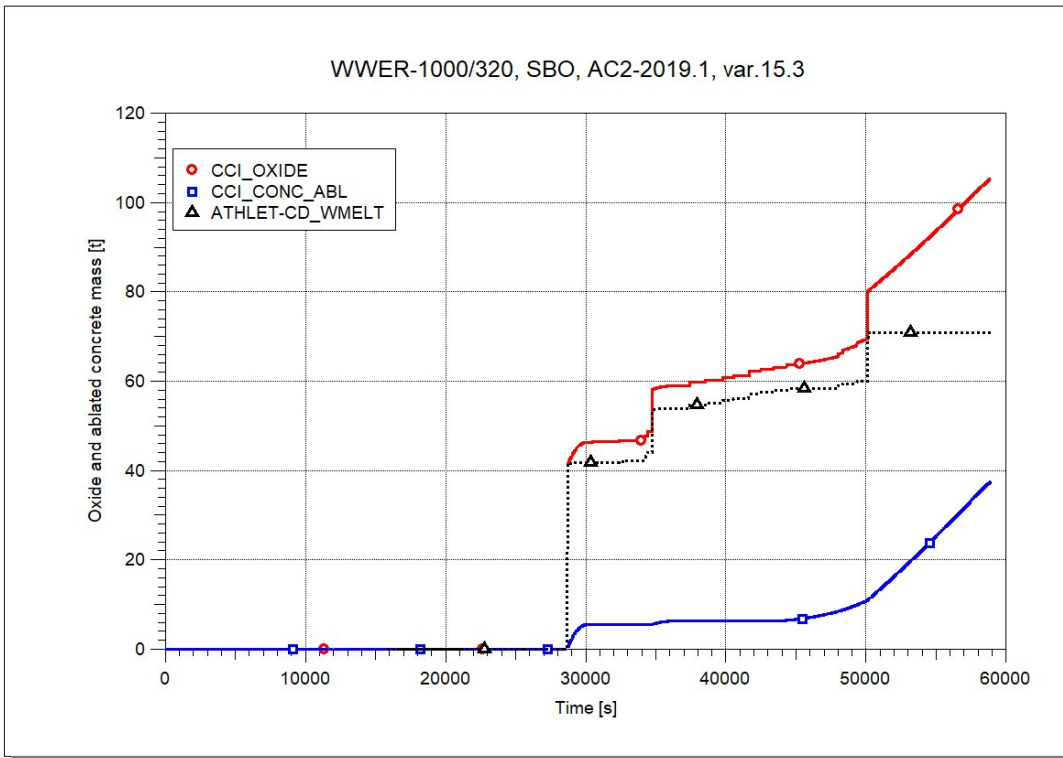
Eine weitere neue Simulationsoption in AC<sup>2</sup> 2019 ist die Übertragung der Kernschmelze nach RDB-Versagen von ATHLET-CD an COCOSYS/CCI. Aus den seitens ATHLET-CD bereitgestellten Daten sind die integral freigesetzte Masse WMELT (Abb. 7.36) sowie die mit der Kernschmelze übertragene Nachzerfallsleistung (Abb. 7.35) dargestellt.

Mit dem Freisetzen der Kernschmelze in die Reaktorgrube beginnt die Schmelze-Beton Wechselwirkung. Die Betonzerstörung erhöht durch Vermischung der Zersetzungsprodukte die Masse der Kernschmelze (Abb. 7.36). Man kann erkennen, dass nicht nur direkt nach RDB Versagen, sondern auch danach noch Schmelze austritt – wobei dies in 3 wesentlichen Portionen erfolgte.

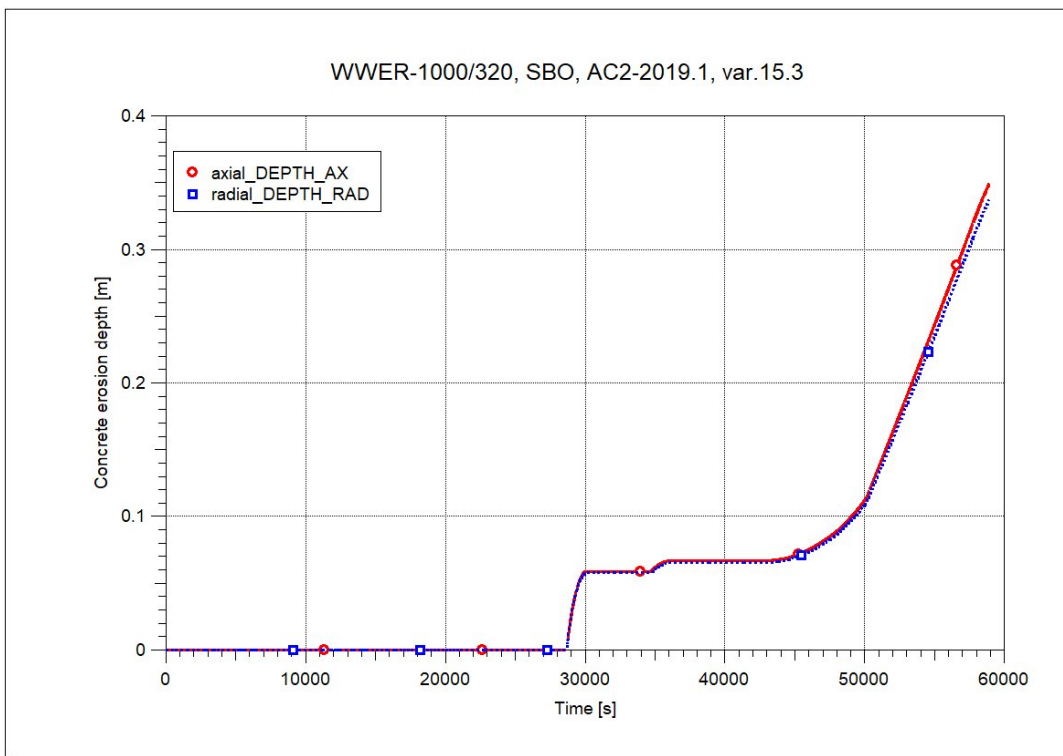
Das Volumen des zerstörten Cavity-Betons entspricht einer maximalen axialen und radialen Zerstörungstiefe von ca. 0,35 m am Ende der Rechnung (Abb. 7.37). Die Ablation des Betons ist in beide Richtungen im Prinzip gleich, da mit der Option einer homogenen Mischung der Schmelze in der Reaktorgrube sowie in alle Richtungen gleichen effektiven Wärmeübergangskoeffizienten gerechnet wurde. Bei Annahme einer weiterhin gleichen axialen Zerstörungsgeschwindigkeit würde damit die 3,5 m dicke Bodenplatte des Containment nach weiteren 19,9 Stunden durchschmelzen, d.h. etwa 36,3 h nach TSA-Eintritt (mögliches Durchschmelzen der Tür der Reaktorgrube ist hier nicht berücksichtigt).



**Abb. 7.35** AC<sup>2</sup>, mit der Schmelze in das Containment ausgetragene Nachzerfallsleistung



**Abb. 7.36** COCOSYS, integrale Masse des zerstörten Betons der Reaktorgrube und entsprechende Erhöhung der Masse der Kernschmelze

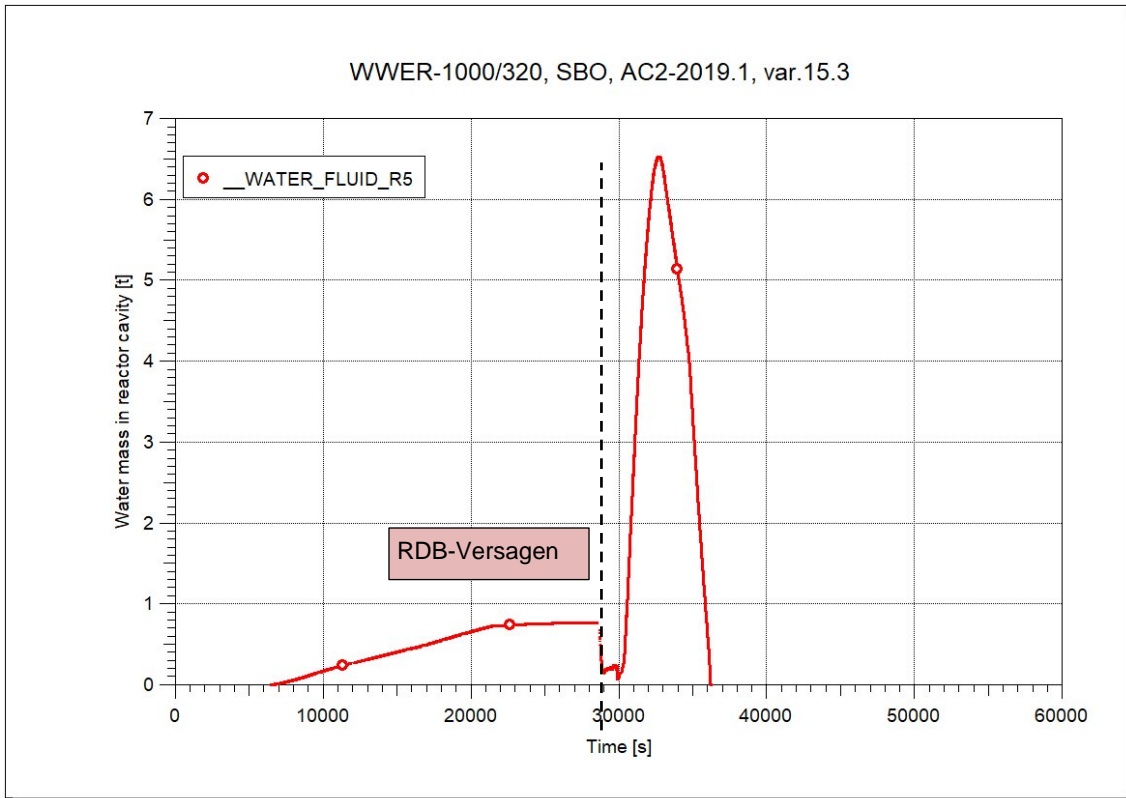


**Abb. 7.37** COCOSYS, Zerstörungstiefe des Betons der Reaktorgrube in axialer und radialer Richtung

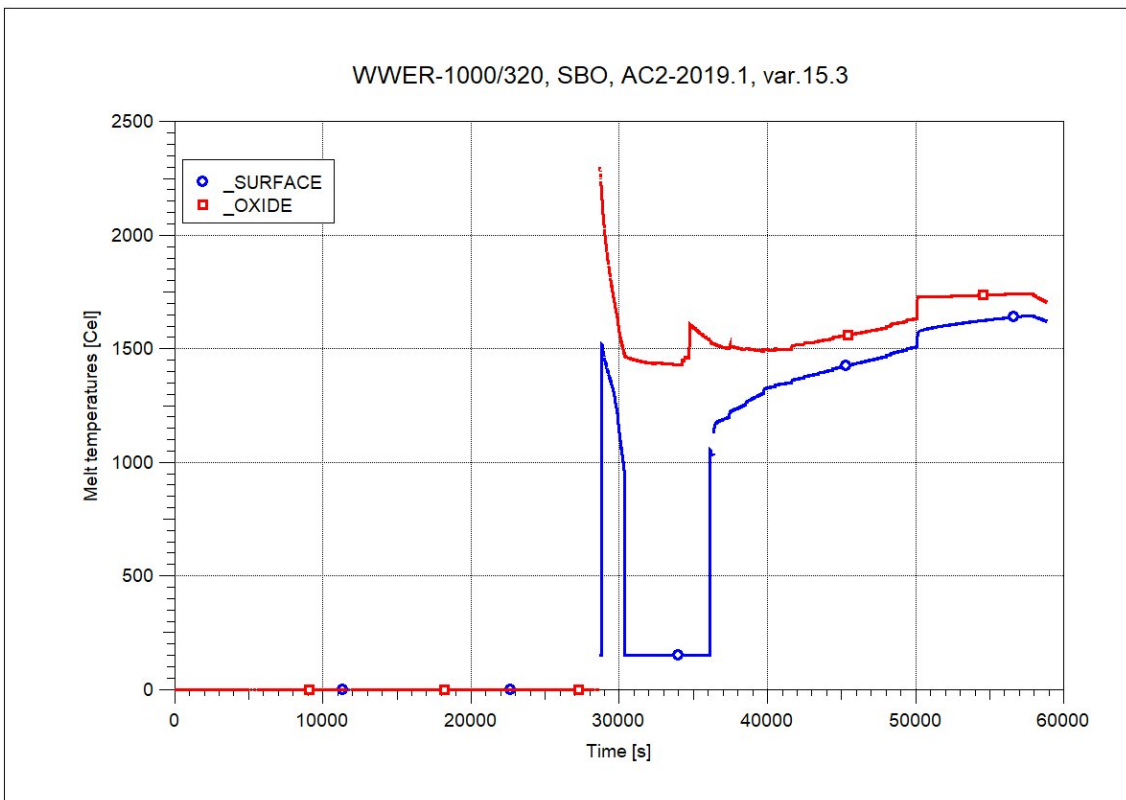
Wie oben bereits diskutiert, hat das nach RDB-Versagen mit aus dem unteren Plenum in die Reaktorgrube austretende Wasser (auf Grund der unvollständigen Kopplung von ATHLET und AIDA) einen wesentlichen Einfluss auf den MCCI-Prozess. Zur Verdeutlichung ist deshalb in Abb. 7.38 die Wassermasse in Zone R5 aufgetragen. Mit dem Druckaufbau im Containment wird dampfhaltige Atmosphäre in R5 gedrückt. Der Dampf kondensiert an den relativ kalten Wandoberflächen, sodass sich ab ca. 6 000 s Wasser ansammelt. Ein Wasserabfluss über eine Drainageverbindung aus der Reaktorgrube ist nicht simuliert; hierzu wären detaillierte Anlageninformationen erforderlich, z.B. aus der wünschenswerten Zusammenarbeit mit SEC NRS Moskau. In CCI wird bei Vorhandensein von Wasser und Schmelze die (Teil-) Überdeckung der Schmelze mit Wasser angenommen. Während nach RDB-Versagen zuerst das Wasser schnell verdampft wird und die Masse abnimmt, übersteigt ab 30 000 s die Zuströmung die Verdampfung, sodass sich im Folgenden bis zu 6,5 t Wasser ansammeln. Nach Verminderung der Freisetzung wird das Wasser dann bis 36 370 s vollständig verdampft und die Schmelze fällt trocken.

Die Kühlung der Schmelze über die Oberfläche ist in Abb. 7.39 sichtbar. Während die Schmelze mit ca. 2 300 °C aus dem Reaktor freigesetzt wird und sich eine Oberflächentemperatur von ca. 1 500 °C einstellt, fallen anschließend beide Temperaturen stark ab. Die Oberflächentemperatur fällt auf die Sättigungstemperatur des Wassers und die der Kernschmelze unter 1527 °C (definierte Beton-Zerstörungstemperatur  $T_{DECO}$  im CCI Input). Dadurch kommt der Prozess der Betonzerstörung zeitweise zum Erliegen (kein Anwachsen der Erosionstiefe - Abb. 7.37). Erst nach Trockenfallen der Schmelze heizt die Nachzerfallsleistung die Schmelze wieder auf und die Betonzerstörung schreitet weiter fort. Im Verlauf der Schmelztemperatur (Kurve "OXIDE" in Abb. 7.39) sind auch die beiden Nachspeisungen von Schmelze aus dem Reaktor bei ca. 35 000 und 50 000 s zu sehen (vergleiche WMELT in Abb. 7.36).

Neben Wasserstoff entsteht hier in der Pilotanalyse beim MCCI auch Kohlenmonoxid, aber kein Kohlendioxid, was eine direkte Folge der angenommenen Betonzusammensetzung ist. Dies verdeutlicht die Bedeutung, die der Verwendung von genauen, anlagenspezifischen Daten bei der Erstellung von Sicherheitsbewertungen zukommt. Die CO-Freisetzung führt zu einer Kohlenmonoxid-Konzentration von bis zu 26 Vol.% in Zone R5.

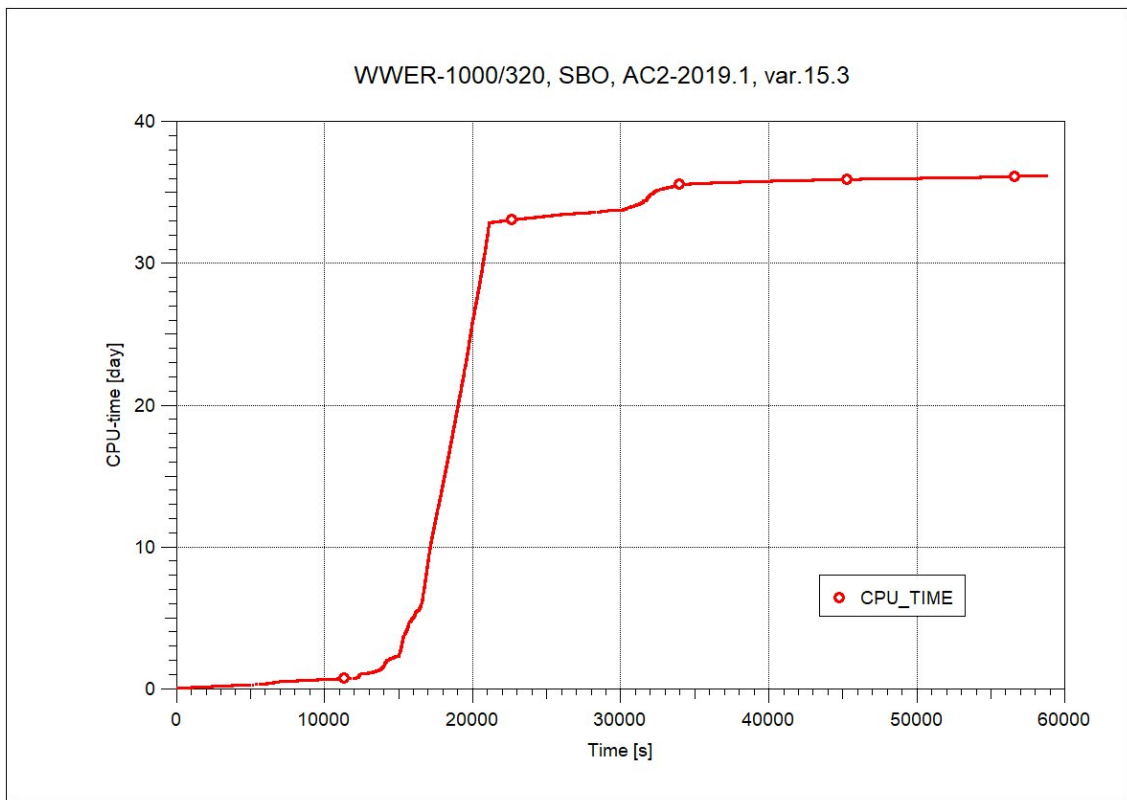


**Abb. 7.38** COCOSYS, Wassermasse in der Reaktorgrube Zone R5



**Abb. 7.39** COCOSYS, Temperaturverlauf der Kernschmelze in der Reaktorgrube inklusive ihrer Oberflächentemperatur

Zum Schluss soll noch ein Blick auf die für die Pilotanalyse benötigte Rechenzeit geworfen werden. Diese ist in Abb. 7.40 aufgetragen. Die Rechnung über 58 900 s benötigte somit auf einem PC mit Intel I7 Prozessor 3,4 GHz unter Windows 10, 64-bit Betriebssystem 36,2 Tage, d.h. etwas mehr als 5 Wochen. In der Abbildung ist ersichtlich, dass die meiste Rechenzeit für die Phase zwischen 15 000 und 21 000 s benötigt wurde (ca. 30 Tage). Dies ist die Phase der Kernzerstörung, wobei sich in ATHLET-CD und hier insbesondere durch ECORE die Integrationsschrittweite signifikant reduziert. Die Parallel-Version von ATHLET oder die Nutzung von NuT wird gegenwärtig zu keiner Beschleunigung führen, da weder ECORE noch SAFT parallelisiert bzw. mit NuT gekoppelt sind. Arbeiten zur Beschleunigung von AC<sup>2</sup> sollten also vor allen dort ansetzen. Der Zeitbedarf für die stationäre Rechnung -1 100 bis 0 s ist vernachlässigbar.



**Abb. 7.40** COCOSYS, benötigte Rechenzeit (CPU-Zeit)

### 7.1.2.5.3 Variantenrechnungen

Im Verlauf des Vorhabens wurden zur Analyse von Ergebnissen, für die Fehlersuche und Datensatzverbesserungen mehr als 50 Varianten mit geänderten Modellparametern und schrittweise vervollständigten Daten durchgeführt, ehe gegen Ende der Projektlaufzeit mit der letzten verfügbaren Programmversion AC<sup>2</sup> 2019.1 RC1 für das ausgewählte

Unfallszenario ein kompletter Simulationslauf durchgeführt werden konnte. Im Rahmen der Variantenrechnungen wurden u.a. alle verfügbaren Zr-Oxidationsmodelle angewendet sowie verschiedene Optionen zur Simulation der Blockade der Strömungskanäle durch Schmelze inklusive der Querströmung zwischen den Kernringen, die nicht zu einem wesentlich anderen Verlauf der Kernzerstörung führten, aber überwiegend mit Programmabbrüchen endeten. Auf die Darstellung von Einzelergebnissen wird hier verzichtet.

Von den berechneten Varianten sind im Folgenden die Ergebnisse zum Einfluss der Nachzerfallsleistung auf das Öffnen der Druckhaltersicherheitsventils sowie die festgestellten Probleme mit Restarts in ATHLET-CD bzw. der Hardware-abhängigkeit der Ergebnisse gezeigt.

Wie oben dargestellt, liegt die mittels OREST/FIPISO ermittelte Nachzerfallsleistung unterhalb der früher verwendeten Tabellenfunktion (POWER#), wodurch in der aktuellen Pilotanalyse das erste Sicherheitsventil erst nach 5 294 s öffnet. Üblicherweise liegt dieser Zeitpunkt früher, z.B. bereits nach etwa 3 000 s (siehe Tab. 7.3).

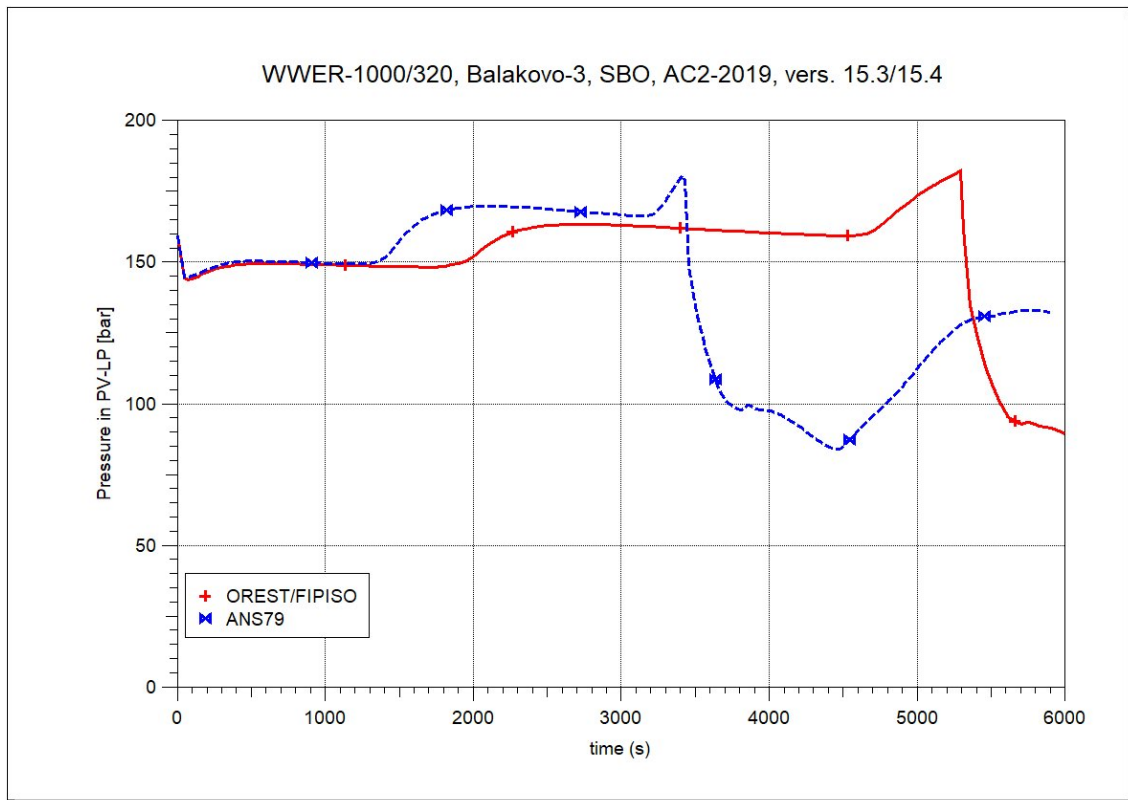
**Tab. 7.3** Vergleich wesentlicher Ergebnisse von vier Codes für ein SBO-Szenario (Hochdruckpfad mit periodischem Öffnen und Schließen eines Druckhaltersicherheitsventils) /ARB 14/

Time, s				Events
ATHLET-CD	RELAP/SCDAP	MELCOR [4]	SOCRAT [5]	
0.0	0.0	0.0	0.0	Unit blackout (postulated event)
1.4	1.4	0.0	n/a	Reactor scram
3.7	5	4	n/a	BRU-A opening
2100	2700	2200	n/a	SG water level equal to 1.0 m
2880	2900	1900	~1700	Control PRZ SV opening
9810	10000	9060	~7440	Start steam-zirconium reaction ( $T_{\text{clad}}=600^{\circ}\text{C}$ )
13900	17280	10720	~8580	Maximum cladding temperature equal to $1200^{\circ}\text{C}$
–	–	20626	~21000	Failure of reactor vessel

Als wesentliche Ursache dafür wird die verwendete Funktion für die Nachzerfallsleistung betrachtet. Um dies abzusichern, erfolgte eine Variantenrechnung mit höherer Nachzerfallsleistung. Als einzige Modifikation wurde dabei der in Abb. 7.30 dargestellte Unterschied in der Leistung zwischen OREST/FIPISO (Kurve COREIDATA) und ANS79 als zusätzliche zeitabhängige Tabelle (POWER#) definiert.



Der Vergleich des in beiden Varianten berechneten Druckes im Kühlkreislauf ist in Abb. 7.41 aufgetragen. Die höhere Nachzerfallsleistung bewirkt ab ca. 1 400 s einen schnelleren Druckanstieg, sodass jetzt das Druckhaltersicherheitsventil (V-P0RV1) bereits nach 3 429,3 s öffnet und damit wesentlich näher an den Zeiten aus (Tab. 7.3). Dies bestätigt den großen Einfluss der Nachzerfallsleistung auf den Öffnungszeitpunkt des ersten Sicherheitsventils.

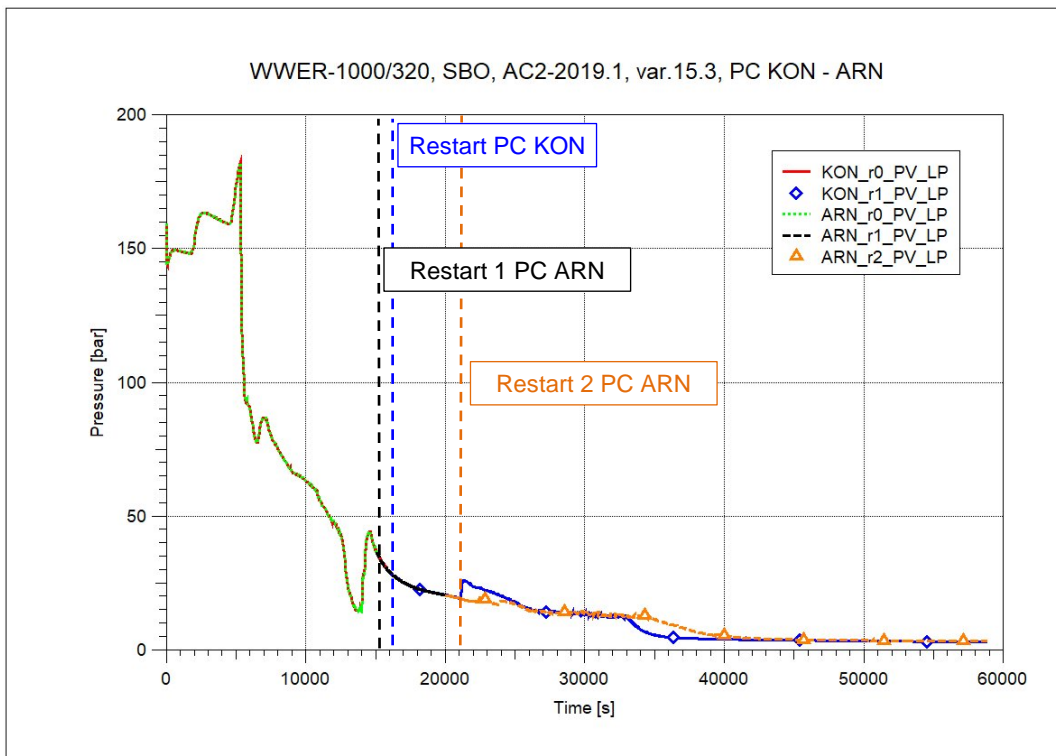


**Abb. 7.41** ATHLET, Variantenrechnung mit erhöhter Nachzerfallsleistung, Druck im unteren Plenum

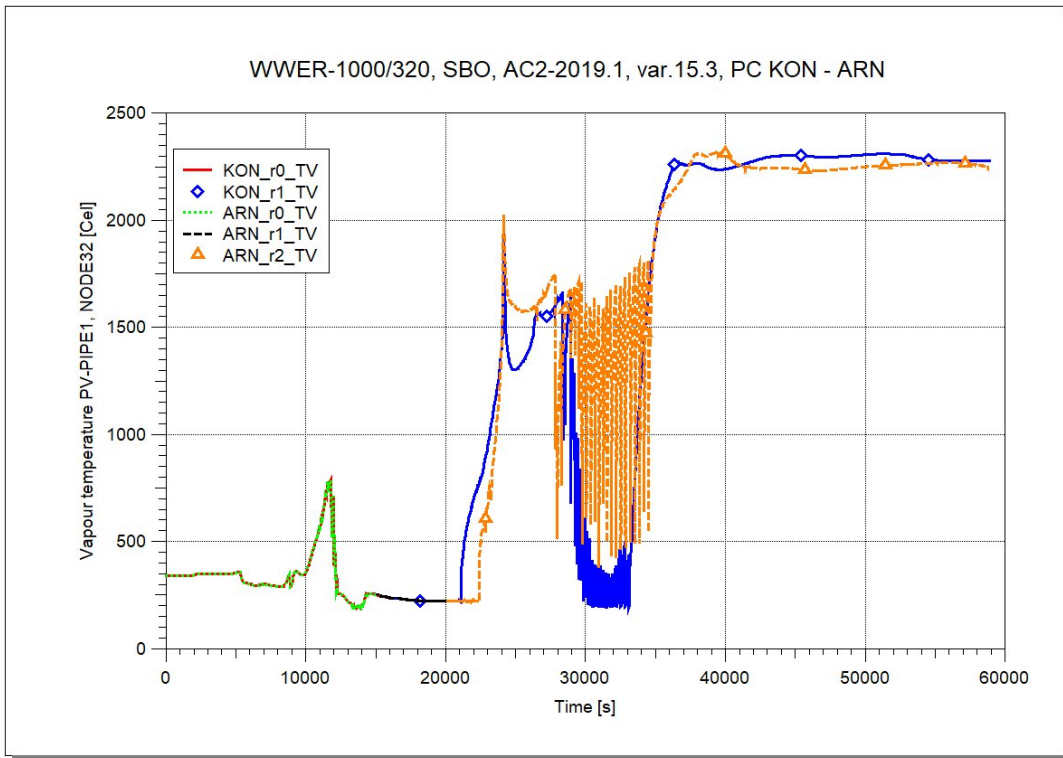
Die Pilotanalyse wurde parallel auf einem zweiten PC gerechnet mit gleichen Executables (AC<sup>2</sup> 2019.1 RC1, bereitgestellt von den Programmentwicklern und nicht selbst kompiliert) sowie identischen Datensätzen. Der zweite PC ist ebenfalls ein Intel I7 Prozessor unter Windows 10, 64-bit Betriebssystem. Auf Grund der langen Rechenzeit waren durch zwangsweisen Neustart für Sicherheitsupdates der verwendeten GRS Arbeitsplatz-PC auf dem Rechner („KON“) ein Restart nach 15 852,8 s sowie auf dem zweiten PC („ARN“) zwei Restarts bei 15 099,6 und 20 059,7 s notwendig. Ohne detaillierte Erklärungen werden ausgewählte Ergebnisse von beiden PC miteinander verglichen. In Abb. 7.42 sind zusätzlich die Restart-Zeitpunkte mit eingetragen. Es ist zu sehen, dass die Ergebnisse insbesondere nach dem

2. Restart auf PC ARN voneinander abweichen sowie eine zweites generelles Auseinanderlaufen nach 33 000 s zu beobachten ist.

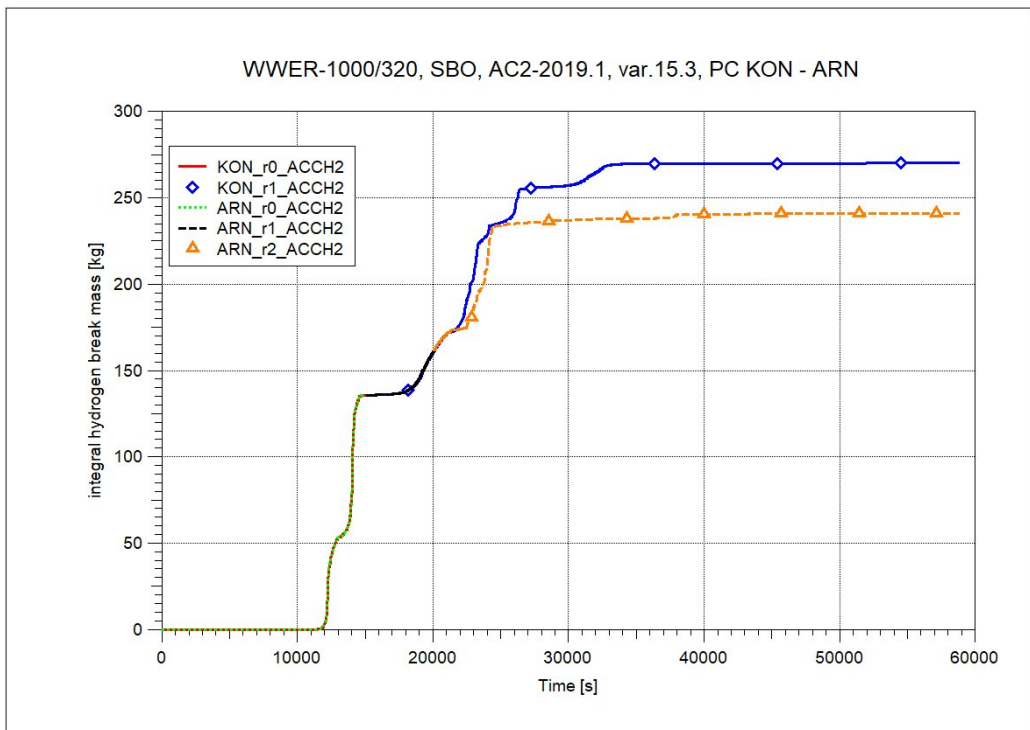
Einerseits zeigt dies numerisch bedingte Unsicherheiten, die entsprechend /ATH 19/ und /NUT 20/ z.B. durch Unsicherheitsanalysen quantifizierbar sind. Andererseits können dadurch von externen Anwendern mitgeteilte Programmabstürze nicht reproduziert und damit von der GRS nicht gelöst werden. Ohne Reproduzierbarkeit der Ergebnisse unter dem gleichen Betriebssystem, aber auf unterschiedlichen PC ist dies nahezu unmöglich. Da im hier gezeigten Beispiel weder mit der OMP-Version von ATHLET gerechnet noch NuT verwendet wurde, kommen diese als Ursachen nicht in Frage. Die Ursachen für die Unterschiede (hier unter Windows 10) sollten weiter untersucht werden.



**Abb. 7.42** AC<sup>2</sup> 2019.1 RC1, Vergleich der Ergebnisse auf zwei PCs, Druck im unteren Plenum



**Abb. 7.43** AC<sup>2</sup> 2019.1 RC1, Vergleich der Ergebnisse auf zwei PCs, Dampftemperatur in PV-PIPE1, Node 32



**Abb. 7.44** AC<sup>2</sup> 2019.1 RC1, Vergleich der Ergebnisse auf zwei PCs, integrale Wasserstofffreisetzung aus dem Kühlkreislauf in das Containment

### 7.1.2.6 Identifizierte Probleme und Verbesserungsvorschläge

Im Verlaufe des Projektes erfolgte eine Vielzahl von Variantenrechnungen zum WWER-1000, bei denen eine Reihe von Problemen identifiziert wurde, die entweder im verwendeten ATHLET-CD- bzw. COCOSYS-Datensatz begründet waren oder aus dem Entwicklungszustand von AC<sup>2</sup> 2019 resultierten. Diese sind in /KON 20/ detailliert aufgelistet und sollten einerseits im Folgevorhaben weiter analysiert und möglichst gelöst und andererseits als vorgeschlagene Modellverbesserungen an die Entwickler von ATHLET-CD und COCOSYS weitergegeben werden.

Die Freigabe der offiziellen Release-Version AC<sup>2</sup>-2019.1 wird für Juli 2020 erwartet. Als erster Schritt sollte deshalb im Folgevorhaben die Pilotanalyse damit wiederholt werden, um zu prüfen, ob einige der unten genannten bzw. bereits in /AC<sup>2</sup> 20/ angegebenen Probleme darin bereits gelöst sind. Von Relevanz sind dabei evtl. dort aufgelistete Korrekturen an der Jakobimatrix-Struktur in ATHLET oder beim Spaltprodukt-Transport und bei der Nachzerfallsleistung in ATHLET-CD.

#### **Störfallszenario:**

Das in der vorliegenden Pilotanalyse unterstellte Unfallszenario liegt zwischen einem typischen Hochdruckpfad und dem gewollten Übergang zum Niederdruckpfad, wie sie z.B. in den SAMG für ukrainische WWER-1000 Anlagen diskutiert werden /ZAP 12/. Es wird vorgeschlagen, im Nachfolgevorhaben das Unfallszenario auf manuelles Öffnen aller 3 Sicherheitsventile als Operatorhandlung frühestens 30 min nach Störfalleintritt zu ändern. Dafür liegen in /ZAP 12/ ausgewählte MELCOR-Ergebnisse zum KKW Saporihsija als Vergleichsdaten zur AC<sup>2</sup> Rechnung vor.

#### **Datensatzverbesserungen:**

- Generelle Optimierung des Datensatzes hinsichtlich des Primärkreis-Nodalisierungsschemas.
- Vergrößerung des Strömungsquerschnitts des TFO PV-LPSOPH entsprechend dem Durchmesser des Ventils PV-LS-V, Anpassung der Leck-Geometrie zwischen PV-LPSOPH und PV-LS-V (Tabelle in CRR1DIN).
- Der mit der Schmelzeverlagerung verbundene Energieeintrag in das Wasser im unteren Plenum des RDB über ein HECU Element wird gegenwärtig als unzureichend betrachtet und ist zu überprüfen/zu justieren.

- Der Dampfdurchsatz durch das Druckhaltersicherheitsventil ist deutlich kleiner als für die Anlagen angegeben (max. 28 kg/s gegenüber 50 kg/s Sattedampf). Das Öffnungsverhalten des Ventils sollte noch einmal überprüft werden.
- Umsortierung der GCSM Signale (im aktuellen ATHLET-Entwicklungsprojekt wird eine Lösung entwickelt).
- Berücksichtigung des Abblasetanks des Druckhalters
- Simulation einer geschichteten Kernschmelze in AIDA und CCI
- Wärmeströme an der RDB-Wand sind in ATHLET und AIDA nicht gekoppelt, bis eine ATHLET-CD – Entwicklung vorliegt, sollte versucht werden die Wärmeströme über GCSM zu koppeln/kontrollieren.
- Sobald es der Stand von COCOSYS/NewAFP es ermöglicht sollte es im Datensatz für die WWER-1000 Pilotanalyse das bisherige AFP Modul ersetzen.
- Berücksichtigung von autokatalytischen passiven Wasserstoffrekombinatoren anhand einer typischer Lösungen in WWER-Anlagen (PAR Typ, Anzahl, Installationsort).
- Falls in zukünftigen Rechnungen erforderlich, sollten Gegenmaßnahmen zur Verhinderung des Containment-Versagens, wie die Installation von Systemen zur gefilterten Druckentlastung (Filtered Containment Venting, FCV) untersucht werden.

#### **Modellverbesserungen (Programme):**

- Die Ursachen für die Abhängigkeit der Ergebnisse von der verwendeten Hardware (hier unter Windows 10) sind zu klären und zu untersuchen.
- Kopplung der RDB-Wandtemperatur zwischen AIDA und ATHLET
- Verbesserung der Restart-Fähigkeit von AIDA
- Keine Simulation der Wasserverdrängung in AIDA/ATHLET durch die verlagerte Schmelze
- Berücksichtigung der nach der Schmelze-Verlagerung zu COCOSYS/CCI im unteren Plenum verbleibenden (geringeren) Nachzerfallsleistung
- Prüfung der Einhaltung der globalen Nachzerfallsleistung in Kern, unterem Plenum, Kreislauf und Containment

- Die von OREST/FIPISO berechnete (best-estimate) Nachzerfallsleistung liegt deutlich unter den üblicherweise in Sicherheitsanalysen verwendeten (konservativen) Leistungskurven, was einen signifikanten Einfluss auf den berechneten Unfallablauf hat. Gegenwärtig wird in AC<sup>2</sup> das OREST/FIPISO Paket durch MOTIVE/VENTINA ersetzt wird, sodass sich nach deren Implementierung eine Vergleichsrechnung zu OREST/FIPISO anbietet.
- Klärung der Unterschiede in den Isotopenraten zwischen den zwei parallelen Druckhaltersicherheitsventilen für Ba sowie der Unterschiede zwischen der SAFT-Freisetzung und der COCOSYS-Einspeisung.
- Erweiterung von CCI – Reduzierung der Nachzerfallsleistung in der Kernschmelze um die an der Oberfläche in der Reaktorgrube freigesetzten Isotope.

### **7.1.3 Zusammenfassung**

Mit der durchgeführten AC<sup>2</sup>-Pilotanalyse konnte unter Berücksichtigung der Kühlkreislauf-Containment-Wechselwirkung zum Ende der Projektlaufzeit für das ausgewählte Unfallszenario eine durchgehende Rechnung über 60 000 Sekunden realisiert werden.

Die in der aktuellen Programmversion AC<sup>2</sup> 2019.1 Version bereitgestellten GCSM-Schnittstellenfunktionen ermöglichte die Modellierung einer massenabhängigen Verlagerungsbedingung für die Kernschmelze von der unteren Kerntrageplatte (ECORE) in das unter Plenum (AIDA), die thermische Kopplung zwischen AIDA und COCOSYS (Wärmeübertrag von der unteren Kalotte des RDB in die Reaktorgrube) sowie nach dem RDB Versagen die Schmelzeübertragung inklusive der enthaltenen Nachzerfallsleistung vom RDB (AIDA) in die Reaktorgrube (COCOSYS CCI).

Von starkem Einfluss auf die Ergebnisse ist die relativ geringe Wärmeübertragung von der Kernschmelze (AIDA) an das Wasser in unteren Plenum (ATHLET) sowie ein zu gering definierter Querschnitt für die Wasser/Dampffreisetzung aus dem RDB nach dessen Durchschmelzen. Die bis zum Ende des Projektes festgestellten Defizite in der Pilotanalyse sowie der dabei identifizierter Verbesserungsbedarf bzgl. des Störfallszenarios, der Datensätze und der AC<sup>2</sup> Modelle sind /KON 20/ im Detail aufgelistet.

Es wird dringend empfohlen, in einem Folgevorhaben die festgestellten Probleme weiter zu bearbeiten und mit Unterstützung der Entwickler und der jeweils neusten AC<sup>2</sup>-Version zu lösen. Die Pilotanalyse für den totalen Stromausfall in einer WWER-1000-Anlage ist

so weit zu verbessern (Lauffähigkeit, Stabilität, Rechengeschwindigkeit, Hardwareabhängigkeit), dass damit realistischere Anlagenrechnungen und Parameterstudien möglich werden. Nur damit wird die GRS in die Lage versetzt, unabhängige und tiefgehende Störfallanalysen durchzuführen und in nationalen oder internationalen Projekten Anlagenbewertungen und -einschätzungen erstellen zu können und dabei konkurrenzfähig zu vergleichbaren Programmen und Institutionen zu bleiben.

## **7.2 Untersuchungen zur Außenkühlung des WWER-1000-Druckbehälters mit ATHLET-CD**

### **7.2.1 Übersicht**

Die Untersuchung der externen Kühlungsmöglichkeit im unteren Bereich des Reaktor-druckbehälters stellt den Schwerpunkt der Analyse in diesem Arbeitspunkt dar.

Am Beispiel des Störfallszenarios Station Blackout wurden die Auswirkungen und der Einfluss einer externen Kühlung auf den weiteren Störfallverlauf untersucht, d.h. die Möglichkeiten für eine zeitliche Verzögerung bzw. Verhinderung des RDB-Integritätsverlustes.

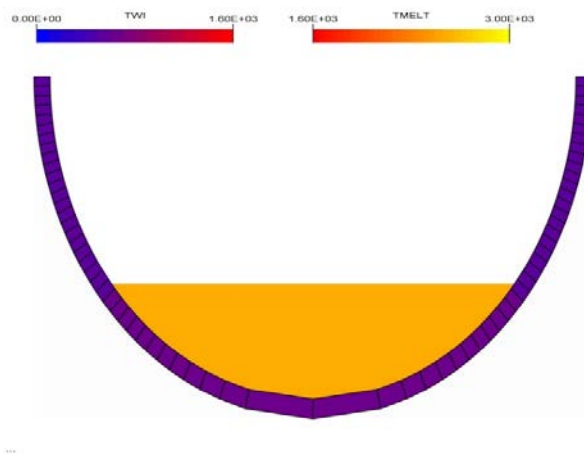
Die ab der AC<sup>2</sup>-Version 2019 implementierten Modellerweiterungen des ATHLET-CD Moduls AIDA eröffnet verbesserte Untersuchungsmöglichkeiten für die wesentlichen physikalischen Vorgänge, die sich durch die Wechselwirkung der verlagerten Kernschmelze mit der RDB-Innenwand als auch durch Wärmeleitungsphänomen mit einem äußeren Kühlmittel (Wasser / Luft) ergeben.

### **7.2.2 Durchgeführte Arbeiten**

Für die durchgeführte Untersuchung /KOE 20/ wurden, auf Grundlage der aktualisierten ATHLET/ATHLET-CD und COCOSYS Datensätze (vgl. auch Abschnitt 7.1.2.3) für eine generische WWER-1000/W320 Anlage, zwei Simulationsszenarien (A, B) erarbeitet, die von dem gleichen Störfallszenario ausgehen, d.h. dem Totalausfall der Stromversorgung (Station Blackout) in Kombination mit der Versagensannahme für das erste Druckhaltesicherheitsventil, dass nach erstmaligem Öffnen und sich einstellender Druckabsenkung im Primärkreis nicht wieder automatisch verschlossen wird.

Für beide Simulationsszenarien (A, B) folgt, aufgrund des Ausfalls der wesentlichen Kühl- und Notkühlsysteme, dass ausschließlich passive Systeme (Akkumulatoren-Einspeisung nach Unterschreiten des Einspeisedrucks) im Primärkreis wirksam werden die aber den Eintritt der Kernzerstörung und der Kernschmelze-Verlagerung in das untere Plenum nicht verhindern können.

Bis zum Zeitpunkt der Kernschmelze-Verlagerung in das untere Plenum können beide Simulationsszenarien (A, B) als quasi identisch betrachtet werden (Abb. 7.45), durchlaufen jedoch nach diesem Zeitpunkt unterschiedliche Ereignispfade.



**Abb. 7.45** Ausgangssituation für Szenario A und B: Kernschmelze-Verlagerung in das untere Plenum (Zeitpunkt 15090 s nach Station Blackout)

Im Weiteren wurde das Szenario A als Standardfall betrachtet, da bei diesem Szenario ausschließliche von einer konvektiven, äußeren Luftkühlung der RDB-Kalotte mit einen Wärmeleitwert von  $100 \left[ \frac{W}{K m^2} \right]$  ausgegangen wurde.

Für das Szenario B wurde der Fall der äußeren Wasserkühlung (Massendurchsatz  $5 \left[ \frac{kg}{s} \right]$ , Wärmeleitwert  $1000 \left[ \frac{W}{K m^2} \right]$  zwischen RDB-Kalotten-Wand und Wasserkühlung) betrachtet.

#### Die Analyseergebnisse für Szenario A und B zeigen:

- Beim Standardszenario A erfolgte der Abriss der unteren Kalotte ca. 9.000 Sekunden nach Schmelze-Verlagerung in das untere Plenum
- Die äußere Wasserkühlung bei Szenario B hat einen direkten Einfluss auf die Schmelze-Krusten-Struktur im Inneren des unteren Plenums. Bei diesem Szenario ist eine Absenkung der Krustentemperatur, eine größere Krustendicke und ein



höheres Krustenvolumen zu beobachten. Aufgrund niedriger Wärmeleitfähigkeitswerte der verfestigten (Kruste) gegenüber flüssiger Schmelze wird der effektive Wärmeeintrag in die RDB-Wand durch diesen Vorgang verringert und trägt zur Stabilisierung der Integrität bei. Die Ergebnisse zeigen ebenfalls eine um ca. 1 200° K geringere Kalotten-Innenwandtemperatur für Szenario B.

- Durch die äußere Wasserkühlung lassen sich Werte für die zentrale RDB-Wandtemperatur im Bereich der unteren Kalotte unterhalb der Schmelztemperatur des untersuchten Stahltyps SA 533 B1 bestimmen, so dass plastische Verformungsvorgänge der RDB-Wand aufgrund thermischer Wechselwirkung zwischen Schmelze und unterer Kalotte als unwahrscheinlich betrachtet werden können.
- Der Versagenszeitpunkt, d.h. der Abriss der unteren Kalotte kann effektiv durch eine äußere Wandkühlung verzögert bzw. unterbunden werden. In der durchgeführten Analyse konnte für Szenario B keine kritische Veränderung der RDB-Stabilität über einen Zeitraum von 15.000 Sekunden nach Schmelze-Verlagerung beobachtet werden. Es ist davon auszugehen, dass auch für größere Simulationszeiträume, bei gleichzeitig beibehaltener Außenwandkühlung die RDB-Stabilität über diesen Zeitpunkt hinaus erhalten bleibt.

### **Zusammenfassung und Ausblick**

Die Studie deutet darauf hin, dass durch Implementierung einer externen Wasserkühlung des RDB mit einem Massendurchsatz von  $5 \left[ \frac{kg}{s} \right]$  ein Versagen des RDB verhindert werden könnte. Es muss allerdings hervorgehoben werden, dass die anlagentechnischen und baulichen Voraussetzungen im Rahmen dieser Studie nicht geprüft wurden. Die Voraussetzungen für die nachträgliche Integration eines solchen Systems in eine bestehende Anlage von Reaktortyp WWER-1000/W-320 stellen eine Herausforderung dar, sollten aber unter dem Gesichtspunkt der Strategie zur Mitigation schwerer Reaktorunfälle, d.h. Risikominimierung für RDB-Versagen, Verhinderung des Schmelze-Austrags und Minimierung der Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte in das Containment, überprüft werden. Durch die Maßnahme der Schmelze-Rückhaltung im Behälter aufgrund äußerer Behälterkühlung (*in-vessel retention by ex-vessel cooling, IVR*) lässt der fortschreitende Zerstörungsvorgang durch Stabilisierung der Schmelze im Inneren des unteren Plenums durch externe Wärmeabfuhr in das Containment unterbinden.

Bei den durchgeführten Simulationen A und B wurde noch keine vollständige Ankopplung des Containment-Programms im Bereich der Reaktorgrube durchgeführt. Im Rahmen von nachgelagerten Untersuchungen zum sicherheitstechnisch relevanten System

der externen Wasserkühlung ist bei der Modellierung der AC<sup>2</sup>-Datensätze die resultierende Wechselwirkung mit dem Containment zukünftig zu berücksichtigen. Weiterhin sollte eine Intensivierung der Zusammenarbeit mit der ukrainischen TSO SSTC NRS und dem Kurtschatow-Institut zu dieser Fragestellung angestrebt werden, da beide Organisationen wesentliche Wissensträger für WWER-Anlagen sind und durch bereitgestellte Informationen wichtige Randbedingungen für eine adäquate Modellierung der WWER-1000-Reaktoranlage liefern können.



## **8 Untersuchungen zu Sicherheitsstrategien bei neuen Reaktorkonzepten (AP 8)**

Im AP 8 wurden übergreifende Themen mit Bezug zu neuen Reaktoren und allgemeine technologische kerntechnische Entwicklungen bearbeitet. Im Vorhaben wurden drei technische Notizen zu den Themen

- Umsetzung gestaffeltes Sicherheitskonzept bei neuen Reaktoren /KLE 20c/,
- Vertiefte Untersuchung von alternativen Brennstoffkonzepten /BEC 19/ und
- Verfolgung des Standes von W&T bei Strategien zu Schmelzerückhaltung /EIS 20b/

verfasst. Im Folgenden werden Zusammenfassungen dieser technischen Berichte gegeben. Die technischen Berichte selbst beinhalten neben ausführlicheren Informationen auch Auflistungen der relevanten Referenzen.

### **8.1 Vertiefte Untersuchung zur Umsetzung des gestaffelten Sicherheitskonzeptes bei neuen Reaktoren**

Das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen (Defense in Depth, DiD) gilt national und international als grundlegendes Sicherheitskonzept zur Prävention und Mitigation von Störfällen und Unfällen in Kernreaktoren. Es bildet daher die Grundlage der Auslegung von bestehenden Anlagen als auch neuen Reaktorkonzepten. Grundlegende Anforderungen zur Implementierung des gestaffelten Sicherheitsebenenkonzepts für neue Reaktoren finden sich z.B. im IAEA Safety Standard No. SSR-2/1 und in den „WENRA Safety Objectives for New NPP“, welche in diesem Bericht als Grundlage verwendet werden. Das Prinzip des gestaffelten Sicherheitsebenenkonzepts findet in vielen Bereichen Anwendung. So gilt dieses Konzept z.B. auch in den Bereichen Organisation und Anlagensicherung in kerntechnischen Anlagen. Dieser Bericht beschränkt sich aber im Wesentlichen auf die Thematik zu angenommenen Stör- und Unfällen in solchen Anlagen. Teilweise wird auf besondere Aspekte in Bezug auf die digitale Leittechnik eingegangen.

Im Rahmen des Vorhabens wurde ein spezifischer technischer Bericht zur Umsetzung des gestaffelten Sicherheitskonzeptes bei neuen Reaktoren verfasst.

Hierzu wurde zunächst in der technischen Notiz auf die Definition und Interpretation des gestaffelten Sicherheitsebenenkonzepts eingegangen. Dabei wurde zunächst die

geschichtliche Entwicklung des Konzeptes kurz dargestellt. Danach wurden seine Definition und die Anforderungen an die Sicherheitssysteme aus dem oben genannten IAEA und WENRA Berichten erläutert. Die in den einzelnen Ländern verwendeten Regelwerke verweisen zwar auf diese beiden Berichte, dennoch gibt es länderspezifische Unterschiede. Es wurden die Regelwerke aus Deutschland (zum Vergleich), Großbritannien, den USA und China hinsichtlich des gestaffelten Sicherheitsebenenkonzepts dargestellt. Anschließend wurden Methoden zur Bewertung der Umsetzung des Konzeptes erläutert, sowie regelwerksspezifische Fragestellungen aufgezeigt. Diese treten insbesondere bei neuen Reaktorkonzepten mit teils sehr geringen Leistungen – sogenannte „Small Modular Reactors“ (SMR) - und mit einer verstärkten Verwendung von inhärent sicheren sowie passiven Systemen auf. Weil die existierenden Regelwerke im Wesentlichen für leistungsstarke Leichtwasserreaktoren erstellt wurden, stellt sich die Frage, inwieweit die verwendeten Regelwerke und somit auch Anforderungen zum Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen auch für innovative Reaktorkonzepte anwendbar sind. Hierzu wurden unter anderem die Ergebnisse der IAEA Small Reactor Regulators Group betrachtet. Dabei wurden die Themen in Bezug auf die Notwendigkeit aller Sicherheitsebenen sowie die Unabhängigkeit zwischen den Sicherheitsebenen diskutiert.

Beim Vergleich der länderspezifischen Regelwerke, werden Unterschiede im Verständnis des Defence-in-Depth Konzepts sichtbar. In den deutschen Sicherheitsanforderungen wird die Sicherheitsebene 4 in drei Unterebenen eingeteilt. Insgesamt entspricht es, insbesondere im Hinblick auf die Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen für verschiedene Systeme, den internationalen Anforderungen der IAEA und WENRA. Ähnliches gilt für das chinesische Regelwerk HAF102, welches mehr oder weniger eine Übersetzung des IAEA SSR-2/1 Berichts ist. Auch hier wird die Unabhängigkeit der den Ebenen 3 und 4 zugeordneten Sicherheitssystemen, soweit dieses praktisch möglich ist, verlangt. Das britische Regelwerk fordert ebenso die fünf Sicherheitsebenen, stellt allerdings etwas geringere Forderungen an die Unabhängigkeit der Systeme. Deutliche Unterschiede zu IAEA/WENRA gibt es beim US-amerikanischen Regelwerk. Dies gilt sowohl für die Anzahl und der Definition der Sicherheitsebenen als auch beim Verständnis von redundanten Sicherheitssystemen als ein Bestandteil des DiD. Ferner ist das Regelwerk gegenüber innovativen und passiven Systemen deutlich flexibler. Bei entsprechenden Nachweisen sind Abhängigkeiten von Sicherheitssystemen als auch ein Fehlen von Sicherheitsebenen im Prinzip zulässig.

Zur Bewertung der Umsetzung des Defence-in-Depth in einem Reaktorkonzept gibt es qualitative Methoden als auch probabilistische Methoden. International werden

probabilistische Methoden als zusätzliche Methode neben den deterministischen Analysen zur Bewertung des DiD einer Anlage gesehen. Im EU-Projekt ASAMPISA wird zwar festgestellt, dass die PSA-Methode im Grundsatz zur quantitativen Bewertung der Umsetzung eines DiD Konzepts verwendbar ist, allerdings aber ein zusätzlicher Aufwand insbesondere für die Darstellung der Sicherheitsebenen 1 und 2 notwendig ist. In den USA wird das Risk-Informed-Decision-Making favorisiert. RG-1.174 beschreibt dabei das Vorgehen für anlagenspezifische Änderungen des Designs in Bezug auf regulatorische Vorgaben. In den IAEA/WENRA Vorgaben werden dagegen mehrere Sicherheitsebenen gerade deshalb eingeführt, um Unsicherheiten als auch unbekannte Phänomene sowie extreme innere und äußere Einwirkungen abzudecken. Ebenso ist bei PSAs die Vollständigkeit der betrachteten Szenarien nicht gewährleistet. Insofern ist eine vorwiegende oder ausschließliche probabilistische Vorgehensweise nicht ausreichend.

Insbesondere bei sogenannten SMRs wird versucht durch inhärente Systemeigenschaften sowie passiven Systemen die Sicherheit der Anlage zu verbessern. Im SMR Regulator's Forum wurden die regulatorischen Anforderungen diskutiert. Ähnliches gilt für die OECD CNRA Arbeitsgruppe WGSAR („Working Group on the Safety of Advanced Reactor Designs“). Beide Gruppen favorisieren eine ausgewogene Balance zwischen passiven und aktiven Systemen, da auch passive Systeme mit Unsicherheiten behaftet sind und demnach „ausfallen“ können. Auch hier weist das US-amerikanische Regelwerk deutliche Unterschiede auf, wie ein Vergleich, der im Regulatory Guide 1.232 dargestellten ARDC und GDC, zeigt.

In einem weiteren Kapitel des Berichts wurden verschiedene Reaktorkonzepte beispielhaft untersucht, wobei sowohl leistungsstarke Leichtwasserreaktoren als auch Small Modular Reaktoren verschiedener Bauarten betrachtet wurden. Die Umsetzung des Sicherheitsebenenkonzept bei den folgenden Reaktorkonzepten wurde vertieft untersucht:

- Hualong One / HPR1000
- AP1000
- NuScale
- HTR-PM

Im Rahmen dieser Arbeiten wurden für die dargestellten Reaktorkonzepte die allgemeine Umsetzung des gestaffelten Sicherheitsebenenkonzepts sowie die Sicherstellung der Unabhängigkeit der einzelnen Ebenen analysiert. Hierbei wurden auch Aspekte wie die Diversität von Systemen und Komponenten als auch funktionale Unabhängigkeit

sowie räumliche Trennung berücksichtigt. Ebenso wurde auf regelwerksspezifische Fragestellungen eingegangen.

Als Vertreter für einen typischen modernen leistungsstarken Leichtwasserreaktors wurde der chinesische HPR1000 ausgewählt. Das amerikanische AP1000 Konzept mit der gleichen Leistung verwendet dagegen weitgehend passive Systeme, um Stör- und Unfälle zu beherrschen. Weiterhin werden zu Beginn des Störfalls, falls möglich nicht-sicherheitsrelevante oder betriebliche Systeme zur Störfallbeherrschung eingesetzt. Hierdurch entstehen besondere regulatorische Anforderungen. Als Vertreter eines Small-Modular Leichtwasserreaktors wurde das amerikanische NuScale Konzept ausgewählt. Auch hier werden weitgehend passive Sicherheitssysteme verwendet. Sehr unterschiedlich hierzu ist der chinesische gasgekühlte Hochtemperaturreaktor HTR-PM. Durch die inhärente Konzeption ist eine Kernschmelze praktisch ausgeschlossen. Zusätzlich wird statt eines Containments ein nicht-druckfestes Confinement verwendet.

Ein Überblick zur jeweiligen Umsetzung des Konzeptes der gestaffelten Sicherheitsebenen wird in Tab. 8.1 dargestellt. Die Unterschiede werden im Folgenden weitergehend erläutert.

### **Aktive vs. passive Systeme**

In dem HPR1000 Konzept werden zur Beherrschung von Störfällen, wie bei einem klassischen LWR, primär aktive Systeme verwendet. Hierzu zählt zum Beispiel die Sicherheitseinspeisung. Für auslegungsüberschreitende Szenarien kommen vermehrt diverse passive Systeme zum Einsatz. Bei einem AP1000 basiert das Sicherheitskonzept auf passiven Systemen. Aktive Systeme sind daher im Grunde nicht sicherheitsrelevant und daher entsprechend niedriger klassifiziert. Dennoch werden diese sofern möglich primär eingesetzt. Dies führt möglicherweise zu Wechselwirkungen mit der passiven Funktion der Sicherheitssysteme. Daher werden sogenannte RTNSS Anforderungen an diese Systeme gestellt. Die Sicherheit im NuScale Konzept basiert ebenfalls auf passiven Systemen. Im Unterschied zum AP1000 werden betriebliche Systeme nur als zusätzliche Maßnahme (Ebene 4) eingesetzt, falls die passiven Systeme versagen. Der HTR-PM nutzt die inhärenten Eigenschaften des Kerns und der passiven Wärmeabfuhr über das RCCS. Ausnahme ist hier das aktive sicherheitsrelevante Ventilationssystem, um den Unterdruck im Confinement, soweit möglich, zu erzeugen.

## **Redundanzen**

Der HPR1000 ist im Grundsatz dreisträngig mit 3x100 % ausgelegt. Einzelne der Sicherheitsebene 4 zugeordneten Systeme sind zweisträngig ausgelegt. Die einzelnen Redundanzen sind weitgehend auch räumlich getrennt. Der AP1000 ist eine 2-loop Anlage. Auch ist eine Vermaschung der einzelnen Redundanzen gegeben. Die passiven Systeme sind im Grundsatz zweisträngig ausgelegt. Einzelne Ventile sind dreifach vorhanden. Ein Modul eines HTR-PM ist im Grundsatz einsträngig ausgelegt. Einzelne Systeme, wie zum Beispiel das An- und Abfahrssystem, werden geteilt. Aktive betriebliche Systeme (z. B. Speisewasserpumpen) sind doppelt vorhanden.

## **Zuordnung der Systeme und Unabhängigkeit der Systeme**

Das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen verlangt eine, soweit möglich, klare Zuordnung der Systeme zu den Sicherheitsebenen, um, soweit möglich, eine Unabhängigkeit zwischen diesen Systemen sicherzustellen. Bei einem HPR1000 ist diese Zuordnung gegeben. Allerdings ist die Trennung dieser Zuordnung entweder zwischen den Ebenen 3b und 4 oder zwischen 3a und 3b. In den ursprünglichen GDA Dokumenten zum AP1000 wurde eine Zuordnung der Systeme zu den Sicherheitsebenen dargestellt. In den aktuellen Versionen wird diese aber nicht mehr durchgeführt. Diese ist auch nur begrenzt möglich. Beim NuScale ist eine Zuordnung nur noch begrenzt möglich und beim HTR-PM nicht mehr.

## **Umsetzung des gestaffelten Sicherheitsebenenkonzepts**

Für den HPR1000 ist die klare Umsetzung dieses Konzeptes zu erkennen. Hinsichtlich des AP1000 ist zu beachten, dass das Verständnis des DiD etwas unterschiedlich zu der Definition bei IAEA und WENRA ist. Hier werden zusätzliche redundante oder diverse Sicherheitssysteme oder auch zum Teil betriebliche Systeme für die gleiche Sicherheitsebene ebenfalls als DiD bezeichnet. Zu nennen sind hier die Systeme mit DiD-Funktion. Ebenso gibt es im US Regelwerk zusätzliche Anforderungen für nicht-sicherheitsrelevante Systeme, welche aber bei Störfällen vorrangig eingesetzt werden (RTNSS-Anforderungen). Aufgrund der niedrigeren Reaktorleistung ist beim NuScale und HTR-PM die Gefahr einer Kernschmelze naturgemäß geringer. Somit wird in den Sicherheitskonzepten die Ebene 4 nicht separat betrachtet und daher gibt es keine Zuordnung der Sicherheitssysteme zu dieser Ebene. Allerdings werden bei den Sicherheitsanalysen für NuScale Zustände mit Kernschmelze angenommen und die Auswirkungen diskutiert. Eine Betrachtung in Bezug auf RTNSS Anforderungen ist bei NuScale



nicht notwendig, da die betrieblichen Systeme nur als zusätzliche Notmaßnahme eingesetzt werden. Bei einem HTR-Konzept kann eine Kernschmelze wie bei einem LWR nicht auftreten. Somit ist auch die Auslegung einer solchen Anlage unterschiedlich und die Ebene 4 wird sozusagen nicht mehr „betrachtet“<sup>3</sup>. Diskutiert wird die Verwendung eines Confinements. Dies entspricht im Grunde nicht den Anforderungen aus den Sicherheitsrichtlinien.

**Tab. 8.1** Vergleich zur Umsetzung des Sicherheitsebenenkonzepts

	<b>HPR1000</b>	<b>AP1000</b>	<b>NUSCALE</b>	<b>HTR-PM</b>
Aktiv/passiv Systeme	Primär aktive Systeme + zusätzliche passive Systeme für Ebene 4	Primär passive Systeme + nicht sicherheitsrelevante aktive Systeme	Primär passive Systeme + betriebliche aktive Systeme	Passive Systeme + inhärentes Verhalten
Redundanzen	Dreisträngig/zweisträngig Trennung der Redundanzen	Zweisträngig Stärkere Vermaschung	Zweisträngig	Einsträngig  Aktive betriebliche Systeme zweisträngig
Zuordnung der Systeme	Klare Zuordnung	Zuordnung noch möglich in aktuellen GDA Dokumenten nicht mehr beschrieben	Nur begrenzt möglich	Keine Zuordnung
Unabhängigkeit der Ebenen 3 und 4	Trennung zwischen 3b/4 bzw. 3a/3b	Sehr eingeschränkt	keine	keine
Umsetzung DiD	Klares DiD Konzept	Unterschiedliches Verständnis des DiD Systeme mit DiD Funktion RTNSS Anforderungen	Keine RTNSS Betrachtung notwendig	Verständnis von DEC's unterscheidet sich von LWR (Kernzerstörung) Keine „Betrachtung“ der Ebene 4 Verwendung eines Confinements

Für innovative Reaktorkonzepte relevante regulatorische Fragestellungen werden auch in der OECD CNRA Arbeitsgruppe WGSAR diskutiert. In den dort erstellten Berichten wird auch die Umsetzung des Konzeptes der gestaffelten Sicherheitsebenen diskutiert. Auch seitens des IAEA SMR Regulator's Forums wird für einen SMR gefordert, dass trotz der teils erheblichen Unterschiede zwischen SMR-Konzepten und typischen

<sup>3</sup> Da eine Kernschmelze nicht auftritt, werden in den Sicherheitsanalysen die Wahrscheinlichkeiten für Spaltproduktfreisetzungen als Kriterium herangezogen.

leistungsstarken LWR-Konzepten, die Anforderungen an eine SMR-Anlage auf Basis der Anforderungen für leistungsstarke LWRs beruhen. Dazu gehört auch die Anwendung eines gestaffelten Sicherheitsebenenkonzepts. Weiterhin wird erwartet, dass trotz der sicherheitstechnischen Verbesserungen in Bezug auf die beiden ersten Ebenen (z.B. Verbesserung der inhärenten Sicherheit des Kerns), die Effektivität der Auslegung der Sicherheitssysteme zur Mitigation der angenommenen Auslegungsstörfälle (DBAs) auf der Sicherheitsebene 3 und den Einrichtungen zur Verminderung der Konsequenzen von schweren Störfällen (DECs) auf der Sicherheitsebene 4 aufgezeigt wird. Unabhängig von den erzielten sicherheitstechnischen Verbesserungen sollen Maßnahmen zum anlagenexternen Notfallschutz (Ebene 5) implementiert werden, um auf unerwartete Vorkommisse reagieren zu können. Das Konzept des praktischen Ausschlusses (practical elimination) darf nicht zum vollständigen Verzicht einer Sicherheitsebene missbraucht werden.

## **8.2 Vertiefte Untersuchung von alternativen Brennstoffkonzepten**

Kennzeichen der gegenwärtig weltweit in Leichtwasserreaktoren (LWR) eingesetzten Brennelemente ist ein monolithischer, keramischer Brennstoff bestehend aus  $\text{UO}_2$ - bzw.  $\text{PuO}_2$  in Tablettenform, der von einem Hüllrohr auf Zirkoniumbasis umgeben wird. Dieses Brennstoff-Hüllrohr-System wurde über Jahrzehnte aufgrund neuer Erkenntnisse in Forschung und Entwicklung (FuE), gestiegenen betrieblichen Anforderungen sowie Impulsen aus der Betriebserfahrung schrittweise optimiert. Wichtige Ziele, die hierbei verfolgt wurden, waren die Erhöhung der Zuverlässigkeit der BE, höhere Entladeabbrände zur Minimierung des nuklearen Abfalls sowie höhere Leistungsdichten als Voraussetzung für angestrebte Leistungserhöhungen. Neben einer Optimierung der gegenwärtig eingesetzten Brennelemente wird international auch die Entwicklung neuartiger Konzepte vorangetrieben. Hierzu zählen Entwicklungen im Bereich des eigentlichen Brennstoffs wie z.B. die Dotierung von  $\text{UO}_2$  Brennstoff oder die Verwendung von auf Nitrid basierendem Brennstoff. Darüber hinaus finden Entwicklungen im Bereich des Hüllrohrwerkstoffes statt. In den letzten Jahren wird zudem verstärkt die Entwicklung von sogenanntem Accident Tolerant Fuel (ATF) verfolgt. Dieser soll unter anderem verbesserte Eigenschaften unter Störfallbedingungen aufweisen.

Im Bereich des Brennstoffs ist insbesondere die Entwicklung von Carbiden und Nitriden als Ersatz für Oxide weit fortgeschritten. Vorteil dieser neuartigen Kernbrennstoffe ist sowohl eine deutlich höhere Brennstoffdichte als auch eine höhere Wärmeleitfähigkeit.

Dagegen fallen andere relevante Eigenschaften wie z. B. das Schmelzen oder die Schmelztemperatur im Vergleich zu den Oxiden ungünstiger aus. Der Einsatz dieser Kernbrennstoffe wurde bereits in Pilotversuchen getestet. Informationen zu den physikalischen Eigenschaften und zum Verhalten während des Einsatzes sind deutlich umfangreicher im Vergleich zu anderen neuartigen Brennstoffformen.

Im Bereich des Accident Tolerant Fuel (ATF) werden derzeit international zahlreiche Forschungs- und Entwicklungsprogramme von Unternehmen und Forschungsinstitutionen zur Entwicklung und Erprobung von ATF vorangetrieben. ATF-Konzepte lassen sich zwischen evolutionären und revolutionären Konzepten unterscheiden. Die evolutionären Konzepte setzen auf eine Weiterentwicklung von herkömmlichem  $\text{UO}_2$ -Brennstoff durch Dotierung der Brennstofftableten, Beschichtung des Hüllrohrs und/oder der Wahl einer anderen Legierung als Hüllrohrwerkstoff. Revolutionäre Konzepte sehen eine Verwendung von neuartigen Werkstoffen für Brennstoff und Hüllrohr vor.

Die Entwicklung von evolutionären ATF-Konzepten ist bereits weit vorangeschritten. Erste Brennelemente wurden versuchsweise in Leistungsreaktoren eingesetzt. Es ist davon auszugehen, dass diese mittelfristig regulär in Kernkraftwerken (KKW) zum Einsatz kommen werden. Bei den revolutionären Konzepten besteht teilweise noch signifikanter Forschungs- und Entwicklungsbedarf. Diese Konzepte werden eher in der langfristigen Perspektive zum Einsatz kommen.

Im Rahmen des Vorhabens wurde ein Überblick über neue Entwicklungen im Bereich der Kernbrennstoffe und Hüllrohrkonzepte in Form eines technischen Berichts erstellt. Sowohl der Themenkomplex neuen Brennstoffen wie z. B. Carbiden und Nitriden als auch Themenkomplex ATF wurden behandelt. Zudem wurde die Bedeutung des Brennstoff-Hüllrohr-Systems in Sicherheitsnachweisführungen untersucht.

Hierzu wurde der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik und Forschungsprogramme einschließlich der FuE-Schwerpunkte und Zeitpläne erfasst.

Die Verfolgung der Entwicklung neuartiger Kernbrennstoffe und Hüllrohrkonzepte ist von Bedeutung, da dem Brennstoff-Hüllrohr-System eine zentrale Rolle im Sicherheitskonzept von Kernreaktoren zukommt:

- Die physikalischen Eigenschaften des Brennstoffes (z.B. Wärmeleitfähigkeit, thermische Ausdehnung, Schmelzverhalten, Spaltproduktückhaltung, Schmelzpunkt) beeinflussen das Verhalten des Reaktors in Störfällen im Auslegungsbereich, aber

auch im auslegungsüberschreitenden Bereich. Sicherheitsnachweise müssen daher teils neu dargelegt werden.

- Hüllrohre stellen die erste Barriere im Barrieren-Sicherheitskonzept dar. Ihr physikalisches Verhalten (z.B. Oxidationsrate) ist daher ebenfalls von zentraler Bedeutung im Auslegungsbereich, aber auch im auslegungsüberschreitenden Bereich. Etablierte Sicherheitskriterien (z.B. maximale Hüllrohrtemperatur, maximale Oxidationstiefe) von Hüllrohren auf Zirkoniumbasis, wie sie in derzeitigen Regelwerken zu finden sind, können nur bedingt auf neuartige Hüllrohre übertragen werden. Sicherheitsnachweise müssen daher bei der Verwendung von neuartigen Hüllrohren ebenfalls teils neu dargelegt werden.

Es wurden die verschiedenen neuen Brennstoffkonzepte im Vergleich zu Bestehenden dargestellt. Der Schwerpunkt lag dabei bei den bereits eingesetzten gängigen Kernbrennstoffen (Oxide) und Neuentwicklungen, für die erfolgreich Prototypen hergestellt und eingesetzt wurden (Carbide und Nitride). Zur Einordnung der verschiedenen Kernbrennstoffe wurden wesentliche physikalische Eigenschaften für diese aufgeführt. Der bestehende Einsatz sowie der Brennstoffzyklus wurden ebenfalls betrachtet, wenn auch hier auf einzelne Aspekte, wie z. B. die Aufbereitung abgebrannter Brennelemente durch Trennen der verschiedenen Isotope, nicht eingegangen wurde. Brennstoffkonzepte, deren Entwicklung noch nicht so weit vorangeschritten ist, wie z. B. Metalllegierungen, Metall- oder Keramik-Matrix-Verbundwerkstoffe wurden nicht vertieft behandelt, da diese noch in einer frühen Entwicklungsphase sind.

Weltweit kommt in den meisten Leistungsreaktoren Uranoxid ( $UO_2$ ) als Kernbrennstoff zum Einsatz. Etwa 10 % der Leistungsreaktoren sind zudem für die Nutzung von MOX-BE lizenziert, so dass hier auch Plutoniumdioxid verwendet werden kann. Die Eigenschaften dieser Kernbrennstoffe sind gut bekannt, die Verfahren zur Herstellung und zur möglichen Wiederaufbereitung sind etabliert und bewährt. Im Laufe der Zeit konnte der mögliche mittlere Abbrand von 25 GWd/t auf über 50 GWd/t für SWR-Anlagen und von 35 GWd/t auf über 60 GWd/t für DWR-Anlagen gesteigert werden.

Die Weiterentwicklung dieser Brennstoffe für in Betrieb befindliche Kernkraftwerke als auch die Neuentwicklung von Kernbrennstoffen für neue Reaktoren ist durch verschiedene Zielsetzungen motiviert, zu denen u. a. eine erhöhte Resistenz gegenüber Unfällen (ATF), ein geschlossener Brennstoffkreislauf, der Abbrand langlebiger Isotope wie z. B. einiger Minorer Actinoide zur Reduktion von radioaktivem Abfall (Transmutation) oder der Abbrand von Waffen-Plutonium zählen.

Weiter fortgeschritten im Vergleich zu anderen neuen Kernbrennstoffen ist hierbei die Entwicklung von Carbiden oder Nitriden als Ersatz für die Oxide ( $\text{UO}_2$ ,  $\text{PuO}_2$ ). Der Einsatz dieser Kernbrennstoffe wurde in Pilotversuchen getestet, und die Informationen zu den Eigenschaften der Carbide und Nitride sind im Vergleich zu anderen neuartigen Brennstoffformen deutlich umfangreicher. Die Dichte beider Kernbrennstoffe ist deutlich höher als die von Oxiden, wodurch beim Einsatz in schnellen Reaktoren höhere Brutraaten von Brennstoff erreicht werden können. Des Weiteren ist die Wärmeleitfähigkeit beider Kernbrennstofftypen höher als die der Oxide. Dagegen fallen andere Eigenschaften wie z. B. das Schmelzen oder die Schmelztemperatur im Vergleich zu den Oxiden etwas ungünstiger aus. Auch die Herstellung von Pellets und eine mögliche Wiederaufbereitung stellen besondere Herausforderungen wegen der pyrophoren Eigenschaften (selbstentzündend) der Carbide und Nitride dar.

Welches Brennstoffkonzept für den Abbrand langlebiger Isotope zukünftig weiterentwickelt wird, kann aus dem derzeitigen Entwicklungsstand nicht abgeleitet werden. Plutonium und andere minore Actinoide wurden bereits in mehreren unterschiedlichen Brennstoffkonzepten, inklusive der heute überwiegend verwendeten Oxidbrennstoffe, erfolgreich eingesetzt.

### **8.3 Verfolgung des Standes von W&T bei Strategien zu Schmelzerückhaltung und passiven Systemen**

Die Strategie der in-vessel retention (IVR) beinhaltet das Rückhalten der Schmelze im RDB. Der RDB soll von außen durch eine sich aufgrund der unterschiedlichen Dichteverhältnisse einstellende Strömung im Spalt zwischen RDB und Isolierung gekühlt werden. Der limitierende Faktor für den Einsatz des Systems ist die begrenzte Wärmeübertragungsfläche zwischen RDB und Kühlmittel. Dieses Konzept wurde bereits in laufenden Reaktoren der zweiten Reaktorgeneration (z.B. WWER-440 Loviisa) als auch bei Reaktoren der dritten Generation eingesetzt (z.B. AP1000).

Ein wesentlicher internationaler Diskussionspunkt der letzten Jahre ist der Nachweis der Wirksamkeit der IVR-Maßnahme insbesondere bei Reaktoren höherer Leistung  $>1000 \text{ MW}_e$ . Um dies nachzuweisen wurden die Methoden und Experimente immer detaillierter und umfangreicher.

Mehrere internationale Projekte beschäftigten sich in den letzten Jahren mit der Reduzierung der Unsicherheiten und dem Nachweis einer hinreichend großen Marge.

Die GRS beschäftigte sich bereits im Vorhaben 3614R01520 mit den verschiedenen Maßnahmen zur Rückhaltung einer Kernschmelze. Basierend auf diesen Untersuchungen wurde im Vorhaben 4717R01520 eine technische Notiz zum Status der Entwicklung der in-vessel retention im Jahr 2020 erarbeitet. Hierbei wurden insbesondere die Ergebnisse des EU-Projekts H2020-IVMR (In-Vessel Melt Retention Severe Accident Management Strategy for Existing and Future NPPs) aus dem HORIZON 2020 EU Forschungsprogramm zugrunde gelegt.

In der technischen Notiz wurden kurz die historischen und aktuellen Anwendungen beschrieben. Die neueren Entwicklungen wurden auf Basis der Ergebnisse des IVMR Projekts beschrieben und analysiert.

Ein wesentlicher Aspekt der derzeitigen Entwicklungen ist die transiente Beschreibung der Prozesse der Schmelzerückhaltung. Zuvor wurden die Rechnungen und Experimente meist stationär betrachtet. Es wurde eine Methode entwickelt, um den transienten Zustand der Schmelze im Pool zu beschreiben. Die transienten Simulationen können nun neue Phänomene beschreiben. Dazu zählen die progressive zusätzliche Beimischung von geschmolzenem Stahl aus den Strukturen, das Verhalten der Kruste auf dem Oxid-Pool und der Massenaustausch zwischen den Schichten durch thermochemische Effekte und Stratifizierung.

Durch die Modellierung zusätzliche Parameter sind nun jedoch auch zusätzliche Unsicherheiten vorhanden, die bewertet werden müssen. Die Modellierungen werden insgesamt komplexer und die Unsicherheit der Aussage der Wirksamkeit zunächst wieder größer.

Die Unsicherheiten wurden vermehrt international diskutiert und für eine Reihe von Phänomenen konnte ein Konsens für die Höhe des Einflusses der Unsicherheit erreicht werden. So konnte ein neues Ranking für die Phänomene, die zu Unsicherheiten führen, erstellt werden.

Die Phänomene mit weiterem Forschungsbedarf werden ebenfalls im Bericht thematisiert. Ein Punkt dabei ist, die genauere Betrachtung der Materialeigenschaften des Reaktordruckbehälters. Dabei sollen zukünftig die Materialeigenschaften der verschiedenen Reaktordruckbehälter unterschiedlicher Bauart gesondert betrachtet und analysiert werden. Zuvor wurden hier meist nur heterogene Materialzusammensetzungen für die Berechnungen eingesetzt.

Weiterhin wurden einige Aspekte, die bislang wenig berücksichtigt wurden, nun in die internationale Diskussion aufgenommen. Dies betrifft u.a. die Randbedingungen der Maßnahme wie beispielsweise auch menschliche Einflussfaktoren.

Insgesamt konnte bei der Auswertung der Entwicklungen festgestellt werden, dass eine starke Weiterentwicklung bei den Simulationscodes erfolgt ist. Dabei wurde auch international verstärkt z.B. im Rahmen des EU IVMR-Projekts kooperiert. Eine zunehmende Entwicklung der Aktivitäten ist zudem in China zu beobachten. Dort werden insbesondere großskalierte Experimentiereinrichtungen entwickelt.

Zusammenfassend konnte festgestellt werden, dass das Ziel des Nachweises einer hinreichend großen Marge für die Wirksamkeit der IVR bei Reaktoren höherer Leistung  $>1000 \text{ MW}_e$  noch nicht erreicht werden konnten. Insbesondere wird hier aktuell diskutiert, wie groß diese Marge sein muss. Der Forschungsbedarf im Bereich der IVR bleibt groß. Die transienten Betrachtungen führten zu neuen Unsicherheiten, die nun weiter erforscht und bewertet werden müssen.

## **9 Verfeinerte Untersuchungen zur Grenztragfähigkeit von Containmentstrukturen bei äußeren Einwirkungen infolge Flugzeugabsturz (AP 9)**

### **9.1 Einleitung**

Im Rahmen des Vorhabens 4717R01520 (LV-2) wurden die im Vorläufervorhaben 3614R01520 /GRS 17/ begonnenen Simulationen zur Integrität der Containment-Struktur eines Kraftwerks vom Typ WWER-1000/466B zum Lastfall Flugzeugabsturz mit einem Passagierflugzeug vom Typ Airbus A340-600 verfeinert.

Kapitel 9.2 beschreibt die Erstellung des Analysemodells für die verfeinerten Simulationen mit dem kommerziellen Rechenprogramm LS-DYNA /LST 17a/ auf Basis des Entwurfs des in Belene, Bulgarien, ursprünglich geplanten WWER-1000/466B Kernkraftwerks. In Kapitel 9.3 wird der Einfluss von ausgewählten Parametern des Simulationsmodells auf das Rechenergebnis untersucht. Die Auswirkung der unterstellten Aufprallgeschwindigkeiten des Passagierflugzeugs Airbus A340-600 auf die Integrität wird in Kapitel 9.4 näher betrachtet. Kapitel 9.5 zeigt die Berücksichtigung der Auf- und Anbauten des Reaktorgebäudes im Simulationsmodell und deren Auswirkungen auf das Simulationsergebnis auf. In den folgenden Kapiteln sind Ergebnisse zu vier verschiedenen postulierten Aufprallgeschwindigkeiten enthalten, die wie folgt in Beziehung stehen:  $v_1 < v_2 < v_3 < v_4$

### **9.2 Simulationsmodell eines WWER-1000 Kernkraftwerks (Typ B-466) für den Lastfall Flugzeugabsturz**

Ein WWER-1000 Kernkraftwerk (Typ B-466), wie es für den Standort Belene in Bulgarien geplant war, verfügt über ein doppelschaliges Reaktorgebäude. Die Funktion der äußeren Containment-Struktur besteht in erster Linie darin, den Kernreaktor gegen Einwirkungen von außen (EVA) zu schützen. Unter Einwirkung von außen versteht man beispielsweise einen Flugzeugabsturz (FLAB) oder eine Explosion außerhalb und nahe des Reaktorgebäudes.

Die charakteristischen Abmessungen der äußeren Containment-Struktur sind:

- 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

Während die innere Containment-Struktur durch Spannkabel vorgespannt wird, besteht die äußere Containment-Struktur aus stahlbewehrtem Beton. Ungefähr 0,15 m von der Innen- und der Außenoberfläche entfernt befindet sich je eine Lage Biegebewehrung, die aus horizontal und vertikal orientierten Stäben im Abstand (engl. pitch) von 0,2 m aufgebaut ist. Die beiden Lagen Biegebewehrung sind an Kreuzungspunkten der horizontalen und vertikalen Bewehrungsstäbe durch Bügel verbunden. Tab. 9.1 fasst den Bewehrungsgrad der jeweiligen Bewehrungselemente zusammen.

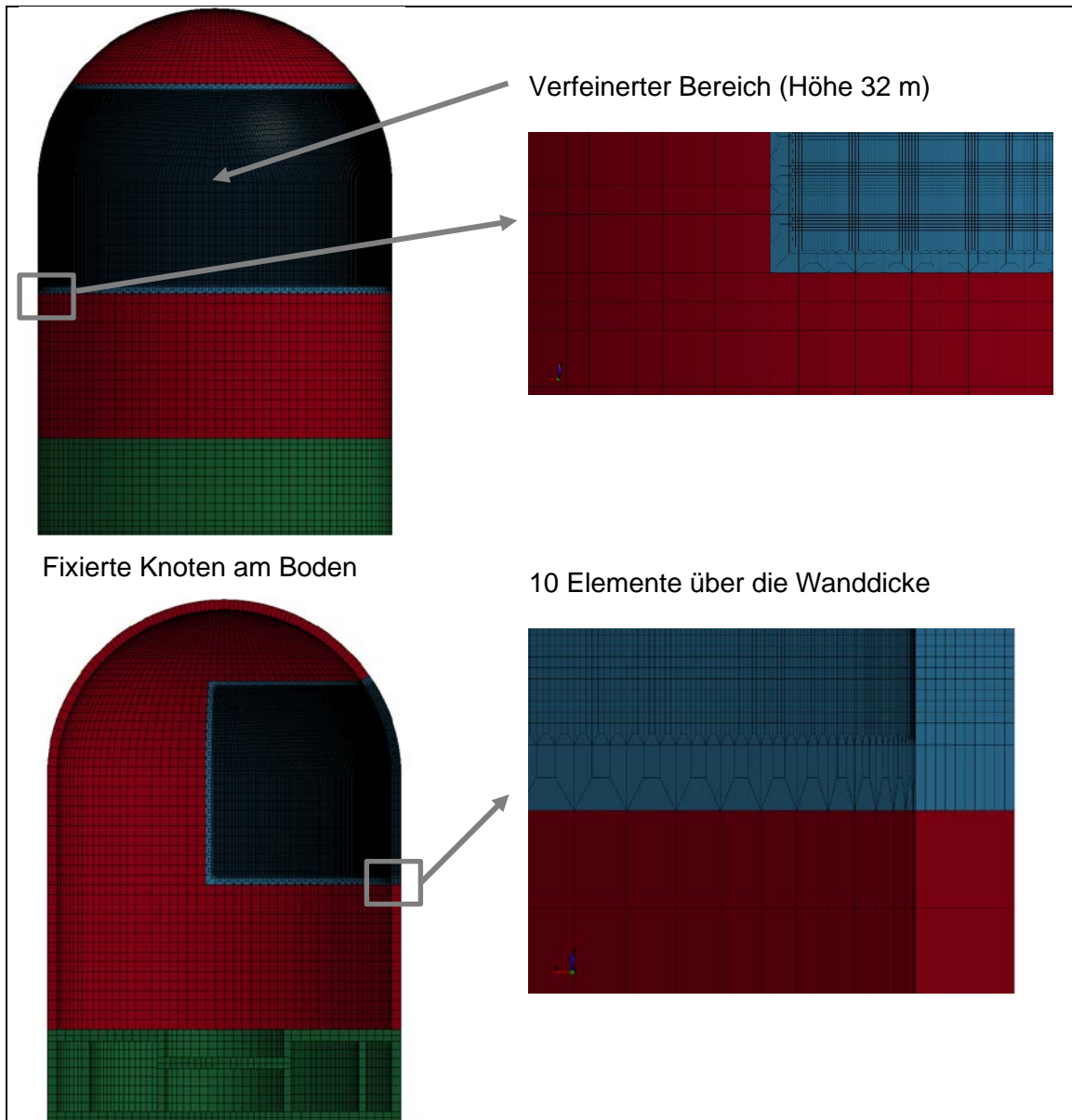
**Tab. 9.1** Bewehrungsgrad der äußeren Containment-Struktur.

	Innen vertikal	Innen horizontal	Außen vertikal	Außen horizontal	Bügel
Stabdurchmesser in mm	abwechselnd D36, D32	abwechselnd D36, D32	D28	D28	D16
Abstand	0,2 m	0,2 m	0,2 m	0,2 m	0,2 m
Bewehrungsdichte	52 cm <sup>2</sup> /m	51 cm <sup>2</sup> /m	31 cm <sup>2</sup> /m	31 cm <sup>2</sup> /m	50,3 cm <sup>2</sup> /m <sup>2</sup>

In den numerischen Simulationen wird das kommerzielle Rechenprogramm LS-DYNA eingesetzt /LST 17a/. Zur Simulation des Aufpralls wurde lediglich die äußere Containment-Struktur und das Fundament in der Diskretisierung berücksichtigt. Die für die Aufprallsimulation erforderliche Feinheit der Diskretisierung kann allerdings nicht auf die gesamte Gebäudestruktur angewendet werden, da die resultierende Anzahl an Finiten Elementen eine rechnerische Durchführbarkeit unmöglich machen würde. Die Gebäudestruktur wurde aus diesem Grund in einen fein diskretisierten Aufprallbereich und einen grob diskretisierten Rest unterteilt. Abb. 9.1 zeigt eine Frontalansicht und einen Schnitt durch das Finite-Elemente-Netz.

Der Aufprallbereich (blau) wurde mit hexaedrischen Volumenelementen mit einer Kantenlänge von 0,15 m vernetzt. Über die Wanddicke ergab dies insgesamt 10 Elementschichten. Die Betoneigenschaften werden durch das Riedel-Hiermaier-Thoma (RHT)-Materialmodell /RIE 04/ beschrieben, für welches eine Implementierung in LS-DYNA verfügbar ist /BOR 11/. Der Aufprall wurde senkrecht zur Oberfläche auf Höhe der Kämpferlinie (engl. spring line) angenommen. Der Zylinderwand- und Kuppelbereich (rot), der den Aufprallbereich umgibt, wird mit dicken Schalen-Elementen (engl. thick shell elements) und einer Element-Kantenlänge von ungefähr 1,5 m vernetzt. Es kommt das

Eurocode 2 (EC2)-Materialmodell /LST 17b/ für Beton zum Einsatz. Der Fundamentbereich (grün) wurde mit hexaedrischen Volumenelementen und einem linearelastischen Beton-Materialmodell modelliert. Als Randbedingung wurden die Knoten der untersten Elementebene fixiert, d. h. eine Boden-Bauwerkskopplung wurde bislang nicht berücksichtigt.



**Abb. 9.1** Finite-Elemente-Netz der Containment-Struktur

Im Aufprallbereich wurde jeder Bewehrungsstab der realen Struktur einzeln mit Balken-Elementen diskretisiert. Die Bewehrungselemente haben von den Betonelementen unabhängige Knoten und sind mittels Zwangsbedingungen miteinander verbunden. In den Schalen-Elementen, die den Aufprallbereich umgeben, wird die Biegebewehrung durch einzelne Lagen in einer Mehrlagen-Beschreibung berücksichtigt. Schubbewehrung wird

außerhalb des Aufprallbereiches nicht berücksichtigt. Im Fundamentbereich wird keinerlei Bewehrung berücksichtigt.

Die äußersten Knoten der Beton-Volumenelemente des Aufprallbereichs sowie die äußersten Knoten der Biegebewehrung sind mit Hilfe von Kontaktbedingungen an die umgebenden Schalen-Elemente angebunden. Die simulationsbedingt sehr steife Kontaktfläche bringt allerdings einen Steifigkeitssprung in die modellierte Struktur ein, der sich durch eine übermäßige Schädigung der nahe der Kontaktstelle liegenden Elemente äußert. Um diesen numerischen Störeffekt zu verringern, wurden die Beton-Volumenelemente nahe der Kontaktfläche strukturiert vergrößert.

Die in Simulationsrechnungen ermittelten Dehnungen der Bewehrung, die mit Hilfe von Balken-Elementen modelliert werden, beziehen sich auf mittlere Dehnungen entlang der Balken-Elementlänge. Dies hat zur Folge, dass stark lokalisierte Dehnungen der Bewehrung in Folge von lokaler Betonschädigung und damit verbundenen großen Verschiebungen 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. In den Referenzrechnungen der vorliegenden Analysen wird als Versagenskriterium für Bewehrungsstahl eine plastische Dehnung von 5 % angenommen.

Die Belastung erfolgt über das vorhandene Stoßkörpermodell eines Flugzeugs vom Typ Airbus A340-600.

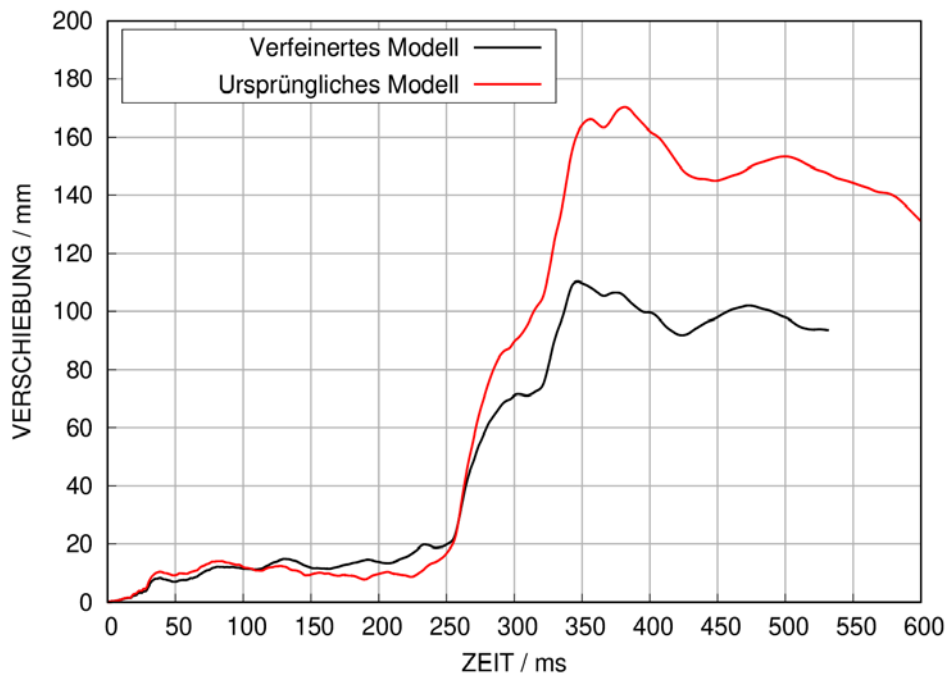
### **9.3 Untersuchung des Einflusses von Modellparametern**

Im Folgenden sollen verschiedene Parameter des Simulationsmodells untersucht werden, insbesondere Optionen des Simulationsprogramms LS-DYNA zur Einbettung der Bewehrung in die Betonstruktur, Beton-Materialmodelle und die Feinheit der realisierten Diskretisierung der Bewehrung.

#### **9.3.1 Einfluss der Modellierungsfinheit**

Abb. 9.2 vergleicht für die Aufprallgeschwindigkeit  $v_1$  Zeitverläufe von zentralen Verschiebungen des verfeinerten Betonbereiches, welche mit dem ursprünglichen Modell und dem nun verfeinerten Modell berechnet wurden. Es ergibt sich ein qualitativ

ähnliches Verschiebungsbild, wobei mit dem ursprünglichen Modell jedoch höhere Verformungen berechnet werden.



**Abb. 9.2** Einfluss der Modellierungseinheit auf zentrale Verschiebungen des Aufprallbereiches bei der Aufprallgeschwindigkeit  $v_1$

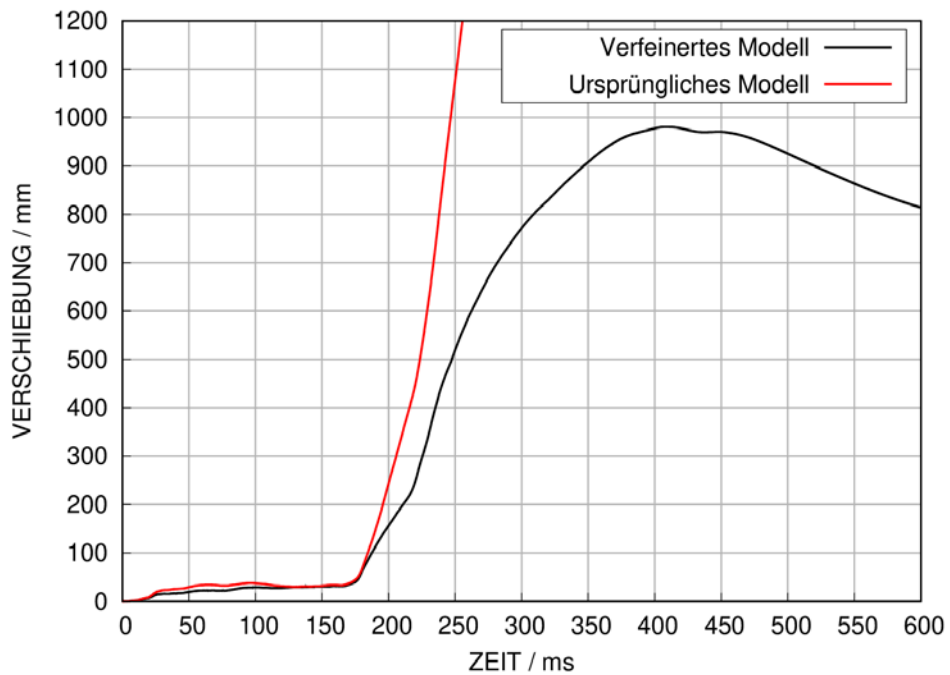
Demgegenüber erhält man für die Aufprallgeschwindigkeit  $v_4$  (vgl. Abb. 9.3) mit dem ursprünglichen Modell eine eindeutige Perforation der Stahlbetonstruktur, wohingegen die Verformungen im neu erstellten Modell wieder zurückgehen. Als wesentlicher Grund für den qualitativen Unterschied ist die Änderung der Methode zum Verbund von Bewehrung und Beton zu nennen. Diese erfolgte in den vorangegangenen Arbeiten über gemeinsame Knoten, wohingegen in den neu erstellten Modellen entsprechende *\*Constrained* (vgl. Abschnitt 9.3.2) Schlüsselwörter Verwendung fanden.

### 9.3.2 Einbettung der Bewehrungselemente in die Beton-Volumenelemente

Das Simulationsprogramm LS-DYNA bietet zwei Möglichkeiten der Einbettung der durch Balken-Elemente modellierten Bewehrung in die mit Volumen-Elementen modellierte Betonstruktur mit Hilfe von Zwangsbedingungen. Abb. 9.4 zeigt die plastischen Dehnungen in der Biegebewehrung bei der Aufprallgeschwindigkeit  $v_2$  und  $v_4$ .

Die Methode *\*CONSTRAINED\_LAGRANGE\_IN\_SOLID* wurde zuerst in die Funktionalität von LS-DYNA aufgenommen und bietet einen verallgemeinerten Kopplungs-

mechanismus über Zwangsbedingungen. \*CONSTRAINED\_BEAM\_IN\_SOLID stellt eine neuere Methode dar, die mittlerweile vom Programmhersteller für die Einbettung von Balken- in Volumen-Elemente empfohlen wird. In beiden Fällen haben die Balken-Elemente der Bewehrung und die Volumen-Elemente der Betonstruktur voneinander unabhängige Knoten; die zur Kopplung nötigen Zwangsbedingungen werden vom Programm automatisiert erstellt.



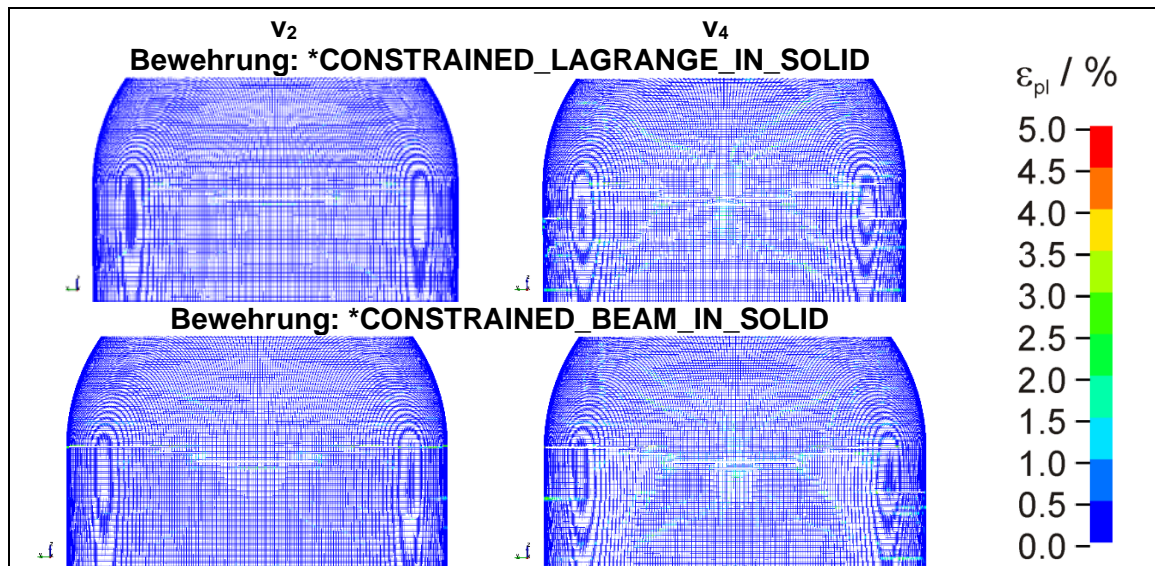
**Abb. 9.3** Einfluss der Modellierungseinheit auf zentrale Verschiebungen des Aufprallbereiches bei der Aufprallgeschwindigkeit  $v_4$

Die Schädigung der Bewehrung infolge durchtrennter Bereiche als auch die Werte der plastischen Dehnung weisen sowohl bei der niedrigen ( $v_2$ ) als auch bei der hohen Aufprallgeschwindigkeit ( $v_4$ ) ein vergleichbares Maß auf. Beide Methoden können auf Basis der durchgeführten Simulationen für die Aufprallsimulation herangezogen werden.

### 9.3.3 Beton-Materialmodell

Im fein diskretisierten Aufprallbereich wurde zur Beschreibung der Betoneigenschaften das RHT-Materialmodell sowie das Karagozian&Case (K&C)-Materialmodell /MAL 97/ näher untersucht. Abb. 9.5 stellt den Schädigungsparameter des RHT-Materialmodells auf Außen- und Innenoberfläche bei einer Aufprallgeschwindigkeit von  $v_2$  dar. Weiterhin sind zum Vergleich Simulationsergebnisse mit dem Karagozian & Case (K&C) Beton-Materialmodell gegenübergestellt. Dabei wird die Ausgabegröße *scaled damage*

*measure* ( $\delta$ ) dargestellt, die Werte zwischen 0 und 2 annimmt: Der Bereich von 0 bis 1 beschreibt den Verlauf von der elastischen Grenzfläche bis zur maximalen Ausdehnung der Versagensfläche. Im Bereich von 1 bis 2 entfestigt sich das Material von der maximalen Ausdehnung der Versagensfläche bis Restfestigkeitsfläche des vollständig geschädigten Materials. Hierbei wird  $\delta = 1$  mit gerade noch intaktem Material und  $\delta = 2$  mit vollständig geschädigtem Material in Verbindung gebracht.

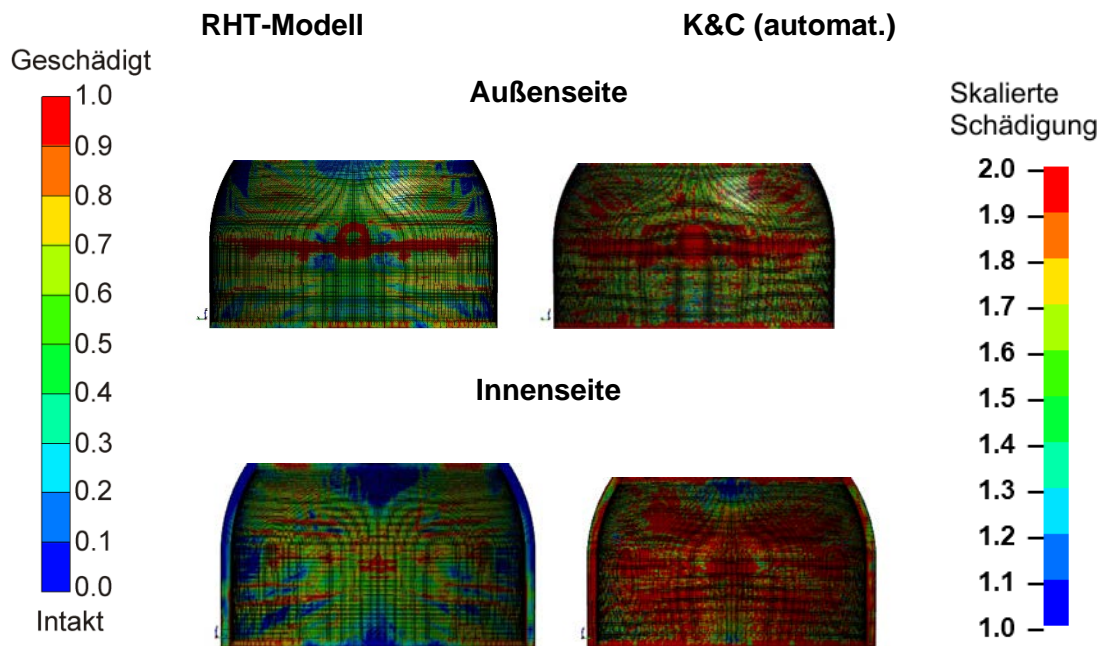


**Abb. 9.4** Plastische Dehnungen der inneren Biegebewehrung sowie durchtrennte Bereiche bei den Aufprallgeschwindigkeiten  $v_2$  und  $v_4$  (nach jeweils 1000 ms).

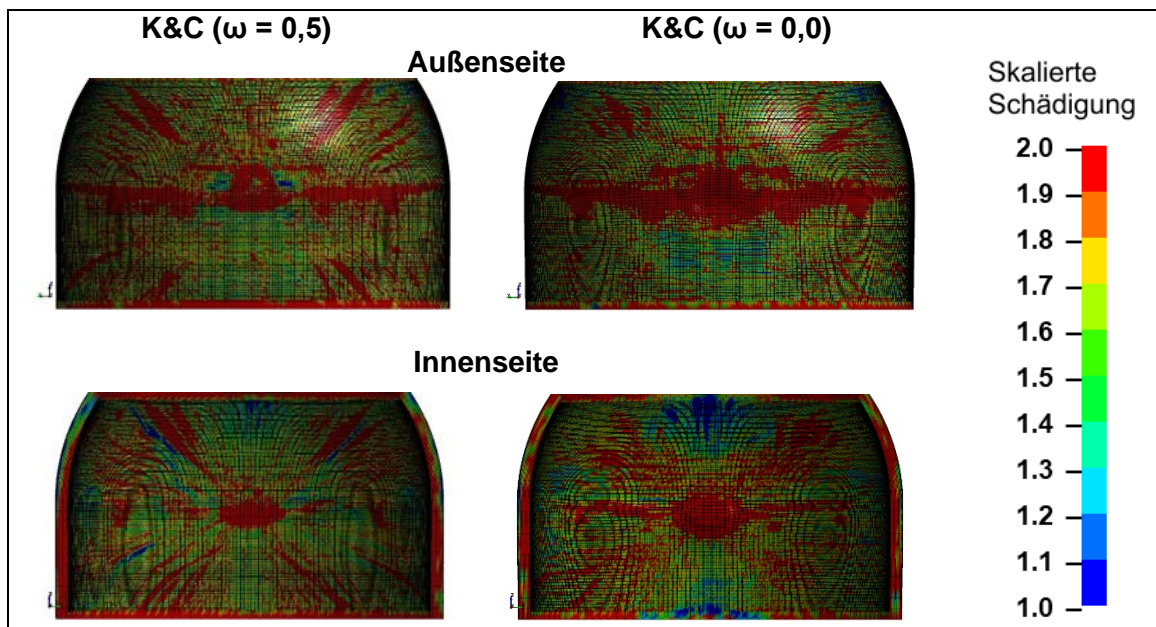
In der Simulationsrechnung, deren Ergebnisse Abb. 9.5 darstellt, wurde die automatische Parametergeneration des K&C Materialmodells in LS-DYNA genutzt, bei der lediglich die Dichte, die Druckfestigkeit und die Einheitenumrechnungsfaktoren gemäß dem gewählten Einheitensystem (hier: mg – mm – ms) eingegeben werden müssen.

In den folgenden Simulationen, deren Ergebnisse in Abb. 9.6 und Abb. 3-6 zeigt, wurden die Materialparameter des K&C Beton-Materialmodells nach Markovich et al. /MAR 11/ von der Ben Gurion Universität (BGU) angepasst, lediglich der Parameter OMEGA wurde von 0,0 bis 0,75 variiert. Der Modellparameter OMEGA beschreibt den Anteil von Assoziativität der Fließregel des Plastizitätsalgorithmus. Hierbei entsprechen OMEGA=0 einer nicht-assoziativen Fließregel ohne Volumendilatation und OMEGA=1 einer assoziativen Fließregel mit maximaler Volumendilatation.

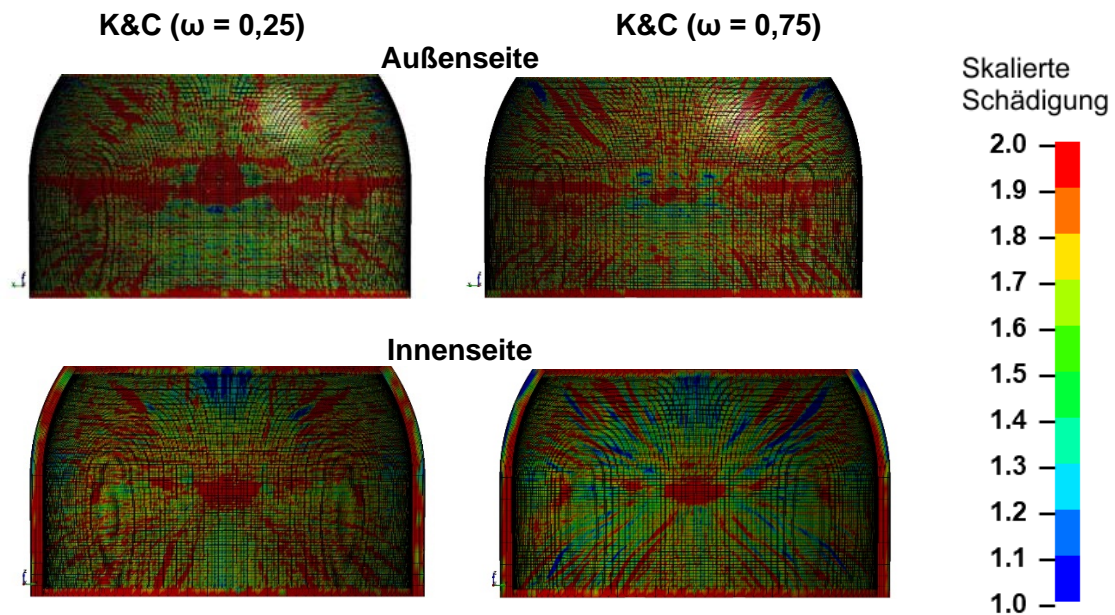




**Abb. 9.5** Betonschädigung im Aufprallbereich bei der Aufprallgeschwindigkeit  $v_2$  (nach 1000 ms), Beton-Materialmodell: RHT bzw. K&C (automatische Parametergeneration)



**Abb. 9.6** Betonschädigung im Aufprallbereich bei der Aufprallgeschwindigkeit  $v_2$  (nach 1000 ms), Beton-Materialmodell: K&C, BGU, OMEGA=0,5 (Standardwert) bzw. K&C, BGU, OMEGA=0,0

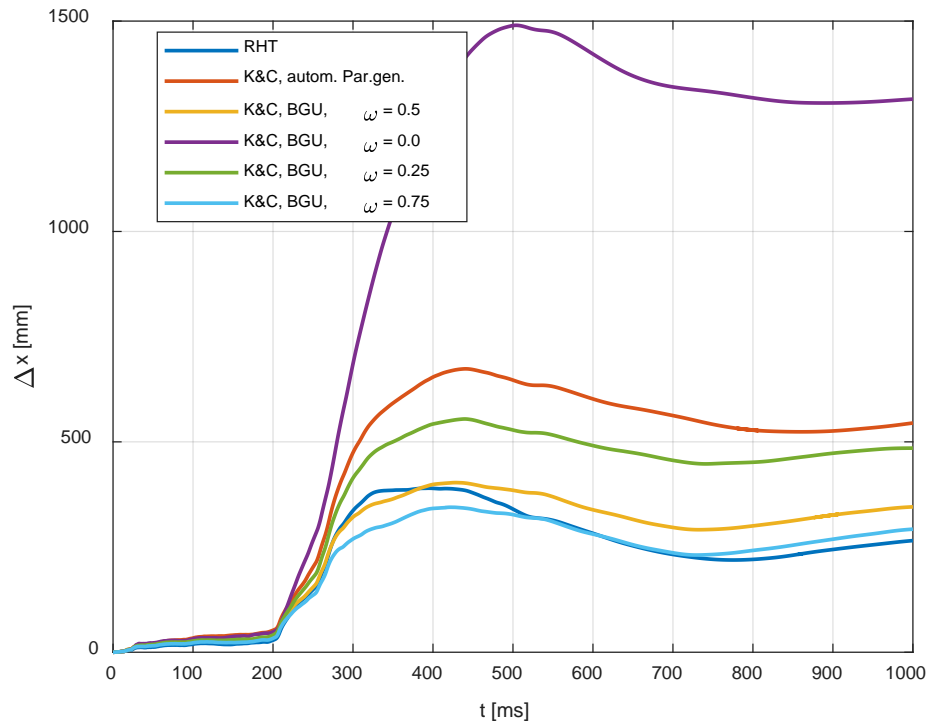


**Abb. 9.7** Betonschädigung im Aufprallbereich bei der Aufprallgeschwindigkeit  $v_2$  (nach 1000 ms), Beton-Materialmodell: K&C, BGU,  $\omega = 0,25$  und  $\omega = 0,75$

Ein direkter Vergleich der mit dem RHT- und dem K&C-Materialmodell berechneten Schädigung ist wegen einer gänzlich unterschiedlichen Definition der Ausgabegrößen nicht möglich. Darüber hinaus kommt es in den Simulationsrechnungen mit dem K&C-Materialmodell nahe der Kontaktfläche, die den Aufprallbereich mit dem restlichen Gebäudemodell verbindet, zu vermehrter Schädigung.

Der Vergleich zwischen den Materialmodellen kann besser an zentralen Verschiebungswerten durchgeführt werden. Abb. 9.8 zeigt den Verschiebungs-Zeitverlauf im zentralen Aufprallpunkt (Position der Nase des Passagierflugzeugs) auf der Außenseite des Containments.





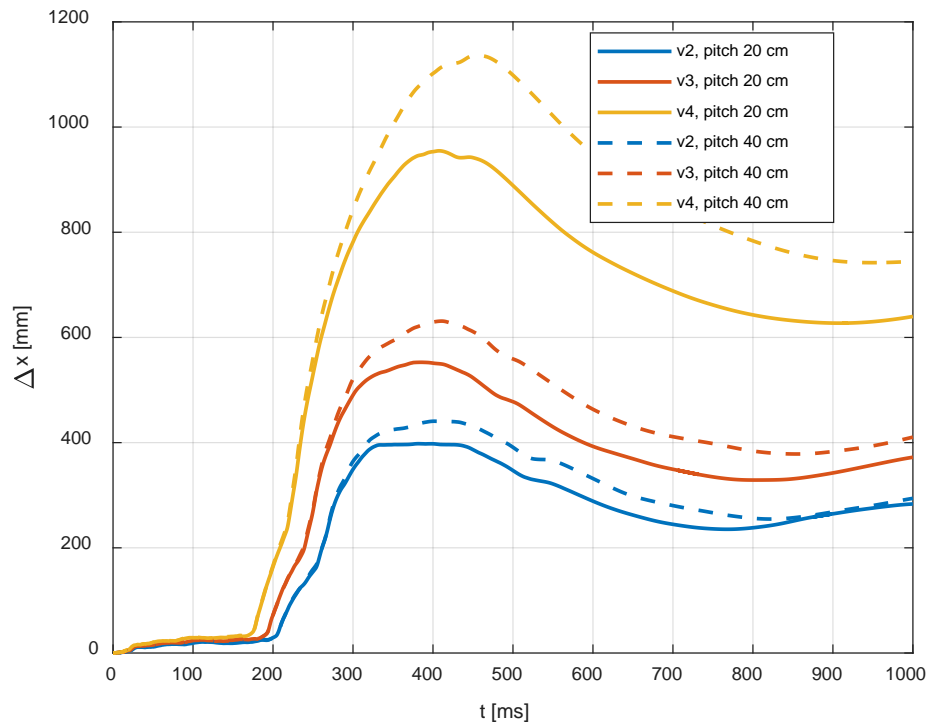
**Abb. 9.8** Verschiebung im zentralen Aufprallpunkt bei der Aufprallgeschwindigkeit  $v_2$  unter Einsatz verschiedener Beton-Materialmodelle.

Bei einer Anpassung der Materialparameter des K&C-Materialmodells nach Markovich et al. und einer Wahl des Parameters OMEGA zwischen 0,5 und 0,75 können mit dem RHT-Modell vergleichbare Ergebnisse erzielt werden. Die automatische Parametergeneration des K&C-Materialmodells liefert verglichen mit dem RHT-Modell eine deutlich höhere Schädigung. Ein Einsatz in der Aufprallsimulation kann deswegen nicht empfohlen werden.

### 9.3.4 Feinheit der Bewehrungsdiskretisierung

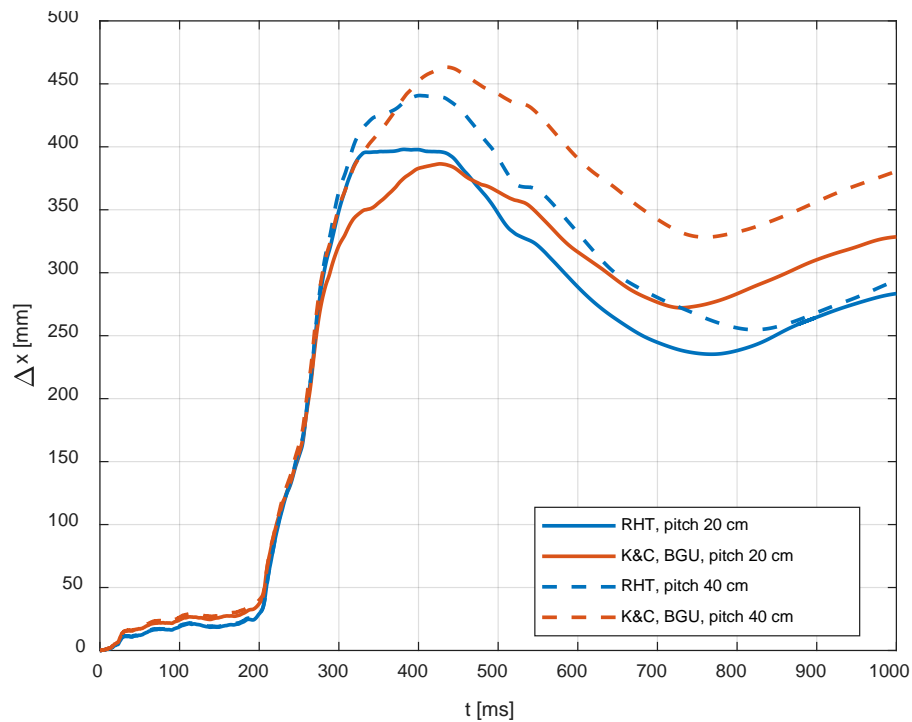
In der Modellerstellung galt der Anspruch, jeden Bewehrungsstab im Aufprallbereich des realen Reaktorgebäudes einzeln durch Balken-Elemente im Simulationsmodell abzubilden. Die Auswirkungen auf das Simulationsergebnis, wenn im Modell mehrere Bewehrungsstäbe durch Summation der Querschnittsfläche zusammengefasst werden, sind in Abb. 9.9 und Abb. 9.10 dargestellt. Dabei wurde jeweils das gleiche Finite-Elemente-Netz für die Betonstruktur eingesetzt; mit „pitch 40 cm“ wird das Zusammenfassen von zwei Bewehrungsstäben im realen Gebäude zu einem Bewehrungsstab im Simulationsmodell bezeichnet. Mit „pitch 20 cm“ wird die Diskretisierung jedes Bewehrungsstabes mit Balkenelementen bezeichnet. Abb. 9.9 zeigt den Verschiebungsverlauf im zentralen

Aufprallpunkt für die drei Aufprallgeschwindigkeiten  $v_2$ ,  $v_3$  und  $v_4$ . Ein Zusammenfassen von Bewehrungsstäben im Simulationsmodell bewirkt eine größere Verschiebung und damit einhergehend eine verstärkte Schädigung durch den Aufprall. Dies wirkt sich umso stärker aus, je höher die Aufprallgeschwindigkeit ist.



**Abb. 9.9** Verschiebung im zentralen Aufprallpunkt bei verschiedenen Aufprallgeschwindigkeiten und Diskretisierung jedes Bewehrungsstabes (pitch 20 cm) bzw. Zusammenfassen von zwei Bewehrungsstäben zu einem Stab im Modell (pitch 40 cm).

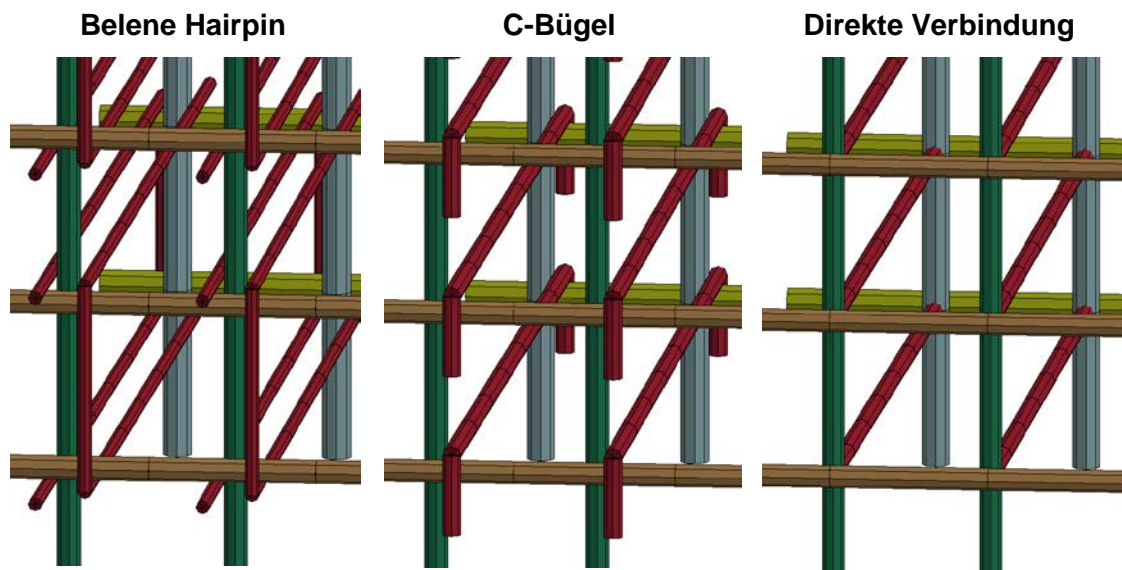
Abb. 9.10 zeigt einen Vergleich der Bügel-Diskretisierung unter Verwendung des RHT- und des K&C-Materialmodells. Bei beiden Materialmodellen beobachtet man eine ähnliche Erhöhung der Verschiebung bei einem Zusammenfassen von Bewehrungsstäben.



**Abb. 9.10** Verschiebung im zentralen Aufprallpunkt für die beiden eingesetzten Beton-Materialmodelle und Diskretisierung jedes Bewehrungsstabes (pitch 20 cm) bzw. Zusammenfassen von zwei Bewehrungsstäben zu einem Stab im Modell (pitch 40 cm) bei der Aufprallgeschwindigkeit  $v_2$ .

#### 9.4 Variation der Aufprallgeschwindigkeit

Für das ursprünglich in Belene geplante Kernkraftwerk vom Typ WWER-1000/466B war für die äußere Containment-Struktur eine Bügelbewehrung vorgesehen, die im Folgenden als „Belene Hairpin“ bezeichnet wird. Zwei 1,4 m lange Bügel sind über zwei übereinanderliegende Kreuzungspunkte der horizontalen und vertikalen Biegebewehrung jeweils von außen und innen eingesteckt. Klassische C-Bügel, wie sie auch in deutschen Kernkraftwerken in der Bügelbewehrung Einsatz finden, werden an jedem Kreuzungspunkt der horizontalen und vertikalen Biegebewehrung von oben eingesetzt. In der Aufprallsimulation wurde in der Vergangenheit oft aus Gründen der Vereinfachung Biege- und Bügelbewehrung über gemeinsame Knoten der Balken-Elemente verbunden. Abb. 9.11 stellt die drei Bügelvarianten im Finite-Elemente-Modell gegenüber.

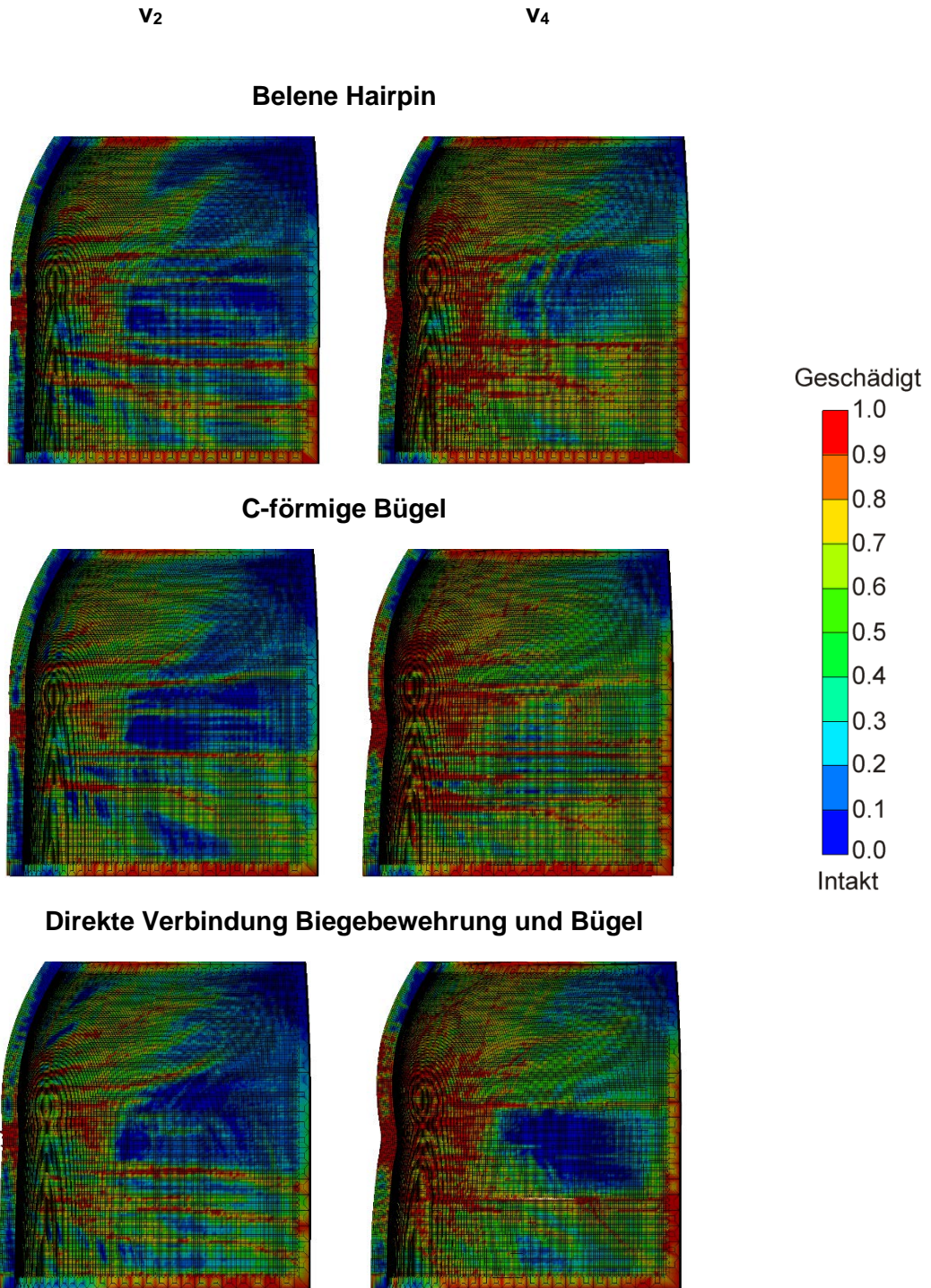


**Abb. 9.11** Untersuchte Bügelvarianten.

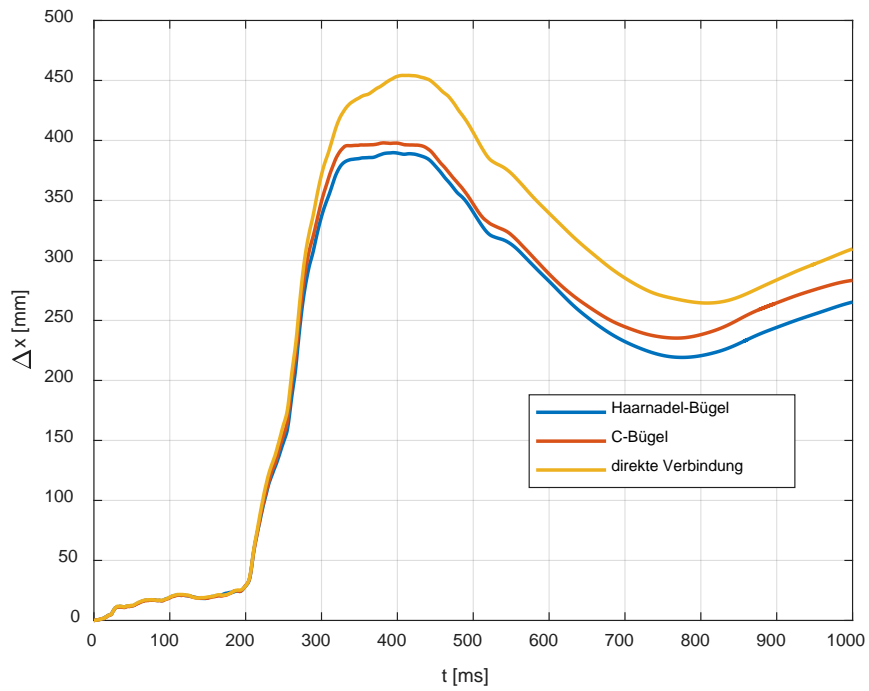
Der Bewehrungsgrad der drei Bügelvarianten wurde gemäß Tab. 9.1 angepasst, d. h. die C-Bügel und die direkte Verbindung haben gegenüber einem Belene Haarnadelbügel eine doppelt so große Querschnittsfläche, so dass der Bewehrungsgrad für alle drei Varianten konstant bleibt.

In Abb. 9.12 wird die Schädigung der Betonstruktur in Form des Schädigungsparameters des RHT-Materialmodells auf dem mit der Mittenebene des aufprallenden Flugzeugs geschnittenen Aufprallbereich des Gebäudes für die drei Varianten der Bügelbewehrung und die angenommenen Aufprallgeschwindigkeiten  $v_2$  bzw.  $v_4$  dargestellt.

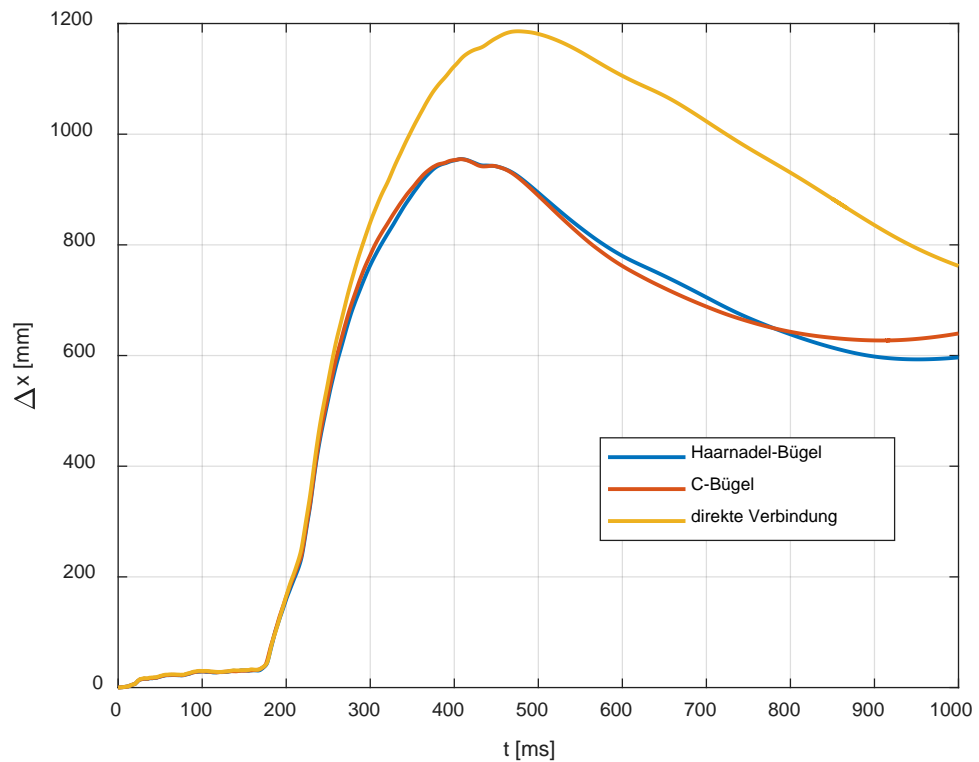
Die Schädigung der Betonstruktur mit der Haarnadel- und der C-Bügel-Modellvariante liegen nah beieinander. Bei Erhöhung der Aufprallgeschwindigkeit wird der geschädigte Betonbereich erwartungsgemäß deutlich größer. In Abb. 9.13 sind die Zeitverläufe der Verschiebung im zentralen Aufprallpunkt für die drei Bügel-Modellierungsvarianten bei der Aufprallgeschwindigkeit  $v_2$  und in Abb. 9.14 bei  $v_4$  dargestellt.



**Abb. 9.12** Vergleich der Betonschädigung bei Variation der Bügelbewehrung für die Aufprallgeschwindigkeiten  $v_2$  und  $v_4$  (jeweils nach 1000 ms).



**Abb. 9.13** Verschiebung im zentralen Aufprallpunkt bei der Aufprallgeschwindigkeit  $v_2$ .



**Abb. 9.14** Verschiebung im zentralen Aufprallpunkt bei der Aufprallgeschwindigkeit  $v_4$ .

Die Verläufe der C- und Haarnadel-Bügel zeigen keine nennenswerten Unterschiede. Die maximale Verschiebung bei direkter Verbindung der Bügel- und Biegebewehrung ist deutlich höher als bei C- und Haarnadel-Bügel (bei  $v_2$  ca. 10 % und bei  $v_4$  ca. 25%).

Zusammenfassend kann man feststellen, dass die Biegelvariante „Belene Hairpin“ ein mit C-Bügeln vergleichbares Verformungs- und Schädigungsverhalten sowohl bei niedrigen als auch bei hohen Aufprallgeschwindigkeiten zeigt. Bei der vereinfachten Modellierungsvariante mit direkt verbundenen Biege- und Biegelbewehrung durch gemeinsame Knoten im Finite-Elemente-Netz werden jedoch deutlich höhere Verformungen und Schädigungen erzielt.

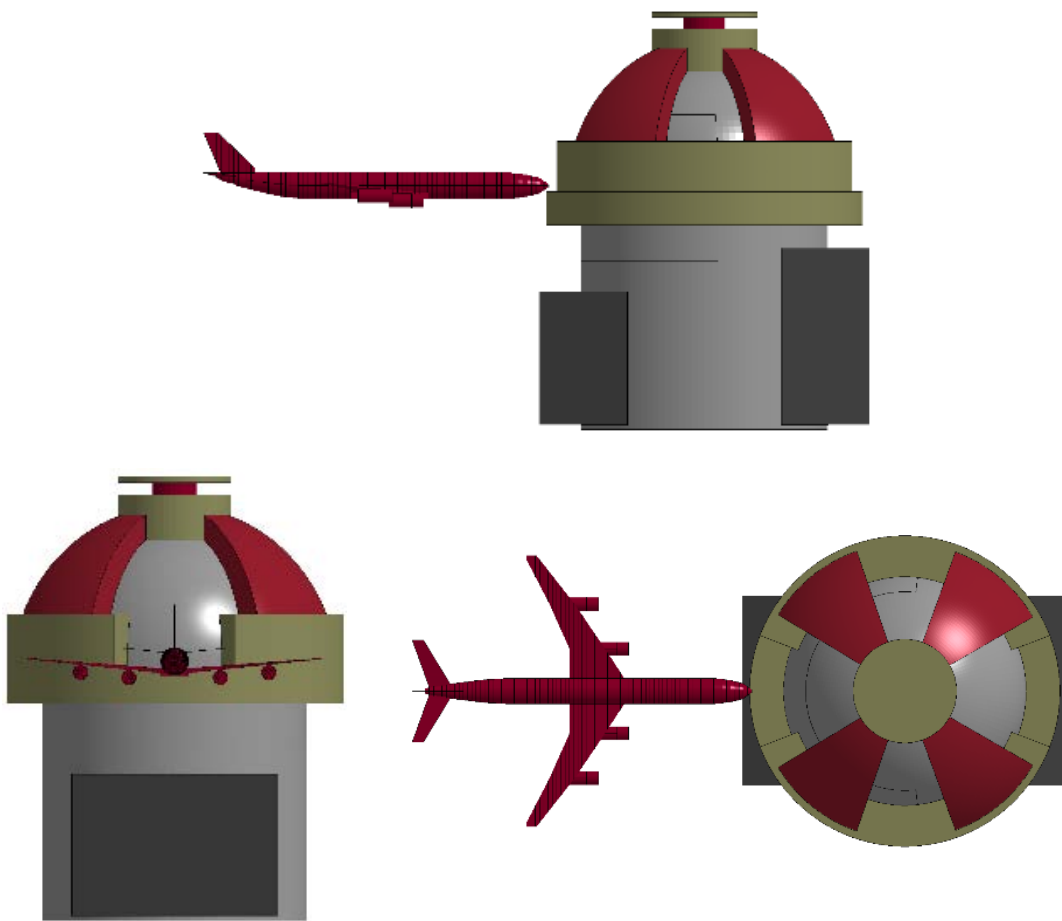
## **9.5 Berücksichtigung von Auf- und Anbauten des Reaktorgebäudes**

In Ergänzung zu den in den Kapiteln 9.3 und 9.4 vorgestellten Studien sind in diesem Kapitel Ergebnisse zusammengefasst, welche mit einem um Auf- und Anbauten des äußeren Reaktorgebäudes erweiterten Modell durchgeführt wurden. Unter Auf- und Anbauten fallen zum einen die quaderförmigen Gebäudeteile die beginnend vom Bodenniveau an die Zylinderstruktur des Gebäudes angesetzt sind, sowie das passive Gebäudekühlsystem, das im Kuppelbereich aufgesetzt ist. Letzteres umfasst vier Kanäle, die von einem umlaufenden Ring im Bereich der Kämpferlinie hinauf zum Zenit der Kuppel laufen. Gerade diese Gebäudeteile können den Zerkleinerungsprozess des aufprallenden Projektils bei einem Aufprall im Bereich der Kämpferlinie beeinflussen. Mit Hilfe der Aufprallsimulation wurde untersucht, in wieweit durch die aufgesetzten Gebäudestrukturen eine Vorzerkleinerung des Flugzeugs stattfindet.

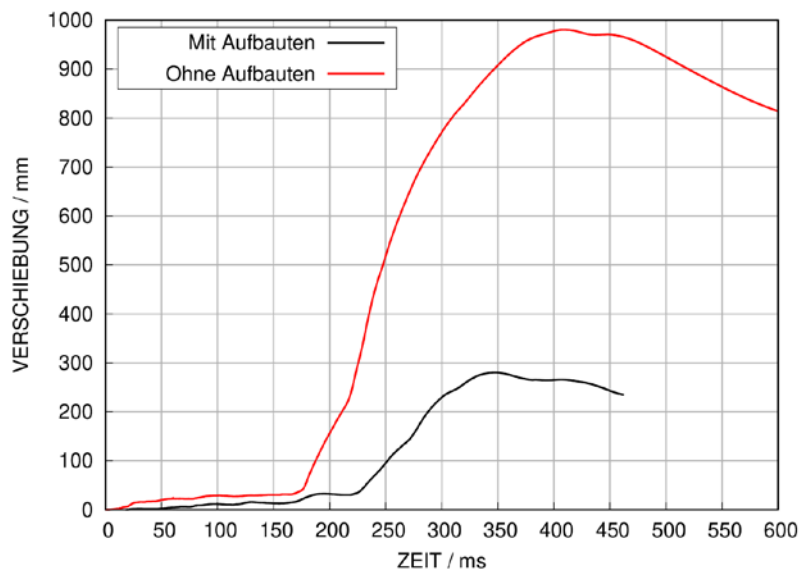
Abb. 9.15 zeigt verschiedene Ansichten des erweiterten Modells in Größenrelation zum Stoßkörpermodell. Die geometrischen Parameter der Gebäudestrukturen wurden den verfügbaren Konstruktionszeichnungen entnommen. Für Strukturen, welche absehbar mit dem Stoßkörpermodell in Kontakt kommen, wurde eine Abbildung über Volumenelemente vorgenommen. Die Vernetzungseinheit im Aufprallbereich entspricht hierbei der des Betons im verfeinerten Bereich (vgl. Kapitel 9.2). Für angrenzende Gebäude außerhalb des Aufprallbereiches wurden Schalenelemente verwendet. Die Anbindung der zusätzlichen Gebäudeteile erfolgt über geeignete Klebekontakte. Im Aufprallbereich selbst wurde das Materialverhalten über das RHT-Betonmodell abgebildet, wohingegen außerhalb des Aufprallbereiches das Eurocode 2 Betonmodell eingesetzt wurde.

Die Analysen wurden exemplarisch für die Aufprallgeschwindigkeit  $v_4$  und unter Verwendung des RHT-Betonmodells durchgeführt. Ein Vergleich der zentralen Verschiebungen im Aufprallbereich (vgl. Abb. 9.16) zeigt, dass die Aufbauten zu einer deutlichen Reduktion der maximalen Verschiebung beitragen.





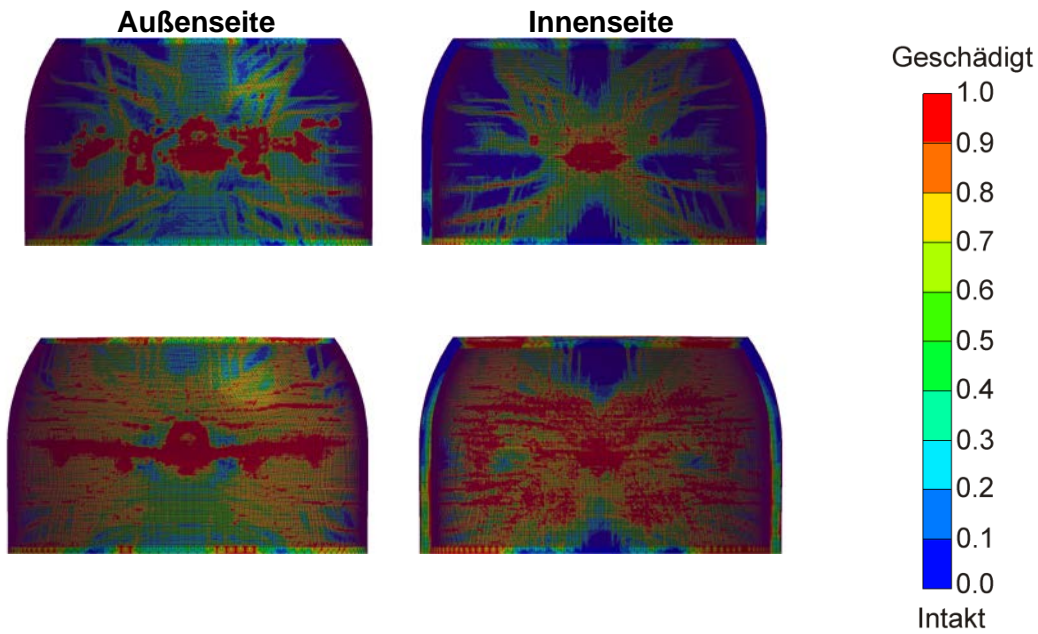
**Abb. 9.15** Verschiedene Ansichten des um Auf- und Anbauten erweiterten Rechenmodells



**Abb. 9.16** Verschiebung im zentralen Aufprallpunkt bei der Aufprallgeschwindigkeit  $v_4$  bei Berücksichtigung von Aufbauten des äußeren Reaktorgebäudes



Die Schädigungen des Betons auf der Frontseite des Aufprallbereiches und auf der Innenseite des verfeinerten Bereichs werden in Abb. 9.17 verglichen. Es zeigt sich, dass die Aufbauten die belastete Kontaktfläche des verfeinerten Bereiches verändern und diese insgesamt reduzieren. Weiterhin sind erhebliche Unterschiede in der Rissverteilung im Einwirkungsbereich der Flügel und der Triebwerke erkennbar.

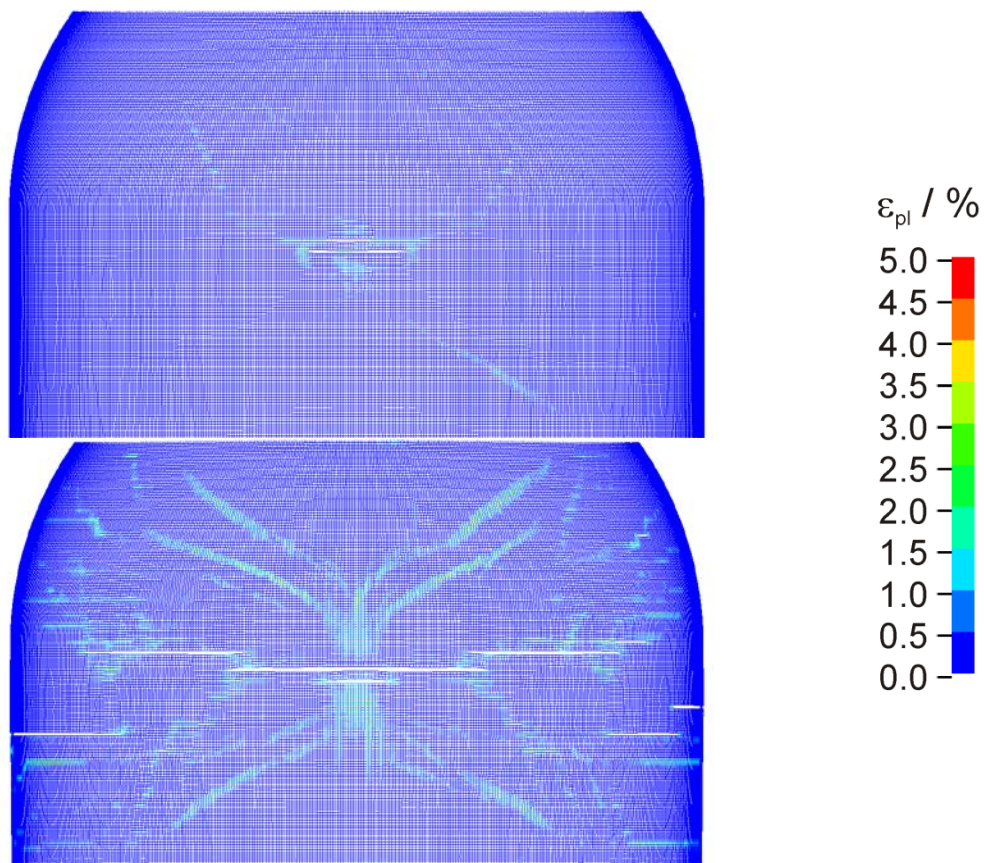


**Abb. 9.17** Einfluss der Modellerweiterungen auf die Betonschädigung der Außen- und der Innenseite (erweitertes Modell oben) nach 450 ms bei der Aufprallgeschwindigkeit  $v_4$

Anhand des Vergleiches von plastischen Dehnungen der innenliegenden Biegebewehrung (vgl. Abb. 9.18) wird deutlich, dass die Berücksichtigung von Aufbauten einen erheblichen Einfluss auf den Charakter der Strukturantwort aufweist. Die räumlichen Ausdehnungen von plastischen Gelenken weichen deutlich voneinander ab. Ebenso kommt es zu einer deutlich schwächer ausgeprägten Durchtrennung von Bewehrungsstäben.

Zusammenfassend lässt sich schlussfolgern, dass die Vernachlässigung von vorgelagerten Strukturen bezüglich der lokalen Beschädigung des äußeren Reaktorgebäudes erwartungsgemäß zu konservativen Ergebnissen führt. Grundsätzlich stellt sich bei Analysen zum Flugzeugabsturz die Frage nach dem erforderlichen Detaillierungsgrad bei der Abbildung der Gebäudestruktur. Diese sollte basierend auf dieser Studie vor der konkreten Fragestellung festgelegt werden. Ganzheitliche Untersuchungen zum betrachteten Reaktortyp (vgl. z.B. /KOS 14/) verfolgen die Zielsetzung, mittels sehr detaillierter Modelle sowohl Fragestellungen der lokalen Schäden als auch Auswirkungen

induzierter Erschütterungen zu untersuchen. Im Hinblick auf bestehende Unsicherheiten bei der Modellerstellung, der allgemeinen Komplexität der Fragestellung sowie der sich teilweise gegenseitig ausschließenden Anforderungen der Methoden zur Abbildung von lokaler Schädigung und Schwingungsausbreitung erscheint eine ganzheitliche Betrachtung sämtlicher Phänomene im Rahmen einer gekoppelten Simulation als methodisch schwierig.



**Abb. 9.18** Einfluss der Modellerweiterungen auf die plastischen Verformungen der innenliegenden Biegebewehrung (erweitertes Modell oben) nach 450 ms bei der Aufprallgeschwindigkeit  $v_4$

## 9.6 Zusammenfassung und Ausblick

Im Rahmen des Vorhabens 4717R01520 (LV-2) wurden mit dem Rechenprogramm LS-DYNA Simulationen zur Integrität der äußeren Containment-Struktur eines Kraftwerks vom Typ WWER-1000/466B zum Lastfall Flugzeugabsturz mit einem Passagierflugzeug vom Typ Airbus A340-600 durchgeführt.

Zunächst wurde der Einfluss von Modellparametern, welche die Einbettung der Bewehrung in die Betonstruktur, das Materialmodell zur Beschreibung der Betoneigenschaften sowie die Diskretisierung der Bewehrung betreffen, untersucht. Hierbei lieferten beide im Programmpaket LS-DYNA zur Verfügung stehenden Methoden zur Einbettung von Balken-Elementen (Bewehrung) in Volumen-Elemente (Betonstruktur) über Zwangsbedingungen bei allen untersuchten Aufprallgeschwindigkeiten vergleichbare Ergebnisse. Es zeigte sich, dass die Verwendung der Methoden zur Einbettung von Bewehrung im Bereich der Perforation der Stahlbetonstruktur ggf. zu nicht konservativen Ergebnissen im Vergleich zur Anbindung über gemeinsame Knoten führen kann. Dies ist bei der ingenieurtechnischen Bewertung der Simulationsergebnisse zu beachten.

Zur Beschreibung der Betoneigenschaften wurden das von Riedel, Hiermaier und Thoma entwickelte RHT-Modell und alternativ das Karagozian und Case Concrete (K&C) Modell eingesetzt. Beide Modelle enthalten zahlreiche Eingangsparameter, wobei die Analyseergebnisse (z.B. die Verformung im zentralen Aufprallbereich) stark von dem Parameter  $\omega$  des K&C-Modells abhängen. Verwendet man die im Rahmen von Versuchsnachrechnungen abgeleiteten Parameterdatensätze wurden mit beiden Materialmodellen bei den untersuchten Aufprallgeschwindigkeiten vergleichbare Ergebnisse erzielt.

Des Weiteren wurde für drei verschiedene Aufprallgeschwindigkeiten der Einfluss der Ausführung der Bügelbewehrung untersucht. Eine Modellvariante enthält haarnadelförmige Bügel, eine Modellvariante die insbesondere auch in deutschen KKW's verbreiteten C-Bügel und eine Modellvariante wurde mit vereinfachter Bügelmodellierung generiert, bei der die Balkenelemente der Bewehrungslagen nahe der Innen- bzw. Außenoberfläche fest durch Balkenelemente mit gemeinsamen Knoten verbunden sind. Letztere Variante fand wegen Beschränkungen der Simulationsmöglichkeiten und Limitierungen der Rechenkapazitäten in der Vergangenheit verbreitete Anwendung. Die Auswertung der Simulationsergebnisse ergab, dass die vereinfachte Modellierungsvariante gegenüber den detaillierteren Modellierungen eine deutlich höhere Schädigung der Betonstruktur und deutlich höhere Verformungen aufweist. Bei der niedrigen Aufprallgeschwindigkeit beträgt der Unterschied der Verformung im zentralen Aufprallpunkt ca. 10 %; dieser wächst nichtlinear und beträgt bei der hohen Aufprallgeschwindigkeit ca. 25 %. Es ist anzunehmen, dass unter Berücksichtigung des nichtlinearen Verhaltens die vereinfachte Modellierungsart zu einer konservativen Bewertung der Containment-Struktur führen kann. Die Unterschiede in Schädigung und Verformung zwischen den Modellvarianten mit haarnadelförmigen Bügeln bzw. C-Bügel'n fallen eher gering aus.

Erwartungsgemäß führt die Berücksichtigung von vorgelagerten Strukturen im Aufprallbereich zu einer Reduktion von lokalen Schäden der Stahlbetonstruktur. Insofern führt deren Vernachlässigung zu konservativen Ergebnissen.

Die durchgeführten Untersuchungen befassten sich insbesondere mit methodischen Aspekten bei der Simulation von lokaler Schädigung der Stahlbetonstruktur im Aufprallbereich. Grundsätzlich stellt sich bei Analysen zum Flugzeugabsturz die Frage nach dem erforderlichen Detaillierungsgrad bei der Abbildung der Gebäudestruktur bis hin zu der Berücksichtigung induzierter Erschütterungen infolge der Boden-Bauwerks-Kopplung. Im Hinblick auf bestehende Unsicherheiten bei der Modellerstellung, der Komplexität der Fragestellung sowie der Anforderungen an die Methoden zur Abbildung von lokaler Schädigung und Schwingungsausbreitung erscheint eine ganzheitliche Betrachtung sämtlicher Phänomene im Rahmen einer gekoppelten Simulation als methodisch noch nicht ausreichend erprobt.



## **10           Erfahrungsaustausch zu aktuellen Fragen der nuklearen Sicherheit**

### **10.1        Nukleare Sicherheit und Strahlenschutz beim Umgang mit Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen sowie bei der Stilllegung von Kernkraftwerken**

#### **10.1.1     Gemeinsamer Rechenbenchmark mit SEC NRS zum Vergleich der numerischen Verfahren zur Nuklidinventarbestimmung von bestrahltem Kernbrennstoff**

Bei der Kritikalitätssicherheitsanalyse für den Transport von bestrahlten Kernbrennstoffen in trockenen Behältern ist die Berücksichtigung des reaktivitätsmindernden Abbrands der Brennelemente heute international in vielen Ländern Stand der Technik. Die zugrunde liegende Methodik und die damit verknüpften Verfahren werden auch als „Abbrandkredit“ bezeichnet. Die quantitative numerische Ermittlung der relevanten Nuklidmassen spielt dabei eine zentrale Rolle bei der Modellierung der bestrahlten Kernbrennstoffe. Die Qualifizierung der dabei eingesetzten numerischen Verfahren zur Bestimmung der Nuklidinventare im Hinblick auf den Einsatz in Genehmigungsverfahren ist allerdings mit hohem Aufwand verbunden.

Bereits im Vorhaben 3614R01520 wurde mit einem Vergleich der jeweils vorhandenen numerischen Verfahren in GRS und SEC NRS und der in beiden Institutionen eingesetzten Methoden begonnen. Zu diesem Zweck wurde ein vereinfachtes Modell eines generischen WWER-1000-Brennelements mit einer idealisierten Bestrahlungshistorie als Basis zum Vergleich der unabhängig voneinander erzielten Rechenergebnisse der beiden Organisationen herangezogen. In diesem vereinfachten Modell konnten jeweils gut miteinander übereinstimmende Ergebnisse für die errechneten Nuklidmassen der für den Abbrandkredit maßgebenden Isotope erzielt werden.

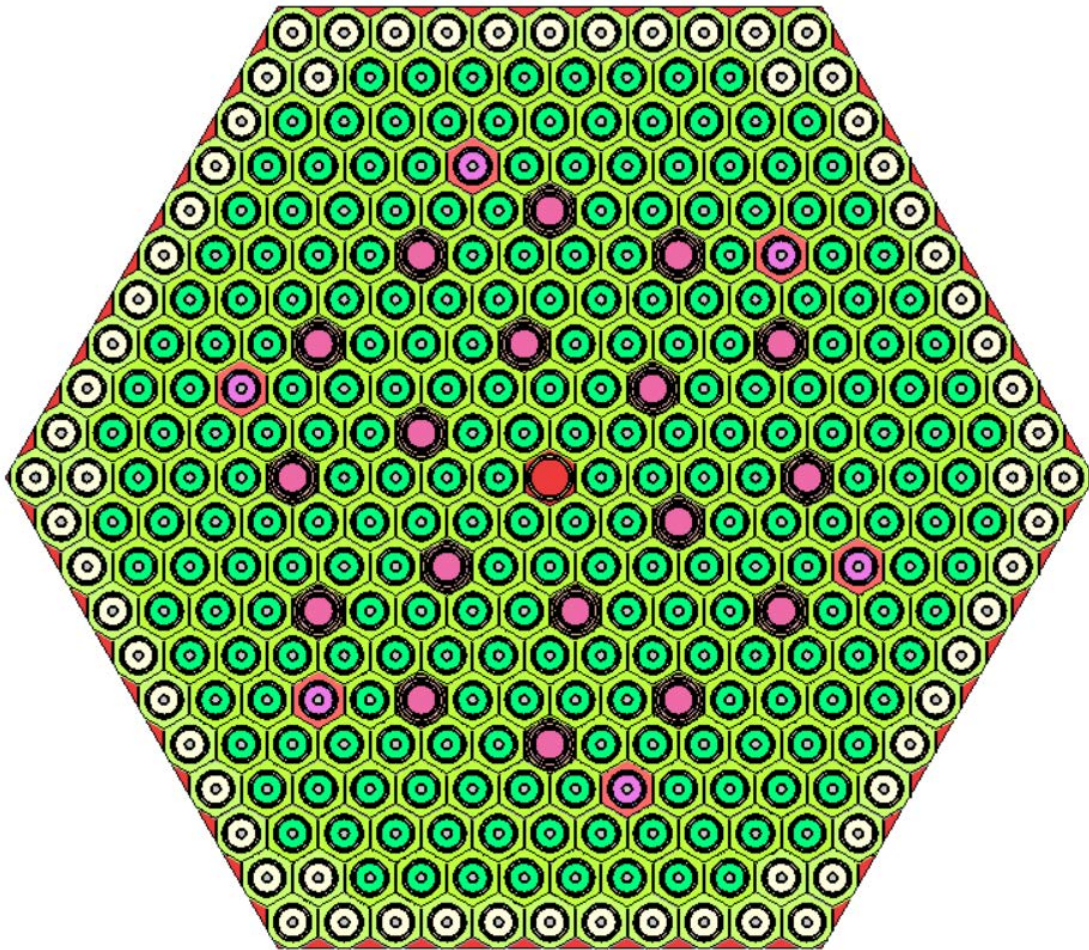
Zur vertieften Analyse wurden diese Arbeiten im vorliegenden Vorhaben ergänzt und insbesondere auf die Nachrechnung realer Brennelementdaten ausgeweitet. Hierzu wurde die Datenbank SFCOMPO der OECD/NEA /MIC 17/ als umfangreiche Sammlung frei verfügbarer Daten zu radiochemischen Analyseproben bestrahlter Brennelemente herangezogen. Diese enthält Proben aus vier Reaktoren des Typs WWER-1000 und aus drei Reaktoren des Typs WWER-440. Da der Vergleich auf ein WWER-1000 Brennelement beschränkt war, wurden die Proben des Reaktors Balakovo-2 als am geeignetsten

für eine Nachrechnung ausgewählt. Diese Auswahl erfolgte aufgrund der Anzahl der gemessenen Nuklide und der Positionierung des Probenstabs innerhalb des Brennelements. Eine Zusammenstellung der zur Berechnung des Nuklidinventars notwendigen Daten, sowie eine Aufbereitung der Messergebnisse und Analyse mit dem Programm HELIOS /CAS 91/ findet sich in /MUR 00/. Dieses Dokument wurde als Datengrundlage für den gemeinsamen Benchmark festgelegt. Von den drei aus dem Brennelement aus Balakovo-2 stammenden Proben wurde die mit *Sample 15* bezeichnete Probe für den Benchmark ausgewählt. Für die Nachrechnungen wurden die jeweils in den beiden Institutionen vorhandenen Rechenprogramme verwendet. Bei SEC NRS kamen die Programme SCALE 6.0 /ORNL 09/ und Serpent v.1.1.19 /LEP 15/ zum Einsatz, die GRS verwendete das selbstentwickelte Programm MOTIVE /HAN 17/ und das Programm TRITON/NEWT (T-Depl Sequenz) aus dem SCALE-Paket in den Versionen 6.1.2 /ORNL 11/ und 6.2.2 /REA 17/. Die Ergebnisse des Benchmarks sollen in einer gemeinsamen Veröffentlichung vorgestellt werden, die zum Zeitpunkt dieses Berichts noch in Abstimmung war. Im vorliegenden Text wird daher kurz auf die bei der GRS erzielten Ergebnisse eingegangen.

Bei dem zu simulierenden Brennelement handelt es sich um ein typisches WWER-1000 Brennelement mit hexagonaler Geometrie und einer 60° Rotationssymmetrie. Es enthält 312 Brennstäbe, 18 Steuerstabführungsrohre und einen zentralen Instrumentierungsstab. Es kamen Brennstäbe mit zwei verschiedenen Anfangsanreicherungen zum Einsatz. Den äußeren Ring bilden Stäbe mit einer Anreicherung von 3,6 Gew.%, die restlichen Stäbe weisen eine Anreicherung von 4,4 Gew.% auf. Die Brennstoffpellets sind jeweils mit einem zentralen Loch versehen. Das Brennelement wurde während drei Reaktorzyklen bestrahlt. Im ersten Zyklus waren in den Steuerstabführungsrohren Stäbe mit borhaltigen, abbrennbaren Absorbern vorhanden, die für die weiteren beiden Zyklen entfernt wurden. Abb. 10.1 zeigt das SCALE-Modell der Brennelementgeometrie mit eingefahrenen Absorberstäben. In Abb. 10.2 ist ein Ausschnitt des Geometriemodells dargestellt, der die Details der Stabgeometrien zeigt. Für die Modellierung des Probenstabs wurde die Symmetrie des Modells ausgenutzt. Die genauen Abmessungen, Materialzusammensetzungen und Leistungsgeschichtedaten können /MUR 00/ entnommen werden.

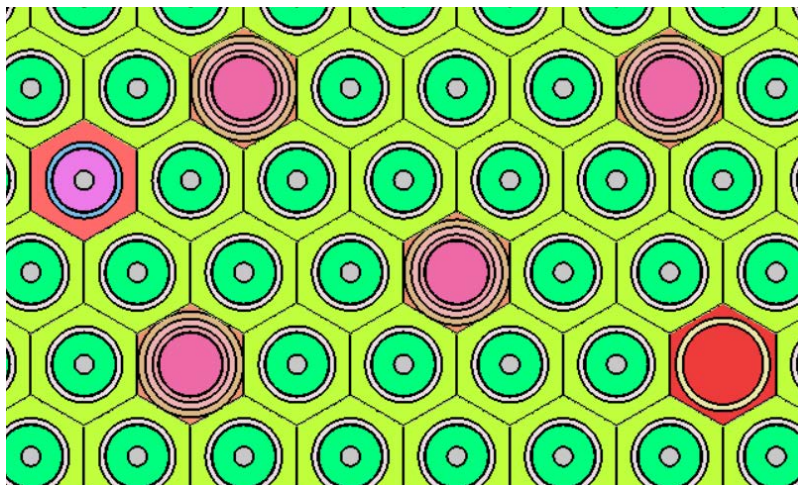
Mit den oben genannten Programmen wurden jeweils mehrere Rechnungen unter Verwendung unterschiedlicher Datenbibliotheken und teilweise unterschiedlicher Programmversionen durchgeführt, um die Unterschiede zwischen diesen herausarbeiten zu können.





**Abb. 10.1** Graphische Darstellung des SCALE-Modells für das simulierte WWER-1000 Brennelement.

Der Probenstab und zugehörige äquivalente Stabpositionen sind in der Darstellung durch die roten Stabzellen markiert.

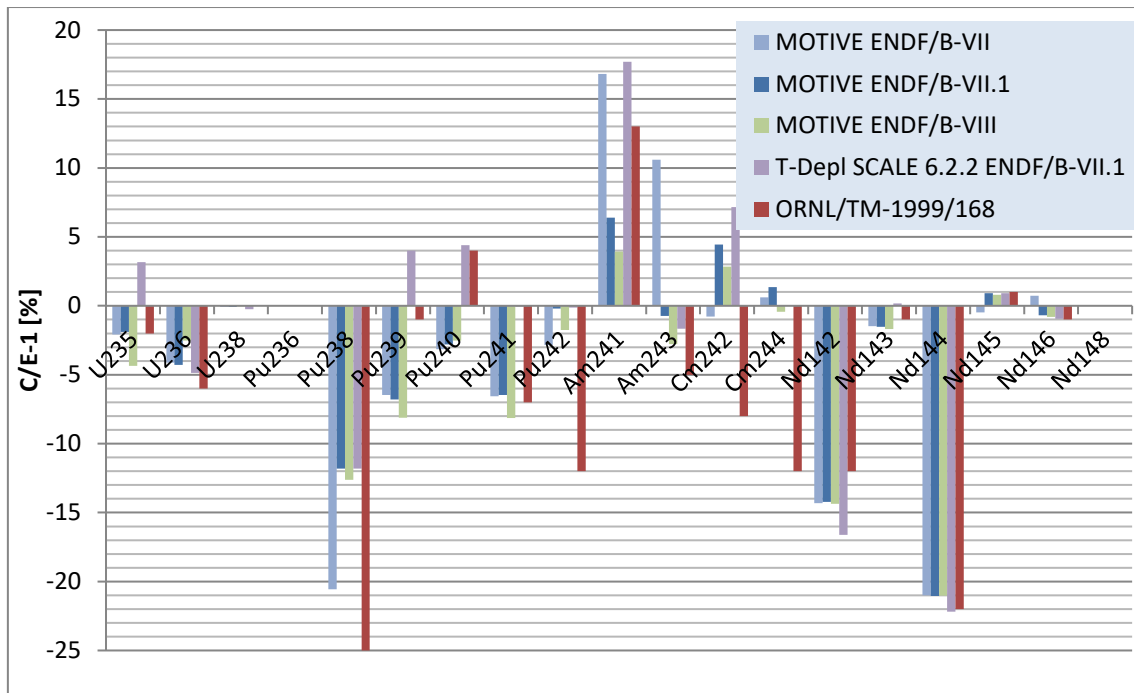


**Abb. 10.2** SCALE/NEWT Modell des WWER-100 Brennelements, Ausschnitt zur Illustration der Stabgeometrien

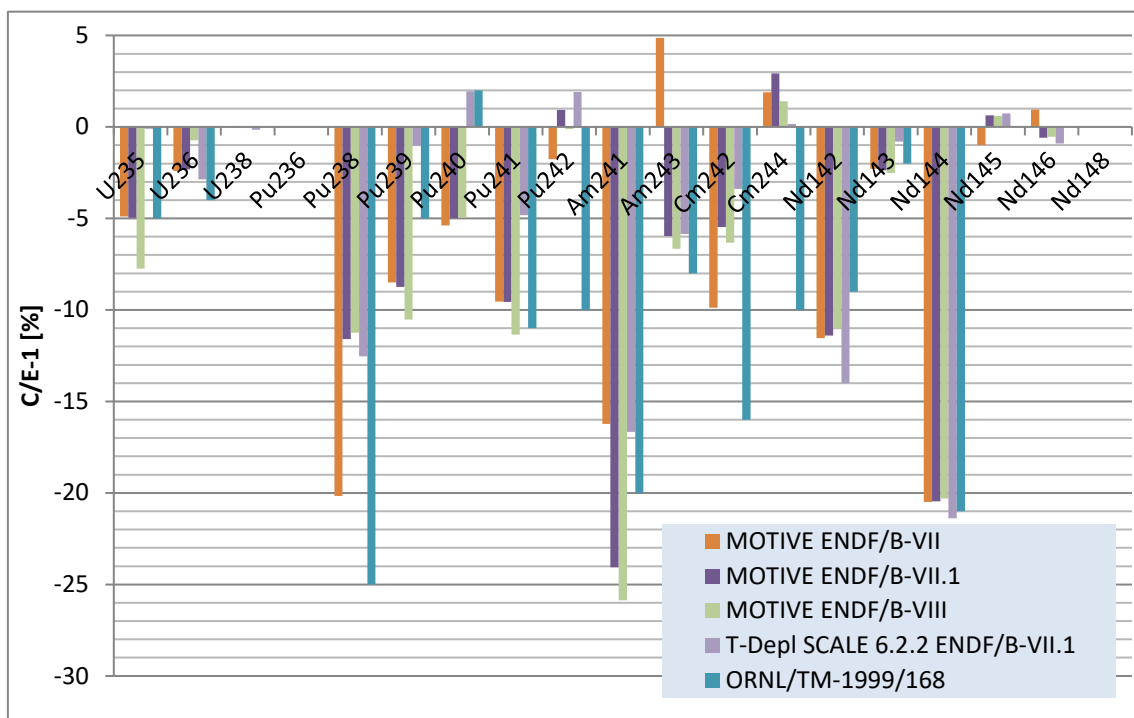


So wurden Rechnungen mit der Sequenz T-Depl (TRITON unter Verwendung des Neutronentransportprogramms NEWT) aus SCALE 6.1.2 unter Verwendung der Bibliothek ENDF/B-VII (238 Gruppen) und aus SCALE 6.2.2 unter Verwendung der Bibliothek ENDF/B-VII.1 (252 Gruppen) durchgeführt, weiterhin Rechnungen mit MOTIVE in der Version 0.6.2 mit den Bibliotheken ENDFB/VII und ENDF/B-VII.1. Letztere wurden zu einem späteren Zeitpunkt um eine Rechnung mit MOTIVE Version 0.7.3 und ENDF/B-VIII.0 ergänzt, nachdem diese Bibliothek ebenfalls verfügbar wurde.

Für alle Rechnungen wurden äquivalente Modelle verwendet, bei denen jeweils ein Brennelement mit sogenannten weißen Randbedingungen (isotrope Rückstreuung an den Grenzflächen) modelliert wurde. In den Rechnungen wurde nicht zwischen Stäben gleicher Materialzusammensetzung unterschieden, d. h. Stäbe mit gleicher Anfangsanreicherung wurden identisch (gemittelt) abgebrannt. Der Probenstab und die fünf geometrisch äquivalenten Stäbe wurden getrennt modelliert und damit separat abgebrannt. Dieses Vorgehen hat sich in der Vergangenheit als sinnvolle Näherung herausgestellt, die den Rechenaufwand deutlich reduziert ohne die Genauigkeit wesentlich zu beeinflussen. Standardmäßig werden in der GRS Vergleiche von Abbrandrechnungen mit experimentellen Daten auf den Abbrandindikator  $^{148}\text{Nd}$  normiert, d. h. die spezifische Leistung wird in der Rechnung so angepasst, dass die berechnete  $^{148}\text{Nd}$ -Menge möglichst genau der experimentell bestimmten Masse entspricht. Das war aufgrund der fehlenden Messung für dieses Nuklid im vorliegenden Fall jedoch nicht möglich. Stattdessen wurde hier auf die Summe der Nuklidinventare der gemessenen Nuklide  $^{145}\text{Nd}$  und  $^{146}\text{Nd}$  normiert. In Abb. 10.3 sind für die berechneten Nuklidinventare für *Sample 15* die relativen Abweichungen zwischen Rechnung (C) und Experiment (E) als (C/E-1)-Werte in Prozent dargestellt. Die Ergebnisse sind dabei den in /MUR 00/ veröffentlichten, mit dem Programm HELIOS erzielten Werten gegenübergestellt. Zur Überprüfung der Konsistenz der so erzielten Ergebnisse wurde seitens der GRS zusätzlich das im Vergleich mit SEC NRS nicht berücksichtigte *Sample 6* aus demselben Probenstab nachgerechnet. Die Ergebnisse sind in Abb. 10.4 gezeigt. Die Ergebnisse für beide Proben zeigen ein vergleichbares Bild. Die zwischen den Ergebnissen der verschiedenen Rechenprogrammen und Datenbibliotheken erkennbaren Unterschiede zeigen für beide Proben konsistente Trends. Grundsätzlich lässt sich feststellen, dass die erzielten Ergebnisse im Rahmen üblicher Abweichungen /BEH 18/mit den Messungen und den mit in /MUR 00/ gezeigten Rechenergebnissen übereinstimmen.



**Abb. 10.3** Relative Abweichung zwischen berechneten und gemessenen Werten für *Sample 15* der Balakovo-2 Proben



**Abb. 10.4** Relative Abweichung zwischen berechneten und gemessenen Werten für *Sample 6* der Balakovo-2 Proben

Im Einzelnen lassen sich die folgenden Aussagen ableiten: Die wesentlichen spaltbaren Nuklide  $^{235}\text{U}$  und  $^{239}\text{Pu}$  werden von MOTIVE leicht unterschätzt, während sie von der T-

Depl Sequenz aus SCALE 6.2.2 etwas überschätzt werden. Für die übrigen Aktinoide lassen sich für die hier durchgeführten Rechnungen gewisse Verbesserungen bei der Reproduktion der experimentellen Daten gegenüber den in /MUR 00/ gezeigten Ergebnissen beobachten. Dies gilt insbesondere für  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$  und die Curium-Nuklide, vermutlich aufgrund verbesserter Wirkungsquerschnittsdaten in den moderneren Bibliotheken, wie sich insbesondere an den drei Rechnungen mit MOTIVE mit unterschiedlichen Bibliotheken ablesen lässt. Mit Ausnahme von  $^{241}\text{Am}$  sind für beide Proben die gleichen Trends hinsichtlich Über- oder Unterschätzung der Messergebnisse zu erkennen. Dies kann auf größere Messunsicherheiten bei diesem Nuklid hindeuten.

Die gemeinsame Arbeit am Rechenbenchmark und den anschließenden Austausch über die Ergebnisse war sowohl für SEC NRS als auch für die GRS gewinnbringend, und diente dem vertieften Verständnis der Nuklidinventarberechnung für WWER-1000 Brennelemente. Beide Institutionen sind aktuell in der Endabstimmung über die gewonnenen Erkenntnisse und planen eine gemeinsame Veröffentlichung der erzielten Ergebnisse in Form eines Zeitschriftenartikels.

#### **10.1.2 Erfahrungsaustausch zu nuklearer Sicherheit und Strahlenschutz beim Umgang mit Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen sowie bei der Stilllegung von Kernkraftwerken**

Die Organisation und die Schaffung der Grundlagen für den sicheren Umgang mit (abgebrannten) Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen sowie die Vorsorge für die spätere sichere Stilllegung einer kerntechnischen Anlage sind untrennbarer Bestandteil des sicheren Betriebs dieser Anlagen. Diese Fragestellungen standen im Mittelpunkt der Forschungsarbeiten in diesem Arbeitspunkt. Die Arbeiten erfolgten in enger Zusammenarbeit mit russischen und z.T. mit armenischen Experten.

Im Zusammenhang mit dem sicheren Betrieb von kerntechnischen Anlagen sind Fragen zu konkreten Lösungen beim Umgang mit Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen genauso wichtig wie die dazugehörigen gesetzlichen und regulatorischen Vorgaben. Ein Beispiel dafür sind das System der Klassifizierung von radioaktiven Stoffen, Materialien und Abfällen und die daraus resultierenden Vorgehensweisen beim Umgang mit ihnen. Grundsätzlich sind dabei zwei Ziele zu berücksichtigen, die sichere Endlagerung oder die Entlassung aus dem genehmigungspflichtigen Umgangsbereich.

Bezogen auf diese Themen wurden die aktuellen Erkenntnisse zur Vorgehensweise insbesondere in Russland in diesem AP verfolgt, aufbereitet und bewertet.

Nachfolgende Aspekte waren bei der Bearbeitung dieses AP von besonderer Bedeutung:

- Analyse und Auswertung von Informationen zur Planung und Durchführung von Stilllegungsprojekten,
- Analyse und Vergleich vorhandener bzw. festzulegender Annahmebedingungen für Endlager, insbesondere für geologische Endlager,
- Analyse und Vergleich von Methoden zur Sicherheitsbewertung von Endlagern und
- Analyse und Vergleich von Konzepten zur Endlagerung von schwach aktiven radioaktiven Abfällen, bzw. von Konzepten zur Freigabe solcher Materialien.

Die Ergebnisse der o.g. Arbeiten wurden in Besprechungsnotizen zu den durchgeführten Seminaren dokumentiert. Die Organisation und die Durchführung solcher Seminare wurde als die unter den gegebenen Randbedingungen und unter Berücksichtigung des dafür vorgesehenen Budgetanteils effektivste Form der Zusammenarbeit identifiziert.

Diese Seminare wurden als Forum zum Austausch von Erfahrungen, zum Stand von Wissenschaft und Technik, zur regulatorischen Gestaltung und zur Durchführung von Vor-Ort Besichtigungen, wenn möglich und sinnvoll, genutzt. Alle auf diesen Seminaren vorgetragenen und diskutierten Präsentationen wurden gesammelt und sind sämtlich auf den GRS Projektseiten verfügbar und sichern damit eine vollständige Dokumentation der durchgeführten Arbeiten und den Erhalt der Informationen. In den Protokollen zu den Seminaren werden die durchgeführten Arbeiten und die erzielten Ergebnisse dokumentiert.

### **AtomEco-Konferenz 2017 und Treffen mit SEC NRS in Moskau**


Im Rahmen der Zusammenarbeit mit SEC NRS zu nukleare Sicherheit und Strahlenschutz beim Umgang mit Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen erfolgte die Teilnahme an der AtomEco-Konferenz in Moskau, zu der auch ein Reisebericht erstellt wurde [10-1]. Thematischer Schwerpunkt der Konferenz war die Diskussion von Fachleuten und Öffentlichkeit zu Fragen der Umweltsicherheit und der öffentlichen Akzeptanz der Nuklearindustrie, zu Umweltvorschriften sowie zu neuen umweltfreundlichen technologischen Lösungen für den sicheren Umgang mit abgebrannten Kernbrennstoffen

und radioaktiven Abfällen und bei der Stilllegung von nuklearen Anlagen. Am Rande der Konferenz wurde ein Arbeitstreffen mit den Experten von SEC NRS zu den gemeinsamen Arbeiten mit SEC NRS zu nuklearer Sicherheit und Strahlenschutz beim Transport und der Lagerung von abgebrannten Brennelementen im AP 10 des Vorhabens 3617R01520 durchgeführt. Auf der Grundlage der durch die GRS kommentierten Vorschläge von SEC NRS wurden der Status der Arbeiten zu den vereinbarten Themen besprochen und die Aufgaben für 2018 weiter präzisiert. Mit diesem Treffen wurde die Grundlage für die beiden ersten Seminare der GRS mit SEC NRS, die im Jahr 2018 durchgeführt wurden, geschaffen.

### 1. Seminar zu speziellen Fragen des Strahlenschutzes

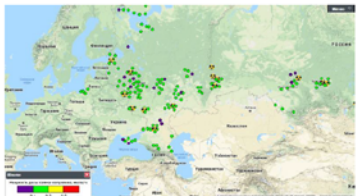
Das erste Seminar fand am 26. und 27.06.2018 in der GRS Berlin mit zwei Vertretern von SEC NRS und GRS Mitarbeitern statt [10-1]. Thematische Schwerpunkte waren die Ermittlung und Bewertung von Freisetzungen und die daraus resultierenden Dosen für die Bevölkerung aus dem Betrieb von KKW. Dabei wurde auch die Herangehensweise in der Russischen Föderation präsentiert und diskutiert. Von Interesse ist hier auch das von den Experten von SEC NRS präsentierte System zur radiologischen Überwachung verschiedener nuklearer Anlagen für Rostechndadzor.


**Radiological monitoring results availability for Rostechndadzor**



NPPs:

- ✓ automated system for monitoring radiation (ASKRO) off-site (refresh rate - every 10 sec)
- ✓ automated radiological monitoring system (ASRK) on site, in buildings, process streams (update every 10 sec)
- ✓ monitoring of non radiological safety parameters (update every 2 min)





other facilities:

- ✓ a unified state system for monitoring the radiation situation (EGASMRO) (update every 3 hours)

17

**Abb. 10.5** System zur radiologischen Überwachung nuklearer Anlagen für Rostechndadzor (Quelle: Präsentation von SEC NRS, 2018)

Am Ende der Veranstaltung wurden mögliche zukünftige gemeinsame Arbeiten besprochen. Die Experten von SEC NRS zeigen u.a. Interesse an einer vertieften Berücksichtigung der Empfehlung der EU-Kommission 2004/2/Euratom vom 18. Dezember 2003

zu standardisierten Informationen über Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Fortluft und dem Abwasser aus Kernkraftwerken und Wiederaufarbeitungsanlagen in die Umwelt im Normalbetrieb.

Die Anwendung verschiedener dosimetrischer Modelle und deren Eingangsgrößen und ein Vergleich von Resultaten ist gewünscht. Es wurde seitens der GRS darauf hingewiesen, dass im Zuge der Novellierung des deutschen Strahlenschutzrechtes mit einem neuen StrlSchG und einer neuen StrlSchV auch mit einer neuen AVV zur Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus Anlagen oder Einrichtungen zu rechnen ist, sodass deren Inkrafttreten abzuwarten ist.

Weiterhin wurden organisatorische Fragen des zweiten Seminars im Jahr 2018 zur Thematik der Endlagerung von radioaktiven Abfällen besprochen. Die Handouts der gehaltenen Vorträge stehen als Anlage zum Protokoll des Seminars zur Verfügung.

## **2. Seminar zu speziellen Fragen des Abfallmanagements**

Das zweite Seminar im Jahr 2018 wurde im Zeitraum vom 16. bis 18.11.2018 mit zwei Experten von SEC NRS durchgeführt. Das Seminar bestand aus einem theoretischen und praktischen Teil. Der erste Teil wurde bei der GRS in Braunschweig durchgeführt. Die wichtigsten präsentierten und diskutierten Themen waren die Situation in Deutschland bezüglich des Umgangs mit radioaktiven Abfällen und deren Endlagerung, die Langzeitsicherheitsanalyse, die Charakterisierung von radioaktiven Abfällen und die gegenwärtige Zusammenarbeit mit russischer Organisation auf dem Gebiet der Endlagerforschung.

Von Interesse ist hier auch das von den Experten von SEC NRS präsentierte System zur radiologischen Klassifizierung in Bezug auf eine Endlagerung von allen relevanten radioaktiven Abfällen in der Russischen Föderation.

## RW Classification for Disposal (1)



✓ Government Decree 1069 of 19.10.2012 «On the criteria for inclusion of solid, liquid and gaseous wastes to RW, the criteria for RW classification to a non-retrievable RW and retrievable RW, and classification criteria for non-retrievable RW».

Class 1	Class 2	Class 3	Class 4	Class 5
<b>Solid RW:</b> • materials • equipment • products • solidified liquid RAW	<b>Solid RW:</b> • materials • equipment • products • soil • solidified liquid RAW • DSRS of 1 и 2 categories	<b>Solid RW:</b> • materials • equipment • products • soil • solidified liquid RAW • DSRS of category 3	<b>Solid RW:</b> • materials • equipment • products • biological waste • soil • solidified liquid RAW • DSRS of category 3	<b>Liquid RW:</b> organic and inorganic liquids, pulps, muds
Disposal in deep disposal facility after storage to decrease heat generation	Disposal in deep disposal facility	Disposal in near-surface disposal facility (till 100 m depth)	Disposal in near-surface disposal facility at ground level	Disposal in existing deep well injection disposal facilities
<b>Class 6</b> RW, resulting from the extraction and processing of uranium ores and mineral and organic materials with a high content of natural radionuclides				
Disposal in near-surface disposal facility				

www.secnrs.ru

9

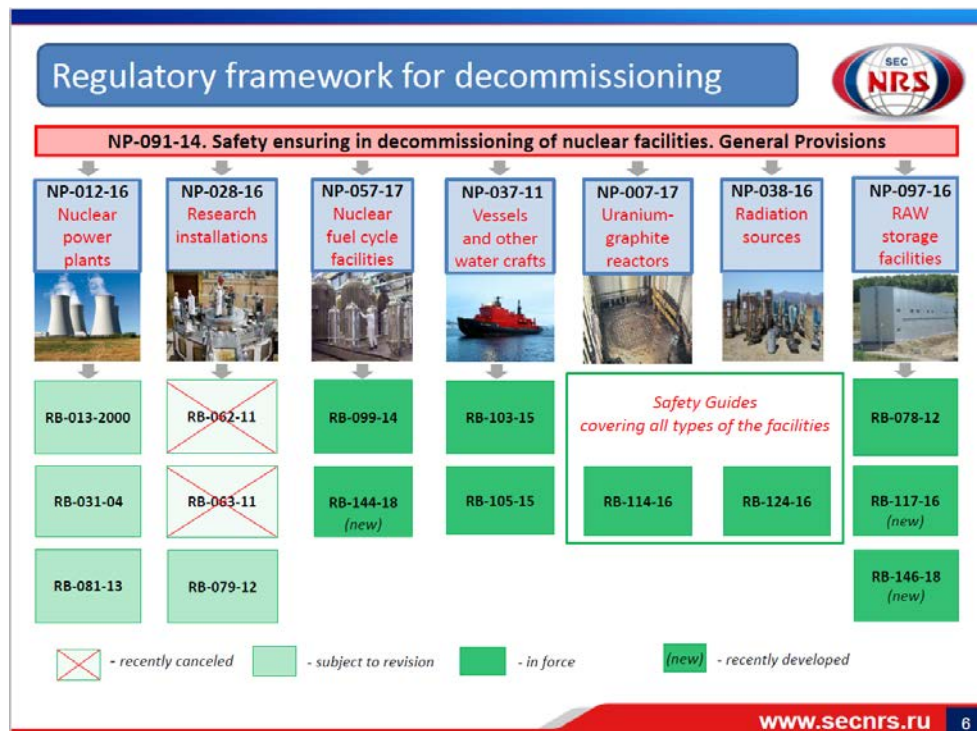
**Abb. 10.6** Klassifizierung von radioaktiven Abfällen für die Endlagerung in der Russischen Föderation (Quelle: Präsentation von SEC NRS, 2018)

Von Interesse war auch ein Austausch zu Fragen der Stilllegung kerntechnischer Anlagen. Die GRS präsentierte u.a. auch Informationen zu typischen Störfallbetrachtungen für Stilllegungsprojekte (z.B. Absturz von Behältern mit radioaktiven Abfällen).

In diesem Zusammenhang gaben die Experten von SEC NRS auch noch einmal einen Überblick über das stilllegungsrelevante Regelwerk in der Russischen Föderation zum damaligen Zeitpunkt.

Danach erfolgte ein Besuch des geotechnischen Labors der GRS. Am zweiten Arbeitstag des Seminars erfolgte der gemeinsame Besuch des Schachts Konrad in Salzgitter, welcher derzeit für die zukünftige Aufnahme zur Endlagerung von schwach- und mittelaktiven radioaktiven Abfällen vorbereitet wird. Zum Seminar wurde ein Protokoll erstellt, welches auch alle Präsentationen des Seminars enthält.

Während des Seminars wurden auch wieder zukünftige Themen der Zusammenarbeit und die Organisation zweier weiterer Seminare in 2019 besprochen. Darüber hinaus erfolgte noch eine Vorabsprache zu einem Seminar im Jahr 2019 zu Fragen der Planung und Kostenermittlung von Stilllegungsprojekten für nukleare Anlagen.



**Abb. 10.7** Überblick über das stilllegungsrelevante Regelwerk in der Russischen Föderation (Quelle: Präsentation von SEC NRS, 2018)

### 3. Seminar zu speziellen Fragen des Abfallmanagements

Das dritte Seminar im AP 10 zu diesem Themenkomplex wurde von der GRS mit russischen und armenischen Fachleuten organisiert und vom 02.–06.12.2019 bei der GRS Köln und Braunschweig durchgeführt. Die armenischen Experten wurden hier mit einbezogen, da die armenische TSO Nuclear and Radiation Safety Center (NRSC) Interesse an einem Austausch mit den Experten der GRS bezüglich der Entsorgung radioaktiver Abfälle sowie des Rückbaus der kerntechnischen Anlagen geäußert hatte.

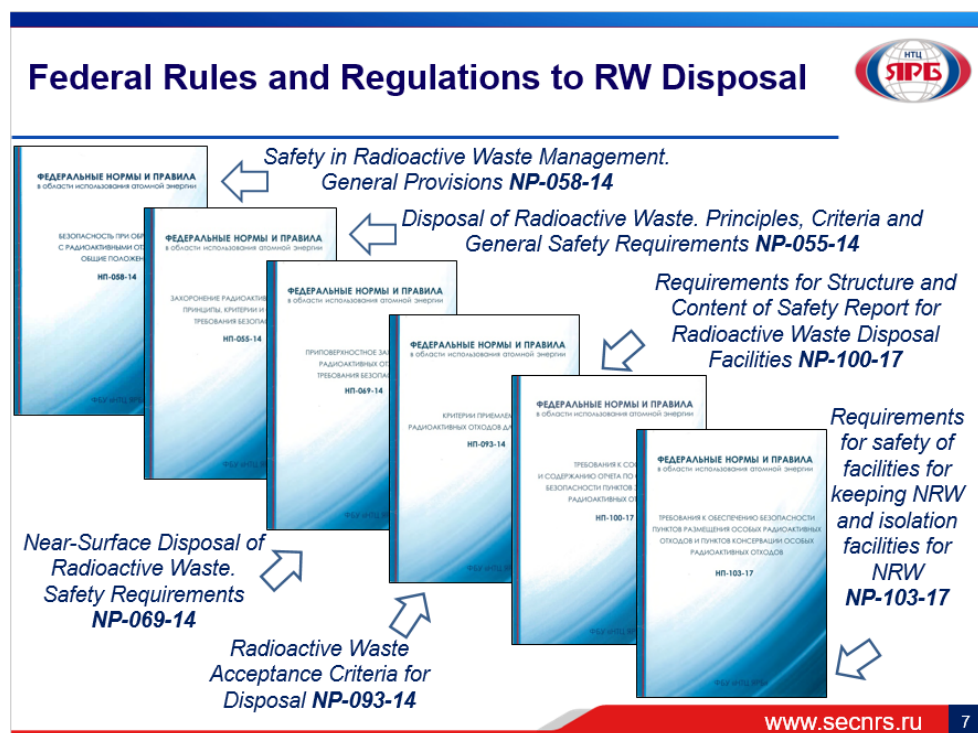
Im Vorfeld des Meetings fand ein Dokumentenaustausch zur effektiven Vorbereitung statt. Von armenischer Seite wurden unter anderem folgende Unterlagen zur Verfügung gestellt: – Preliminary Waste Acceptance Criteria for waste form and package, – Overview of legislative framework of the Republic of Armenia concerning radioactive waste management activities. In Vorbereitung auf das dritte Seminar hatten GRS Experten begonnen, soweit dies möglich war, diese Unterlagen zu analysieren und auf Konsistenz und Vollständigkeit zu prüfen.

Vor dem Treffen wurde ein detailliertes Tagungsprogramm ausgearbeitet und mit allen Partnern und beteiligten Organisationen abgestimmt. Neben Fachleuten der GRS waren



jeweils drei armenische (NRSC, ANRA) und russische Experten (SEC NRS) am Seminar beteiligt. Zu den einzelnen Sachthemen wurden von GRS Experten einführende Präsentationen vorbereitet und vorgetragen. Die vereinbarten Themen wurden auch von den armenischen und russischen Experten aufgegriffen und in ihren Präsentationen auf hohem fachlichen Niveau dargestellt. Das bildete eine gute Grundlage für intensive fachliche Diskussionen.

In diesem Zusammenhang gaben die Experten von SEC NRS auch einen Überblick über das Regelwerk zur Endlagerung in der Russischen Föderation zum damaligen Zeitpunkt.



**Abb. 10.8** Regelwerk zur Endlagerung in der Russischen Föderation (Quelle: Präsentation von SEC NRS, 2019)

Vor dem eigentlichen Seminar wurden während eines bilateralen Treffens mit NRSC/ANRA Fragen der gemeinsamen Entwicklung regulatorischer Dokumente und Möglichkeiten der künftigen Zusammenarbeit erörtert. Bestandteil des dritten Seminars war auch eine technische Exkursion in die Schachanlage Asse II am 5. Dezember. Zum Seminar [10-1] wurde ein Protokoll mit allen Beiträgen der Teilnehmer erstellt.

Die Einbeziehung russischer und armenischer Experten hatte sich nicht nur als möglich, sondern auch als sehr effizient und produktiv herausgestellt. Es wurden von allen Seiten

interessierende Fragen behandelt, Regelungen und sicherheitstechnische Lösungsansätze konnten mit einander verglichen werden.

#### **4. Seminar zu speziellen Fragen der Stilllegung**

Im Rahmen des AP 10 erfolgten Arbeiten zur Abstimmung und Vorbereitung eines weiteren Seminars für den Erfahrungsaustausch zum Thema Stilllegung kerntechnischer Anlagen. Dieses Seminar war ursprünglich für das 1. Quartal 2020 geplant. Die Abstimmung erfolgte zunächst nur mit den Fachabteilungen. Da das Thema Stilllegung auch angrenzende Themen wie Strahlenschutz und die Behandlung und die Endlagerung von radioaktiven Abfällen betrifft ist dieses Seminar inhaltlich breiter aufgestellt und soll diese Fachthemen aufgreifen und damit einer ganzheitlichen Betrachtung dienen.

Als Themen für das Seminar zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen werden die folgenden Punkte (nicht in Reihenfolge ihrer Bedeutung) vorgeschlagen, die im Entwurf einer Tagesordnung aufgeführt sind:

- Terminologie und internationale Herangehensweise
- Stilllegungskonzepte, -strategien und -projekte und Stilllegungsphasen (Stilllegung einer Anlage, Deregulierung - Systemeinteilung wichtig/unwichtig, Abbau und Entlassung aus dem Atomgesetz)
- Grundlagen, Erfahrungen und Grundprinzipien von Stilllegungskostenberechnungen
- Stilllegung, Rückbau und Sanierung von Territorien
- Ziele der Stilllegung, End State, Dosiskriterien
- Anlagencharakterisierung/ Inventarisierung (e.g. Spaltmaterial, radiologisch, chemisch-physikalisch, biologisch)
- Materialmanagement und Entsorgungsstrategien (radioaktiver Abfall vs. Freimessen),
- Stilllegungsplanung, Hilfsmittel und Programme
- Planung und Durchführung von Stilllegungsprojekten, praktische Erfahrungen und Beispiele (KKWs Leningrad, Nowoworonesch, Medzamor, Niederaichbach, Freigabegrenzwertreduzierung)
- Freimessungen (+ Messtechnik) und Entsorgungspfade
- Mengenaufkommen Klassifizierung und Gruppierung

Auf der Basis der Ergebnisse des Seminars im Dezember 2019 im Rahmen dieses Arbeitspunktes wurden auch die gemeinsamen Arbeiten mit ANRA/NRSC fortgesetzt.

Der geplante Erfahrungsaustausch mit ANRA und NRSC zum Strahlenschutz, zum Umgang und sicheren Entsorgung von Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen sowie bei der Stilllegung von Kernkraftwerken wurde fortgeführt. Dies erfolgte u.a. durch die Fortsetzung der Analyse des Regelwerkes zum Umgang mit radioaktiven Abfällen im Allgemeinen und im Speziellen in Bezug auf ein Regelwerksdokument zum sicheren Umgang mit radioaktiven Abfällen vor deren Endlagerung.

Die Kommentare der GRS zum Entwurf des armenischen Regelwerksdokuments GD 631 zum Umgang mit radioaktiven Abfällen wurden im Mai 2020 in einer Videokonferenz mit ANRA und NRSC erläutert und anschließend an die armenischen Partner übergeben.

### **Zusammenfassung und Ausblick**

Zusammenfassend werden die Ergebnisse der Arbeiten zu den eingangs aufgeführten Aspekten, die von besonderer Bedeutung bei der Bearbeitung dieses Arbeitspunktes waren, noch einmal dargestellt.

Die beiden Seminare zur Endlagerung in den Jahren 2018 und 2019 boten eine außerordentlich gute und effektive Möglichkeit zur Analyse und zum Vergleich vorhandener bzw. festzulegender Annahmebedingungen für Endlager, insbesondere für geologische Endlager. Darüber hinaus war damit die Möglichkeit zur Analyse und zum Vergleich von Methoden zur Sicherheitsbewertung von Endlagern gegeben, da den Sicherheitsbewertungen breiter Raum in den Präsentationen und Diskussionen eingeräumt wurde.

Eine Analyse und der Vergleich von Konzepten zur Endlagerung von schwach aktiven radioaktiven Abfällen erfolgten im Rahmen der Diskussion der Abfallklassifizierung (z.B. in der Russischen Föderation erfasst mit den Abfallklassen „Class 4“ und „Class 6“).

Konzepte zur Freigabe von Materialien aus der strahlenschutztechnischen Überwachung und die Analyse und Auswertung von Informationen zur Planung und Durchführung von Stilllegungsprojekten sind Gegenstand des geplanten Seminars zur Stilllegung von kerntechnischen Anlagen.

Somit konnten für alle wichtigen Aspekte Informationen gesammelt und ausgetauscht werden und ein Kompetenzerhalt auf diesem Gebiet sichergestellt werden. Es soll hier noch bemerkt werden, dass ergänzend zum hier beschriebenen Vorhaben ähnliche

Themen mit Partnern aus Litauen, Bulgarien und der Ukraine im Vorhaben 4716I01512 bearbeitet werden und damit auf ein breites Spektrum von Informationen und Erfahrungen zurückgegriffen werden kann. Diese Arbeiten sollten in den jeweiligen Folgevorhaben aufbauend auf den bisherigen guten Erfahrungen weitergeführt werden.

## **10.2 Erfahrungsaustausch zu Sicherheitsanalysen für das KKW Armenien**

Im Rahmen der Arbeiten für Sicherheitsanalysen für das KKW Armenien wurde ein Arbeitsmaterial zu den „Anlagen- und systemtechnischen Unterschieden zwischen den WWER-440-Baulinien W-230 und W-270“ erstellt. Dieses Arbeitsmaterial enthält eine Zusammenfassung aller bekannten Unterschiede zwischen beiden Anlagenkonzepten in Form einer tabellarischen Gegenüberstellung einschließlich verfügbarer grafischer Darstellungen und dazugehöriger Quellen sowie Informationen zur Entwicklung der Anforderungen an die Modernisierung seit der Wiederinbetriebnahme des Blockes 2 des KKW Armenien und die Historie der Modernisierungsmaßnahmen und ihrer Umsetzung. Dieses Arbeitsmaterial diente auch als Basis für ein Update des Baulinienhandbuchs für den WWER-440/W-230.

Im November 2018 wurde ein Arbeitstreffen mit zwei Experten der armenischen TSO NRSC in Berlin und Garching zum Erfahrungsaustausch zu Sicherheitsanalysen für das KKW Armenien organisiert. Für dieses Treffen wurde ein Vortrag über die Unterschiede zwischen den Baureihen WWER-440/W-230 und WWER-440/W-270 vorbereitet und gehalten. In der Besprechung hat ein Austausch und Abgleich der vorhandenen Informationen über den Fortschritt der Modernisierungsmaßnahmen im KKW Armenien-2 zwischen der GRS und der NRSC stattgefunden. Darüber hinaus hat die armenische Seite der GRS zusätzliche Unterlagen zur Verfügung gestellt, die für die weiteren Arbeiten zum W-270 im WWER-440-Baulinienhandbuch im AP 3 genutzt wurden. Es wurde der erreichte Bearbeitungsstand sowohl für die analytischen Maßnahmen, die für die Störfallprozeduren und die mitigativen Notfallmaßnahmen berücksichtigt werden, als auch für physische Ertüchtigungen besprochen. Während des Treffens hat die armenische TSO ihr Interesse an einer Unterstützung und an einem Erfahrungsaustausch zu den sicherheitstechnischen Implikationen des geplanten Austauschs der Primärkreisisolierung zum Ausdruck gebracht. Darüber hinaus bestätigte die armenische TSO die intensive Arbeit am Nationalen Aktionsplan zu den post-Fukushima-Maßnahmen, der mittlerweile kurz vor der Veröffentlichung steht. Die besprochenen Themen, alle Vorträge und die Pläne für die weitere Kooperation sind in den Minutes ausführlich dokumentiert.

Des Weiteren hat die GRS einen Methodenbericht bezüglich möglicher Alterungseffekte und eines Alterungsmanagements der baulichen Strukturen aus Beton und Stahlbeton des KKW Armenien-2, datiert von 2002, ausgewertet. Wesentliche Inhalte zum behandelten Thema Dauerhaftigkeit und Restnutzungsdauer sind:

- Klassifizierung von Stahlbetontragwerken oder -teilen hinsichtlich ihrer Bedeutung für die Sicherheit
- Bewertung des technischen Zustandes von sicherheitsrelevanten Stahlbetontragwerken oder -teilen
- Untersuchung von sicherheitsrelevanten Stahlbetontragwerken oder -teilen durch einerseits visuelle Prüfungen und andererseits mittels Messtechnik
- Bewertung der Restnutzungsdauer von Stahlbetontragwerken oder -teilen mittels einfacher Berechnung von Dauerhaftigkeit und Restnutzungsdauer durch analytische Formeln
- Angabe von Beispielrechnungen für sowohl reine Betontragwerke als auch Stahlbetontragwerke.

Die Bewertung der Restnutzungsdauer erfolgt simpel und analytisch mittels des Spannungsintensitätsfaktors (en: stress intensity factor (SIF) – K) als Indikator für den Widerstand gegen Risse. Besonderen Alterungseffekten in der Kerntechnik wird Rechnung getragen. So sind im Bericht Einwirkungen/Effekte wie radioaktive Bestrahlung und hohe Temperaturen (200 °C) berücksichtigt worden. Das fachliche Niveau des Berichtes ist relativ gut, scheint aber (soweit die fehlende fachliche Tiefe dieses Dokumentes eine Beurteilung zulässt) dem internationalen Stand von W&T der 2000er Jahres zu entsprechen. Die Berücksichtigung neuer fachlicher Erkenntnisse, Techniken und Simulationsmöglichkeiten wird daher empfohlen.

### **Follow-Up-Mission zum Peer Review des Nationalen Stresstestberichtes des KKW Armenien**

Mit dem Änderungsdienst Revision 2 zum Vorhaben wurde die Teilnahme eines GRS-Mitarbeiters als Topical Leader für einen Themenschwerpunkt an der Follow-Up-Mission zum Peer Review des Nationalen Stresstestberichtes des KKW Armenien in das Arbeitsprogramm des Vorhabens aufgenommen.

Bereits im Jahr 2016 war der nach ENSREG Kriterien erstellte Nationale Bericht zum Stresstest für das KKW Armenien einem Peer Review mit Vor-Ort Mission unterzogen und ein entsprechender Bericht (Peer Review Mission Report) erstellt worden. Auch an

diesem Peer Review hat ein GRS Mitarbeiter teilgenommen und dazu einen Technischen Bericht erstellt. Auf der Basis des Peer Review Mission Reports und anderer nationaler und internationaler Dokumente hat die armenische Aufsichtsbehörde ANRA einen Nationalen Aktionsplan zur Umsetzung der Empfehlungen aus dem Peer Review Mission Report und dem Nationalen Stresstestbericht erarbeitet und ENSREG zur Stellungnahme zugesandt. Dieser Nationale Aktionsplan war Gegenstand des Follow-Up Peer Reviews durch ein Team europäischer Experten.

In diesem Rahmen fand vom 25. bis 30.11 2019 eine Vor-Ort-Mission in Armenien statt. In den Wochen zuvor wurden im Rahmen des diese Arbeitspunktes Arbeiten zur Überprüfung und Bewertung der im Nationalen Aktionsplan zum KKW Armenien enthaltenen Maßnahmen zum Thema „Verlust von Sicherheitseinrichtungen“ – „Loss of off-site and on-site power supply and loss of ultimate heat sink“ durchgeführt.

Die meisten der vorgesehenen Maßnahmen zur Verbesserung des Schutzes gegen den Verlust von Sicherheitssystemen sollen in den Jahren 2020 und 2021 abgeschlossen werden. Dieser Zeitrahmen wurde vom Peer-Review-Team als akzeptabel angesehen. Die Realisierung einer Gesamtlösung für Ereignisse mit totalem Stromausfall (Station Black-Out) steht noch aus. Sie sieht den Einsatz von mobilen Dieselgeneratoren auf verschiedenen Spannungs- und Versorgungsebenen sowie die Erneuerung der technischen Systeme (neue Akkumulatoren und Spannungswandler) für die Versorgung der unterbrechungsfreien Verbraucher vor. Die Planungen zur Beschaffung der Ausrüstungen sind abgeschlossen, die Anschlusspunkte an die verschiedenen Spannungsebenen werden vorbereitet und die Beschaffung der Dieselaggregate, finanziert hauptsächlich aus Mitteln der Europäischen Union, erfolgt im Jahre 2020. Akkumulatoren und Spannungswandler wurden bereits beziehungsweise werden installiert. Zusätzliche Maßnahmen zur gesicherten Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern sowie aus den beiden Brennelementlagebecken sind projektiert und die Umsetzung mittels der Installation von zusätzlichen technischen Ausrüstungen ist terminiert. Nach Abschluss der Arbeiten können die Ereignisse Station-Black Out und Verlust der sicherheitstechnisch erforderlichen Wärmesenke beherrscht werden. Neben den technischen Voraussetzungen ist dabei aus Sicht des Peer Review Teams aber auch eine ausreichende Qualifizierung des Personals und ein entsprechendes Training der Handlungsabläufe und Algorithmen unabdingbar.

Hinsichtlich einer allgemeinen Einschätzung kann man sagen, dass auch neun Jahre nach dem Unfall von Fukushima und zahlreichen internationalen Unterstützungs-

projekten das noch betriebene Kernkraftwerk in Armenien weiterhin in vielen Bereichen erhebliche sicherheitstechnische Defizite aufzeigt. Sie sind hauptsächlich auslegungs- und konstruktionsbedingt und der Tatsache geschuldet, dass die Grundsätze der Anlagenkonzeption aus den 60er Jahren des letzten Jahrhunderts stammen und vielfach nicht den heute an Kernkraftwerke zu stellenden sicherheitstechnischen Auslegungsanforderungen genügen. Sie sind damit nicht grundsätzlich beseitigbar, sondern durch Maßnahmen, wie sie unter anderem im NAcP festgelegt sind, nur abzumildern.

Die nukleare Aufsichtsbehörde ANRA ist zwar bemüht, die vorhandenen Schwachstellen nicht nur zu erkennen und zu formulieren, sondern deren Beseitigung im Rahmen der technischen und finanziellen Möglichkeiten durchzusetzen, jedoch sind die fachlichen und personellen Kapazitäten der Aufsichtsbehörde und der sie unterstützenden nationalen Sachverständigenorganisation sehr begrenzt.

Neben den inhaltlichen Arbeiten umfasste der Arbeitspunkt auch die Teilnahme an einem Vorbereitungstreffen bei ENSREG in Luxemburg sowie die Teilnahme an der Vor-Ort-Mission selbst.

Die Mitarbeit der GRS im Team der Follow-Up Mission war eine sehr aufschlussreiche Ergänzung der bisherigen Eigenforschungsaktivitäten zum Kernkraftwerk Armenien, die auch die Teilnahme an dem ursprünglichen Peer Review des Nationalen Stresstestberichtes beinhalteten. Vor allem durch die wiederholte Anlagenbegehung und die sehr intensiven Gespräche mit dem Betreiberpersonal, dem Personal der Aufsichtsbehörde ANRA und mit den Experten der TSO NRSC brachten einen großen Erkenntnisgewinn, der im aktuellen und weiteren Vorhaben und zum Kernkraftwerk Armenien nutzbringend angewandt werden kann. Zu den Arbeiten wurde eine Technische Notiz erstellt /STN 19/. Sie gibt den Ablauf der Mission sowie die wichtigsten Ergebnisse im Allgemeinen als auch die Ergebnisse der Überprüfung der Maßnahmen für den Themenbereich des Topic 2 – Verlust von Sicherheitsfunktionen - im Detail wieder.

Im Rahmen der Berichtspflicht gegenüber dem BMU war eine Präsentation zu Vorbereitung und Durchführung sowie der Ergebnisse der Peer Review Mission vor dem AL S, UAL SI und den Referaten SI4 und SI5 des BMU im Rahmen eines Fachgespräches vorgesehen, das für den 16.03.2020 terminiert war. Aufgrund der zu diesem Zeitpunkt vorherrschenden epidemiologischen Situation in Deutschland wurde der Termin abgesagt und verschoben. In Vorbereitung des Fachgespräches wurde eine Präsentation erstellt. Neben den Ergebnissen des Peer Review beinhaltet diese Präsentation auch

einige allgemeine Einschätzungen zur Spezifik der Situation mit dem armenischen Kernkraftwerk als wichtigster Stromerzeugungsanlage aber auch vor dem Hintergrund des sicherheitstechnischen Zustandes darlegte:

- Das armenische Kernkraftwerk ist eine Anlage der ersten Generation, daher sicherheitstechnische Ertüchtigung nur innerhalb enger technischer Grenzen möglich.
- Derzeit und in absehbarer Zeit ist der Betrieb der Anlage alternativlos für die Sicherung der armenischen Stromversorgung. Deshalb Entscheidung zur Laufzeitverlängerung, welche neue Herausforderungen schafft.
- Armenien hat nur begrenzte Ressourcen, sowohl für technische Nachrüstungen als auch zur Planung und Errichtung neuer Stromerzeugungskapazitäten.
- Aufgrund der geographischen aber vor allem auch wirtschaftlichen Situation wird Armenien so lange als möglich an der Nutzung des KKW festhalten.
- Motivation zum Ausstieg könnte daher nur unter intensiver internationaler Einflussnahme und gegebenenfalls mit großer Unterstützung erreicht werden.

BMU plant, das Fachgespräch nach Abklingen der epidemiologischen Ausnahmesituation zu einem späteren Zeitpunkt nachzuholen.

### **10.3 Weitere fachliche Expertentreffen**

Die langjährigen internationalen Zusammenarbeit der GRS mit den atomrechtlichen Behörden in Mittel- und Osteuropa und insbesondere mit deren TSO zu Fragen der nuklearen Sicherheit der Kernkraftwerke erfolgt in der Regel auf der Grundlage von abgestimmten Arbeitsprogrammen. So gibt es beispielsweise eine Absichtserklärung für die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit der russischen TSO SEC NRS mit einer Laufzeit von drei Jahren und mit der ukrainischen TSO SST NRS eine Rahmenvereinbarung und Jahresarbeitsprogramme (vgl. auch AP 14). Bei der Abstimmung der Themen für die Zusammenarbeit im bevorstehenden Zeitraum werden neben den längerfristigen Zusammenarbeitsprojekten auch immer wieder Themen identifiziert, zu denen zunächst ein beiderseitiges Interesse an einem vertieften fachlichen Informationsaustausch besteht.

Für das abgeschlossenen Vorhaben wurden im Vorfeld die Durchführung von bilateralen Workshops bzw. Seminaren zu einer Reihe fachlicher Themen vereinbart und in der



Laufzeit des Vorhabens realisiert.:

- Workshop zu den Methoden der Durchführung einer Analyse der Auswirkungen eines gezielten Flugzeugabsturzes unter Berücksichtigung von Sekundärwirkungen mit SSTC NRS,
- Expertentreffen zu offenen Fragen der Strahlenversprödung und Integritätsbewertung des Reaktordruckbehälters mit SEC NRS,
- Arbeitstreffen von Experten für Emergency Preparedness & Response von GRS und SSTC NRS,
- Erfahrungsaustausch über Methoden zur Zuverlässigkeitsbewertung der digitalen Leittechnik-Systeme von KKW mit SSTC NRS,
- Verbesserung der PSA-Level-2-Analysen unter Berücksichtigung der Umsetzung von Maßnahmen zur Bewältigung schwerer Unfälle mit SSTC NRS,
- Erfahrungsaustausch über die Erstellung und Nutzung eines Wissensmanagementportals mit SSTC NRS,

Die Durchführung dieser Treffen erlaubte es den Experten der GRS einerseits einen vertieften Einblick in den Status der Arbeiten zu den betrachteten Fragen in den Ländern zu gewinnen und bot andererseits die Möglichkeit, durch die Vorstellung der GRS-Vorgehensweise und Methoden einen gewissen Einfluss auf die weiteren Entwicklungen bei SEC NRS oder SSTC NRS zu nehmen.

Um den Aufwand für die GRS zu minimieren wurden diese Treffen in Deutschland organisiert. Die Ergebnisse der nachfolgend kurz beschriebenen fachlichen Arbeitstreffen wurden in Form von Aktennotizen zum Inhalt und den Ergebnissen der Treffen dokumentiert. Die auf dem Treffen ausgetauschten Unterlagen wurden in das GRS Cooperation Portal auf dem InfoServer eingestellt.

### **Workshop zur Bewertung der Zuverlässigkeit von digitalen leittechnischen Systemen in Kernkraftwerken am 15./16.11.2017 in der GRS Köln**

Am 15./16.11.2017 wurde in der GRS Köln ein *Workshop zur Bewertung der Zuverlässigkeit von digitalen leittechnischen Systemen in Kernkraftwerken* durchgeführt, an dem zwei Experten der ukrainischen TSO SSTC NRS und vier Experten der GRS teilgenommen haben. Dabei kam es zu einem intensiven Austausch zur Herangehensweise und den gewonnenen Erfahrungen zu dieser Thematik in der Ukraine und in Deutschland. Die Teilnehmer des Workshops bekundeten ihr Interesse die Zusammenarbeit bei der Bewertung der Sicherheit beim Einsatz digitaler Sicherheitsleittechnik in

Kernkraftwerken in der Zukunft fortzuführen. Als Schwerpunkte wurden unter anderem der Austausch zu den gewonnenen Erfahrungen bei der Zuverlässigkeit der angewendeten Software, den Herangehensweisen der Bewertung der Diversität leittechnischer Systeme, der Betriebserfahrungen, der IT-Sicherheit, der Entwicklung und Praxis von RBD-Methoden in der digitalen Leittechnik, den generischen Erfahrungsaustausch zu den digitalen I&C-Plattformen RadiCS und Areva TXS und elektrischen Netzverbindungen und der Stromversorgung von Kernkraftwerken gesehen.

### **Weiterentwicklung der Level-2 PSA-Analysen unter Berücksichtigung von Maßnahmen zur Beherrschung schwerer Störfälle am 20./21.11.2017 in Köln**

Ein Workshop zum Themenkreis *„Weiterentwicklung der Level-2 PSA-Analysen unter Berücksichtigung von Maßnahmen zur Beherrschung schwerer Störfälle“* fand am 20./21.11.2017 in Köln mit zwei Experten vom SSTC NRS und vier Experten der GRS statt. Dabei kam es zu einem intensiven Austausch zur Herangehensweise und den gewonnenen Erfahrungen zu dieser Thematik in der Ukraine und in Deutschland. Im Verlauf des Workshops wurde deutlich, dass die Methoden der Durchführung von PSA-2-Analysen bei der GRS und dem SSTC NRS ähnlich sind, sich in Details jedoch unterscheiden. Neben den PSA wurden insbesondere Aktivitäten zur Beherrschung schwerer Störfälle, unter besonderer Berücksichtigung des Unfalls im KKW Fukushima Daiichi, und zur Entwicklung von SAMG besprochen. Die Teilnehmer bekundeten ihr Interesse an einer zukünftigen Fortsetzung der Zusammenarbeit auf dem Gebiet von PSA-2-Analysen.

### **Workshop on Methodologies of Aircraft Crash Analysis am 29./30.11.2017 in Köln**

Am 29./30.11.2017 nahmen zwei Experten von SSTC NRS und vier Experten der GRS an einem *„Workshop on Methodologies of Aircraft Crash Analysis“* in der GRS Köln teil. Im Mittelpunkt dieses Workshops standen die Vorstellung und die Diskussion des aktuellen Status der Methoden sowie ausgewählter Ergebnisse der Analysen zum Flugzeugabsturz auf ein Kernkraftwerk in beiden Organisationen. In den Beiträgen der ukrainischen Experten wurde deutlich, dass SSTC NRS in den vergangenen beiden Jahren damit begonnen hat, eigene Analysen zu den Auswirkungen eines gezielten Flugzeugabsturzes auf ein WWER-1000/W-320-Containment durchzuführen. Für die Modellierung des Containments wird bisher das russisch-ukrainische FE-Programm LIRA zur Projektierung und Berechnung bau- und maschinentechnischer Konstruktionen genutzt. Zukünftig soll dafür der Code ANSYS Mechanical eingesetzt werden. Die GRS-Experten empfahlen den Experten von STTC NRS, die Genauigkeit der verwendeten Methoden

durch Nachrechnung von Experimenten zu verifizieren und und haben dazu entsprechende Daten zu ausgewählten Experimenten in Meppen übergeben sowie ihre Unterstützung bei evtl. auftretenden Fragen dazu angeboten.

Darüber hinaus wurden die aktuellen deutschen und andere internationale Forschungsaktivitäten zum Verhalten von Betonbauwerken unter Stoßbelastung vorgestellt. In diesem Zusammenhang wurden die aktuellen Aktivitäten der CSNI Working Group zu Integrity and Ageing (WGIAGE) zusammengefasst.

### **Deutsch-russisches „Expertentreffen zur Strahlenversprödung und RDB-Integrität 14./15.12.2017 in der GRS Köln**

Am 14./15.12.2017 wurde in den Räumen der GRS in Köln ein deutsch-russisches „Expertentreffen zur Strahlenversprödung und RDB-Integrität“ durchgeführt, an dem drei Experten von SEC NRS und vier Experten der GRS teilgenommen haben. Hauptthemen des Treffens waren ein Überblick über die regulatorischen Anforderungen in beiden Ländern, die Überwachung der Strahlungsbelastungsparameter für WWER-Komponenten, Großversuche und Benchmark-Aktivitäten zur Validierung der Analysemethoden, Analyse der Neutronenfluss-Effekte bei der Lebensdauerbewertung der RDB von WWER-440, die Rolle von Nickel und Mangan bei der Strahlenversprödung von RDB-Stahl. Auf besonderes Interesse der russischen Experten trafen die Darlegungen der GRS zur Problematik der Risse in den RDB der belgischen Anlagen Doel 3 und Tihange-2 und die deutschen Position zu den Ergebnissen der RDB-Integritätsbewertung für diese Druckbehälter sowie zu den internationalen Aktivitäten in der CSNI-Arbeitsgruppe für Integrität und Alterung von Komponenten und Strukturen (WGIAGE). Darüber hinaus wurden Fragen im Zusammenhang mit der Übergabe der aktuellen Version des GRS-Programms WinLeck und mit dem Beitrag von SEC NRS zu einem ETSON EG2 Bericht besprochen.

### **Arbeitstreffen zum Erfahrungsaustausch auf dem Gebiet der Implementierung und Nutzung von Portalen zum Wissensmanagement vom 27.–29.06.2018 in der GRS Berlin**

Darüber hinaus wurde ein *fachliches Arbeitstreffen* zum Erfahrungsaustausch auf dem Gebiet der Implementierung und Nutzung von Portalen zum Wissensmanagement mit der ukrainischen TSO SSTC NRS vom 27.-29.06.2018 in der GRS Berlin durchgeführt.

Im Rahmen der Arbeitsbesprechung wurden unter anderem folgende Themen behandelt:

- Integration von Informationssystemen im SSTC NRS in das Wissensportal;
- Verbesserung der Suchfunktion durch eine Verbesserung der Informationsqualität in den GRS-Portalen (Taxonomy);
- Implementierung von verwalteten Metadaten;
- Projektbezogene Aktivitäten, die im Rahmen einer Portallösung behandelt werden;
- Module für Arbeitsorganisation beim SSTC NRS;
- Migration zu SharePoint Online.

Anhand der Ergebnisse der Arbeitsbesprechung haben die Teilnehmer die Weiterführung des Erfahrungs- und Informationsaustausch über die Nutzung des Knowledge Management Portals fest. Die entstehenden Fragen werden anhand von Videokonferenzen, durch den Austausch von E-Mails sowie anderer Online-Möglichkeiten bearbeitet.

### **Workshop zum Erfahrungsaustausch zum Thema „Emergency Preparedness & Response“ am 17./18.12.2018 in der GRS**

Im Rahmen der *weiteren fachlichen Expertentreffen* fand am 17. und 18.12.2018 in der GRS in Köln ein Workshop zum Erfahrungsaustausch zum Thema „Emergency Preparedness & Response“ mit Vertretern der GRS und der TSO der ukrainischen atomrechtlichen Regulierungsbehörde, dem SSTC NRS statt. Der Workshop war im Rahmen des Arbeitsprogramms der Zusammenarbeit zwischen der GRS und dem SSTC NRS für 2018 organisiert worden. Die GRS stellte den ukrainischen Kollegen dabei auch vor Ort das Notfallzentrum der GRS vor.

Die Herangehensweisen beim Notfallschutz sind in beiden Ländern grundsätzlich ähnlich. In beiden Organisationen werden vorher durchgeführte MELCOR-Rechnungen genutzt um bei einem Störfall den Source Term zu bestimmen und die weitere Entwicklung zu prognostizieren. Im Detail unterscheiden sich die angewandten Methoden jedoch. Die technische Datenbank der GRS umfasst umfangreiche Informationen nicht nur zu den in Deutschland in Betrieb befindlichen Anlagen, sondern auch zu ausländischen Kernkraftwerken. Diese können bei einem Notfall zur Einschätzung der Situation genutzt werden. Beim SSTC NRS liegt derzeit nur die Dokumentation zu den im eigenen Land betriebenen WWER-Anlagen, sowie zum Kernkraftwerk Tschernobyl vor. Es ist vorgesehen, den Datenbestand zu erweitern.

Die Planung von Gegenmaßnahmen bei radiologischen Störfällen und die Einteilung der betroffenen Gebiete in Zonen wurde intensiv diskutiert. Die GRS stellte dabei die von der deutschen Strahlenschutzkommission erarbeiteten Empfehlung „Planungsgebiete für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernkraftwerken“ vor. Die Unterlage wurde in einer englischen Übersetzung dem SSTC NRS übergeben.

Die Erfahrungen von SSTC NRS bei der Nutzung von IAEO-Tools sowie eine beim SSTC NRS entwickelte Methode durch die Nuklidzusammensetzung Rückschlüsse auf die Ursache eines Störfalls stießen bei den GRS-Experten auf besonderes Interesse.

Das SSTC NRS nimmt aktiv an Notfall- und Messübungen teil und unterweist auch das Personal kerntechnischer Anlagen. Dabei wird auch ein mobiles Labor benutzt. Messungen werden auf dem Territorium der Ukraine und dabei auch in der Chernobyl Exclusion Zone durchgeführt. Das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) nimmt gelegentlich an solchen Übungen teil.

Im Ergebnis des Workshops stellten GRS und SSTC NRS die Nützlichkeit des Erfahrungsaustauschs zur Praxis des Notfallmanagements heraus. Eine weitere Zusammenarbeit auf diesem Gebiet sollte auch in der Zukunft weitergeführt werden. Ein weiterer Informationsaustausch soll weitgehend über E-Mail-Verkehr und gegebenenfalls über Videokonferenzen erfolgen.

Ein ursprünglich ebenfalls vorgesehener Erfahrungsaustausch mit SEC NRS über die Verifikation und Validierung von Software, die für Sicherheitsnachweise für neue Kernkraftwerksprojekte verwendet wird sowie zu Anforderungen für die Verifikation und Validierung von Software wurde ausgesetzt, da diese Themen bereits in internationalen Arbeitsgruppen behandelt werden.

## **11 Sicherheitstechnische Untersuchungen für KKW mit RBMK-Reaktoren (AP 11)**

### **11.1 Weiterentwicklung der Modelle für Analysen des Störfalllokalisierungssystems von RBMK-Reaktoren**

#### **11.1.1 Zielsetzung**

Die unter diesem Arbeitspunkt geplanten Aktivitäten stellen die Fortsetzung der langjährigen wissenschaftliche technischen Zusammenarbeit zwischen der GRS und Experten des Forschungs- und Entwicklungsinstitut für Energietechnik Moskau (NIKIET) zu gemeinsamen Störfalluntersuchungen von Kernkraftwerksanlagen vom Russischen Typ RBMK-1000 und hier speziell von Prozessen im Störfalllokalisierungssystem (SLS) dar. Im Rahmen der Eigenforschung sollen durch diese Arbeiten zum einen die Anwendbarkeit der von der GRS entwickelten Analysemethoden geprüft und verbessert werden. Hierbei steht insbesondere das Simulationsprogramm COCOSYS im Focus des Interesses. Zum anderen ist die Zusammenarbeit mit dem NIKIET als Kompetenzträger für RBMK-Analgen der effektivste Weg, das GRS Know-how zu RBMK-Anlagen für Störfalluntersuchungen zu vervollständigen und bezüglich von Detailinformationen die einzige Art und Weise, um aktuelle technische Daten zu den Anlagen und ihren Sicherheitszustand zu gewinnen.

In Abstimmung mit den Experten des NIKIET waren folgende Arbeitspunkte für die Fortsetzung der Zusammenarbeit vorgesehen:

1. Weiterentwicklung des 3D Modells für das Druckabbausystem mit CoPool:
  - Verbesserung des 3D Modells,
  - Update des Modells und des entsprechenden COCOSYS-Datensatzes auf die neueste COCOSYS-CoPool Version,
  - Durchführung von Analysen zum großen Leckstörfall, Vergleich mit COCOSYS stand-alone Ergebnissen mit dem vereinfachten Konvektionsmodell,
  - Vergleich von CoPool-Ergebnissen mit vom NIKIET bereitgestellten Ergebnissen eines kommerziellen CFD-Programms.
  
2. Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse für ein kleines Leck im Störfalllokalisierungssystem

3. Nutzung von ATLAS zur Visualisierung der COCOSYS-Resultate für RBMK.
4. Falls erforderlich, Übergabe weitere Unterlagen und Informationen durch die GRS zum erfolgreichen Abschluss des Zertifizierungsprozess von COCOSYS in Russland für die Störfallsimulation in RBMK-Anlagen an NIKIET.

Leider gab es seit Anfang 2018 seitens NIKIET keine aktive Mitarbeit mehr an diesen geplanten Arbeitsaufgaben. Das letzte gemeinsame Arbeitstreffen fand im Dezember 2017 in der GRS Berlin statt, während dem noch ein detaillierter Plan von Einzelaufgaben für GRS und NIKIET bis Juli 2018 abgestimmt wurde. Entsprechende Anfragen der GRS bzgl. zugesagter Informationen und dem Stand der abgestimmten Arbeiten blieben unbeantwortet. Im Juni 2019 schließlich hat der russische Partner NIKIET mitgeteilt, dass in Abweichung zum während des Meetings nochmals bestätigten gemeinsamen Arbeitsprogramms bis zum Ende des Vorhabens aus Kapazitätsgründen (Personalsituation im NIKIET) keine weiteren Zuarbeiten seitens NIKIET erfolgen können. Daraufhin hat die GRS entschieden, die vorgesehenen Arbeiten zur Entwicklung eines 3D-Modells für CoPool und zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse für ein kleines Leck auf Basis der verfügbaren Daten allein weiterzuführen. Ohne Zuarbeit vom NIKIET ist ein Vergleich der CoPool-Ergebnisse mit vom NIKIET bereitzustellender Ergebnisse des kommerziellen 3D-Programms STAR-CD und die geplante Nutzung von ATLAS zur Visualisierung der COCOSYS-Resultate für RBMK nicht möglich. Der dafür geplante GRS-Aufwand floss in die beiden oben genannten Arbeitspunkte ein. Die entsprechenden Ergebnisse werden im Folgenden beschrieben.

In seiner Mitteilung betonte NIKIET aber auch, es grundsätzlich an einer Fortführung der Zusammenarbeit mit der GRS interessiert bleibt und nannte mögliche zukünftige Arbeitsthemen ab 2021. NIKIET will sich dann auch um die Lizenzierung der aktuellen Version COCOSYS 3.0 (als Bestandteil des GRS-Programmpaketes AC<sup>2</sup> /AC<sup>2</sup> 19/) bemühen.

#### **11.1.2 Weiterentwicklung des 3D Modells für das Druckabbausystem mit CoPool**

Wie oben dargestellt, sind die Arbeiten bzgl. CoPool-Anwendung ausschließlich seitens GRS durchgeführt worden und der geplante vierte Unterarbeitspunkt zum Vergleich der CoPool- Ergebnisse mit 3D Simulationen vom NIKIET konnte nicht erfolgen.

Ausgangspunkt der Arbeiten waren der im Vorläufervorhaben erstellte CoPool-Eingabedatensatz für den Wasserbereich des Druckabbausystems (DAS) vom KKW-Smolensk,

Block 3 sowie die Kopplung mit einem COCOSYS-Datensatz für ein Störfallszenario mit Drucksammler-Bruch. Zum Ende des Vorläufervorhabens konnte damit eine erste gekoppelte Rechnung bis 86 s durchgeführt werden /RIW 17/.

Ziel der aktuellen Arbeiten ist zum einen die Austestung des von ITWM in Zusammenarbeit mit der GRS entwickelten Programms CoPool /ITW 19/ bzw. des gekoppelten Systems COCOSYS-CoPool in der Anwendung auf eine RBMK-1000 Anlage. Das zweite Ziel sind Untersuchungen zu einem COCOSYS Modellparameter - dem Vorfaktor für die thermische Wasserkonvektion über Sumpfausgleichsverbindungen. Dieser Faktor hat einen entscheidenden Einfluss auf das Verhalten des Druckabbausystems von RBMK-Anlagen unter Störfallbedingungen hat. Ohne effektive Vermischung des Wasserinventars in den Sektionen des DAS (d.h. kleinem Faktor) wärmt sich das Wasser in der Sektion direkt unterhalb des Leckortes in COCOSYS-Simulationen stark auf. Werden dabei siedende Bedingungen erreicht, wird eingetragener Dampf nicht mehr kondensiert, so dass der Druck stark ansteigt - unter Umständen auch über den Auslegungsdruck hinaus. Auf Grund fehlender Messdaten/Experimente kann der entsprechende Modellparameter nicht sicher bestimmt werden, sodass hier das 3D Modell CoPool tiefere Erkenntnisse liefern soll. Ebenso berechnet CoPool die Temperaturverteilung im Sumpf, so dass im Gegensatz zu einer nicht-gekoppelten Rechnung für die Bestimmung siedender Zustände statt der mittleren Sumpftemperatur die Temperatur an der Sumpfoberfläche genommen wird.

Neben den im Vorläufervorhaben vom NIKIET bereitgestellten Unterlagen zur Geometrie des Smolensk-3 Druckabbausystems wurden im Januar und Juli 2017 einige weitere Informationen an die GRS übermittelt. Im Dezember 2017 fand ein Arbeitstreffen mit NIKIET statt, auf dem u.a. die bisherigen Ergebnisse der CoPool-Anwendung auf RBMK-1000, festgestellte Probleme und die weiteren Arbeitsschritte diskutiert wurden. Dabei wurde seitens GRS auch betont, dass diese Analysen wesentliche Impulse für die Weiterentwicklung des Systems COCOSYS-CoPool brachte, insbesondere durch die Vielzahl der mit dem Wasserpool verbundenen Sicherheitssysteme.

Als nächster Schritt erfolgte die Wiederholung der letzten Analyse, da Anfang 2018 eine neue gekoppelte "stabile" CoPool Programmversion verfügbar war. Mit Unterstützung durch den GRS Programmentwickler konnte als Ursache für den bisherigen Programmabbruch bei 86 s die Höhenbegrenzung des Fluid-Gitters in CoPool auf 2.45 m identifiziert. Durch Kondensation des Dampfanteils des Störfallgemisches im DAS steigt der Wasserspiegel stark an, sodass die Wasseroberfläche in die oberste Ebene des



Fluidgitters in CoPool reicht. Dieser Zustand führt zu Instabilitäten und schließlich einem Programmabbruch. Nach Erweiterung des Fluidgitters in z-Richtung konnte mit der neuen Programmversion eine gekoppelte Rechnung zum Störfall „Drucksammlerbruch“ bis 2 000 s und später bis 5 000 s durchgeführt werden.

Von ITWM wurde im CoPool-Entwicklungsprojekt „SAMG“ als Löser für Differentialgleichungssysteme implementiert, der durch die Nutzung von Parallelisierungen die Rechengeschwindigkeit signifikant erhöht. SAMG wurde auf das KKW Smolensk-3 Problem angewendet und die Rechenfähigkeit überprüft. Da z.Z. in der GRS keine SAMG Lizenz vorliegt, wurden die unten dargestellten neusten Simulationen ohne SAMG durchgeführt.

Anschließend sollte im nächsten Arbeitsschritt die Überarbeitung des CoPool-Datensatzes erfolgen. Dies war zugleich sinnvoll, da durch die im CoPool BMWi-Entwicklungsprojekt vorgenommenen Programmverbesserungen der erstellte Smolensk-3 - Datensatz (speziell das numerische Wandgitter) mit neuen Programmversionen nicht mehr lauffähig war. Beim Review der Geometriedaten des Druckabbausystems wurden die (sehr begrenzten) neuen Informationen von NIKIET berücksichtigt. Leider stellte sich dann heraus, dass bis NIKIET zum Ende des Vorhabens aus Kapazitätsgründen keine weiteren Zuarbeiten leisten und auch keine zusätzlichen Informationen bereitstellen kann. Damit war z.B. der exakte Abgleich der Geometrie zwischen COCOSYS- und CoPool-Datensatz nicht möglich, um z.B. gleiche Wasservolumina und -höhenstände zu erhalten. Notwendige Angaben, z.B. zu genauen x,y,z – Koordinaten der Kondensationsrohre und den Anschlüssen der Sicherheitssysteme waren nicht verfügbar und wurden deshalb seitens GRS plausibel definiert.

Zwischen Juli 2018 und Januar 2020 erfolgten durch den Hauptentwickler von CoPool bei ITWM weitere Korrekturen/Modellverbesserungen sowie eine Säuberung des Quelltextes und die Aktualisierung der Dokumentation. Im Januar 2020 wurde von ITWM nach Abschluss des BMWi Vorhabens /ITW 20/ die Weiterentwicklung eingestellt und CoPool 3 (rev. 1338, /ITW 19/) offiziell an die GRS übergeben.

Mit dieser letzten Version erfolgten dann im 1. Halbjahr 2020 die neusten Simulationen zum KKW Smolensk-3, zu denen im Folgenden exemplarische Ergebnisse dargestellt sind. Ausführlich sind die Ergebnisse in einer Technischen Notiz der GRS beschrieben /ARN 20/. Diese TN ist in Englisch verfasst, da sie ursprünglich in Zusammenarbeit mit NIKIET erstellt werden sollte und NIKIET sich auch an der CoPool-Datensatzerstellung sowie den Rechnungen beteiligen wollte.

Der Bericht beginnt mit einer genauen Beschreibung der Installation der aktuellen Version von CoPool 3 und notwendiger Tools sowie speziellen Einstellungen zur Kopplung mit COCOSYS 3.0. In den letzten Rechnungen stellte sich heraus, dass für die KKW Smolenk-3 Anwendung noch Fehlerkorrekturen in CoPool notwendig waren.

Zum besseren Verständnis ist im Bericht eine Kurzbeschreibung des Störfalllokalisierungssystems (SLS) von Smolenk-3 (siehe auch Abb. 11.27) und dessen Sicherheitssystemen gegeben. Der für die Analyse des Störfallszenarios „Drucksammlerbruch“ in Vorläufervorhaben erstellte COCOSYS-Datensatz wird kurz erläutert. Er umfasst 38 Zonen, 126 Verbindungen und 71 wärmeleitenden Strukturen und kann für angenommene Kühlmittelverluststörfälle mit Bruchlage in der linken Seite des Störfalllokalisierungssystems verwendet werden. Das entsprechende COCOSYS Nodalisationsschema ist in Abb. 11.1 dargestellt.

Im Bericht sind anschließend die Ursachen für den Programmabbruch bei 86 s im Vorläufervorhaben dokumentiert sowie der Einfluss des Wechsels der COCOSYS Programmversion auf die Simulationsergebnisse (die aktuelle Version 3.0 erforderte eine Adaption von Daten für die Struktursimulation).

Die letzten Informationen vom NIKIET zur Pool-Geometrie erforderten folgenden Modifikationen im COCOSYS-Datensatz sowie ihre Berücksichtigung in der Gittererstellung für CoPool:

- Erhöhung der Breite der Wasserverbindungen BAL\_LC-1 bis BAL\_R-34 (Abb. 11.1) von 1,0 auf 1,5 m<sup>2</sup>,
- Verringerung der Höhe der Überlaufkante dieser Verbindungen von 0,14 m auf 0,05 m über dem Boden und damit Anpassung der nicht ablauffähigen Wassermassen,
- Erhöhung der Oberkante dieser Verbindungen von 1,8 auf 4,1 m über dem Boden (Anpassung Restwassermassen),
- Verringerung der Länge der Verbindungen in Ost-West – Richtung wegen dünnerer Trennwand von 1,0 m auf 0,6 m (Abb. 11.3).

Die wesentlichen Informationen zur aktuellen Geometrie sind in Abb. 11.2 bis Abb. 11.4 enthalten.

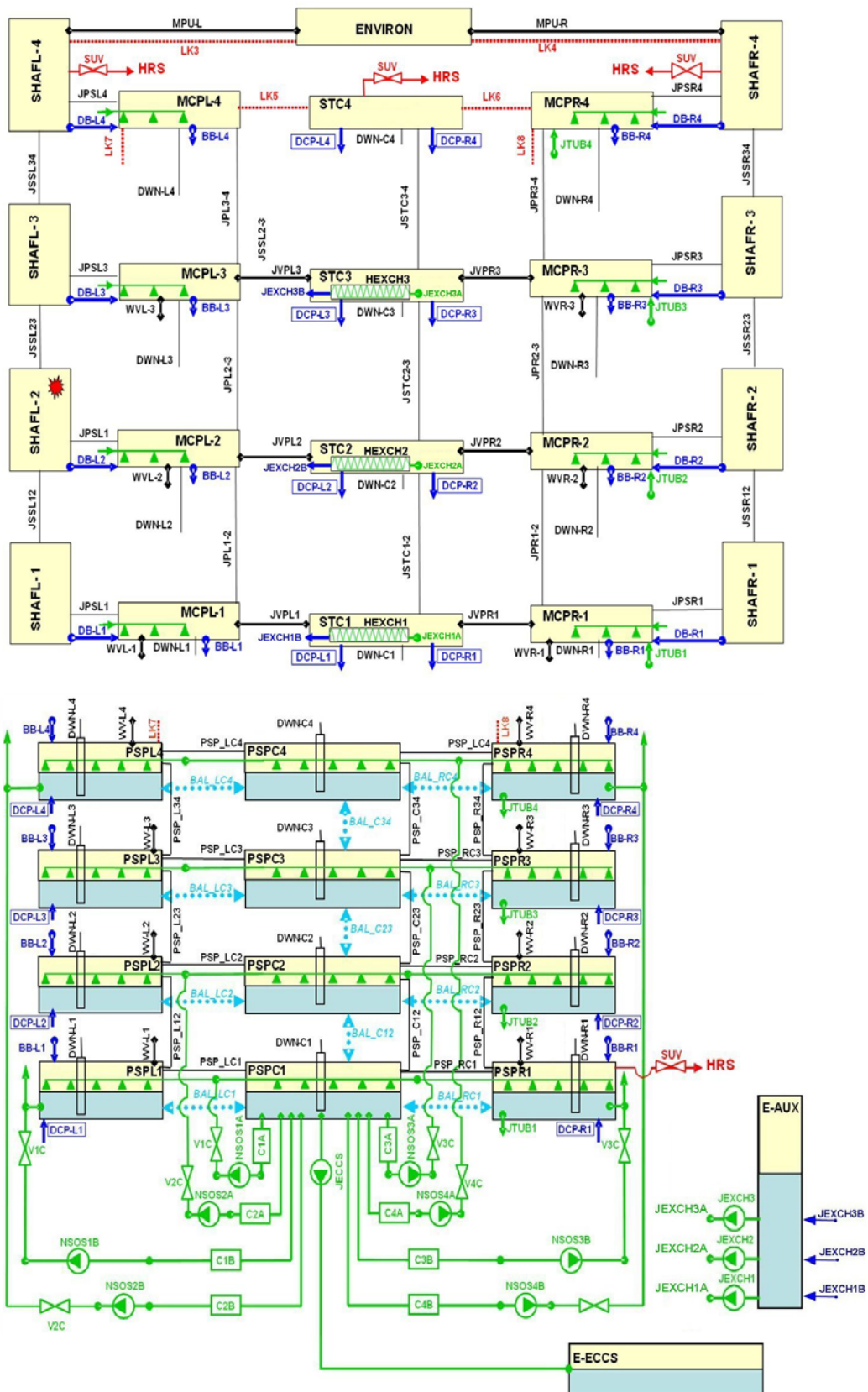
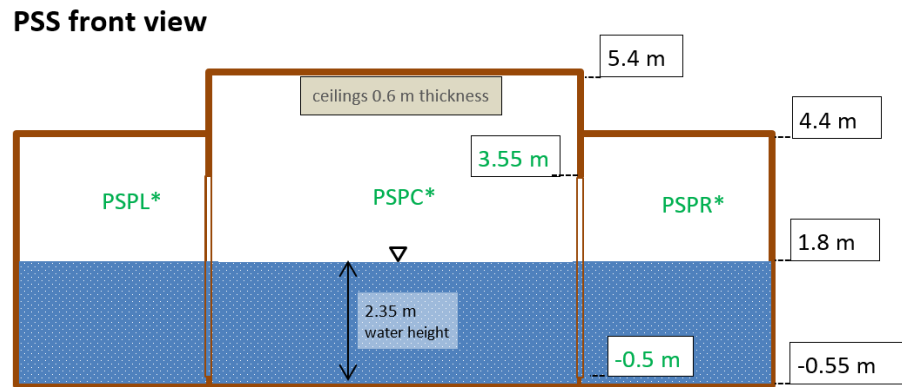
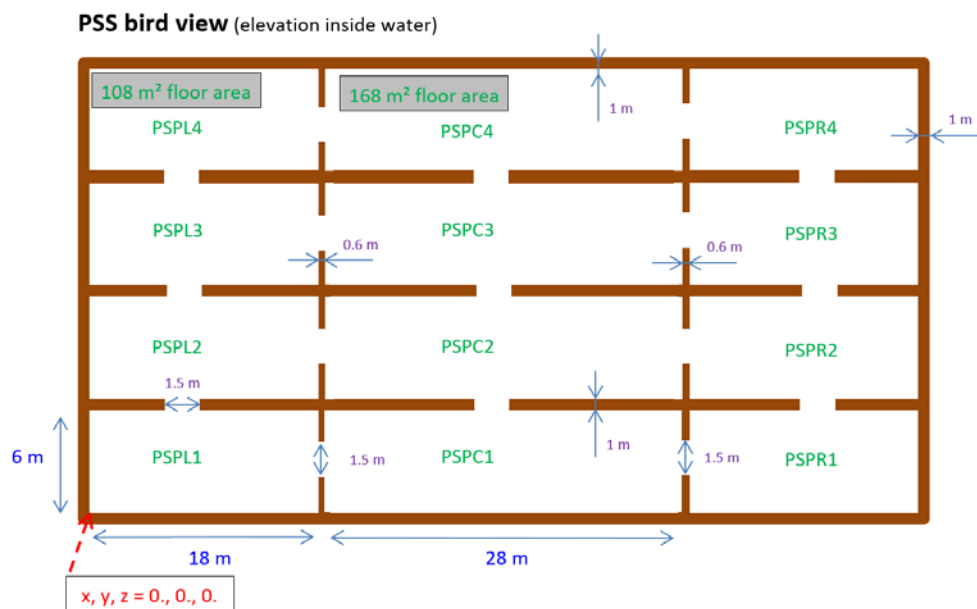


Abb. 11.1 COCOSYS Nodalisierung des SLS im KKW Smolensk-3, oben: Zonen des Raumsystems, unten: darunter liegendes DAS mit seinen 12 Wassersektionen

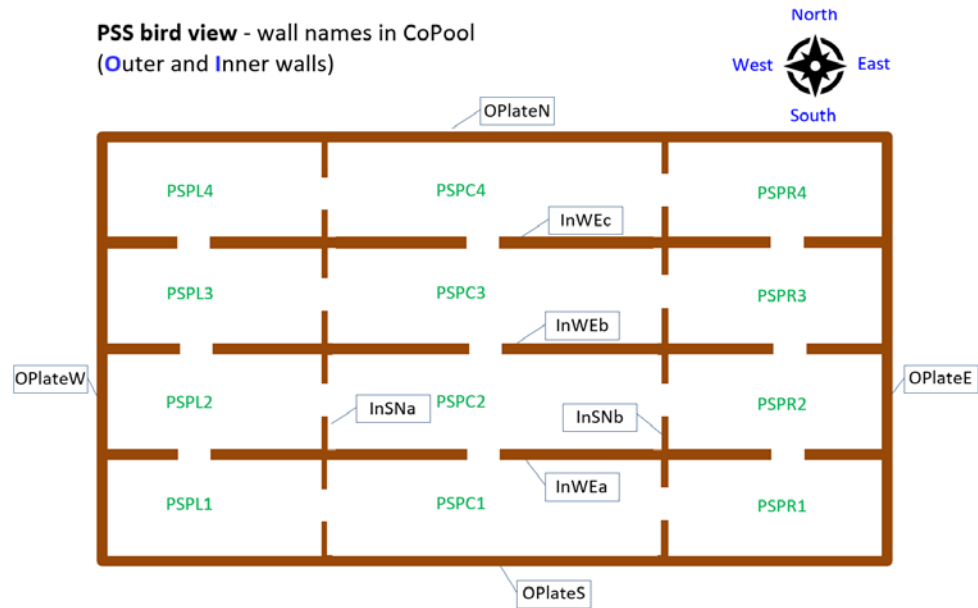


**Abb. 11.2** Schematische Darstellung des DAS im KKW Smolensk-3, Vorderansicht (in grün- COCOSYS Zonennamen)

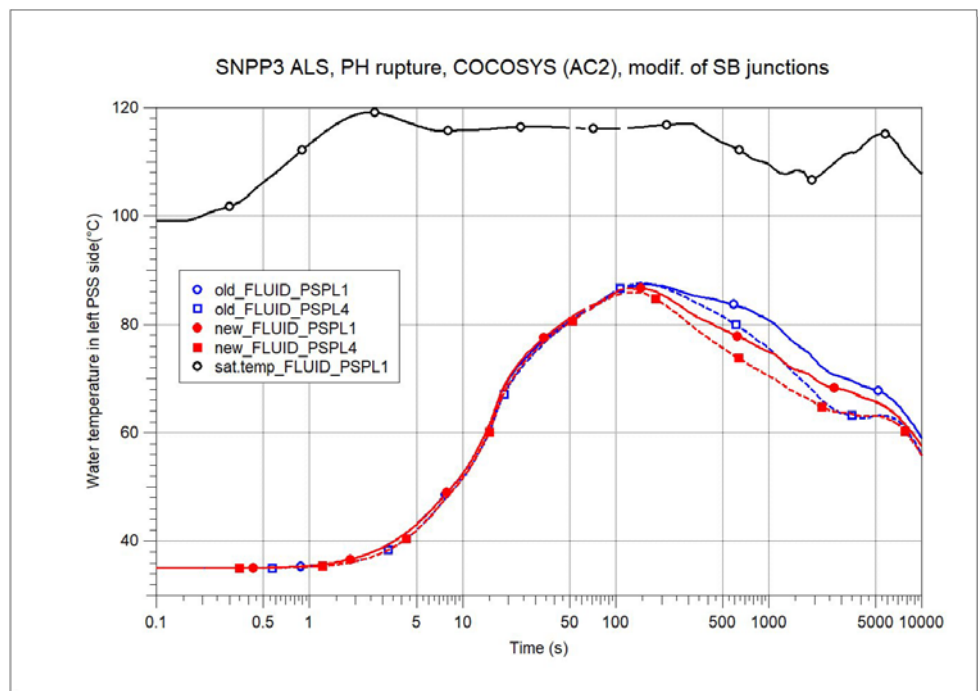


**Abb. 11.3** Schematische Darstellung des DAS im KKW Smolensk-3, Draufsicht

Um den Einfluss dieser Datenänderungen auf den berechneten Simulationsverlauf zu quantifizieren, wurde stand-alone COCOSYS Rechnungen mit beiden Geometrien durchgeführt. Die größere Fläche der Wasserverbindungen im Druckabbausystem hat keinen sichtbaren Einfluss auf den Druckverlauf. Sie führt aber zu einer stärkeren Vermischung des Wassers zwischen den 12 Sektionen, sodass die maximale Wassertemperatur in linken Teil des DAS fällt (Abb. 11.5) und im mittleren und rechten teil ansteigt.



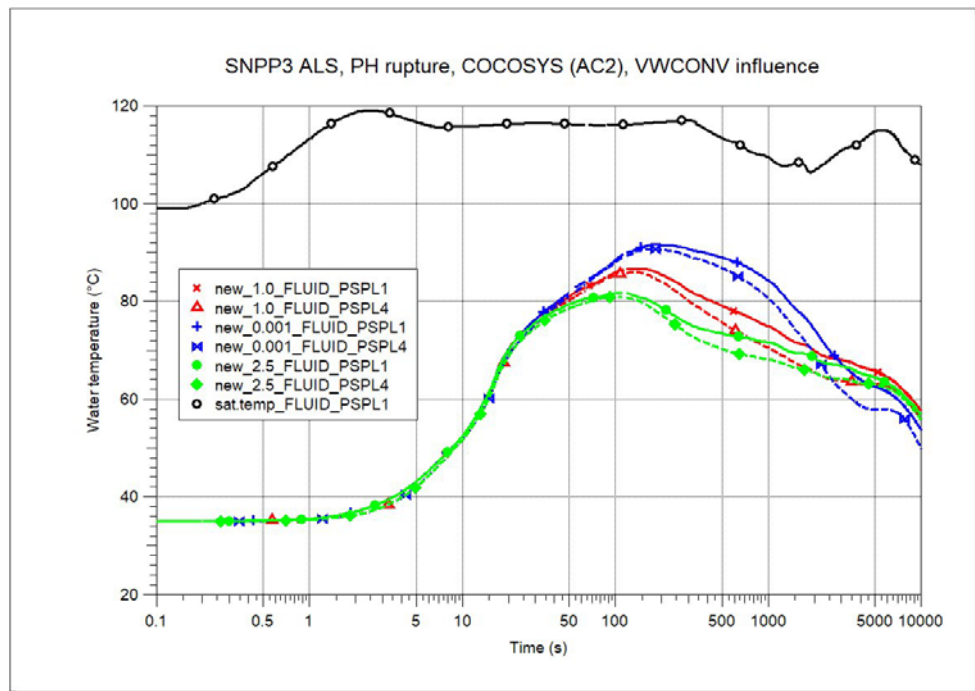
**Abb. 11.4** Schematische Darstellung des DAS im KKW Smolensk-3, Draufsicht (in Rechtecken – Namen der Wände)



**Abb. 11.5** KKW Smolensk-3, COCOSYS, Verlauf der Wassertemperatur im linken Teil des DAS, Sektionen 1 und 4, Vergleich der alten und neuen Geometrie der Wasserverbindungen

Anschließend wurde in Vorbereitung der gekoppelten Simulation anhand von COCOSYS stand-alone Rechnungen die mögliche Bandbreite der Änderungen der Wassertemperatur bei Änderung des Vorfaktors für die Wasserkonvektion ermittelt. In

Analysen zu RBMK und anderen KKW-Typen kamen Werte zwischen 2,5 (Konvoi) und 0,001 (KKW Fukushima) zu Einsatz. Im KKW-Smolensk-3 Datensatz wird 1,0 verwendet. Der ermittelte Unterschied im Maximum beträgt bis zu 12 K und kleinere Werte verschieben sein Auftreten zu größeren Zeiten (Abb. 11.6). Der Einfluss des Vorfaktors ist größer als die oben gezeigte Änderung in der Geometrie.



**Abb. 11.6** KKW Smolensk-3, COCOSYS, Verlauf der Wassertemperatur im linken Teil des DAS, Sektionen 1 und 4, Nutzung verschiedener Vorfaktoren

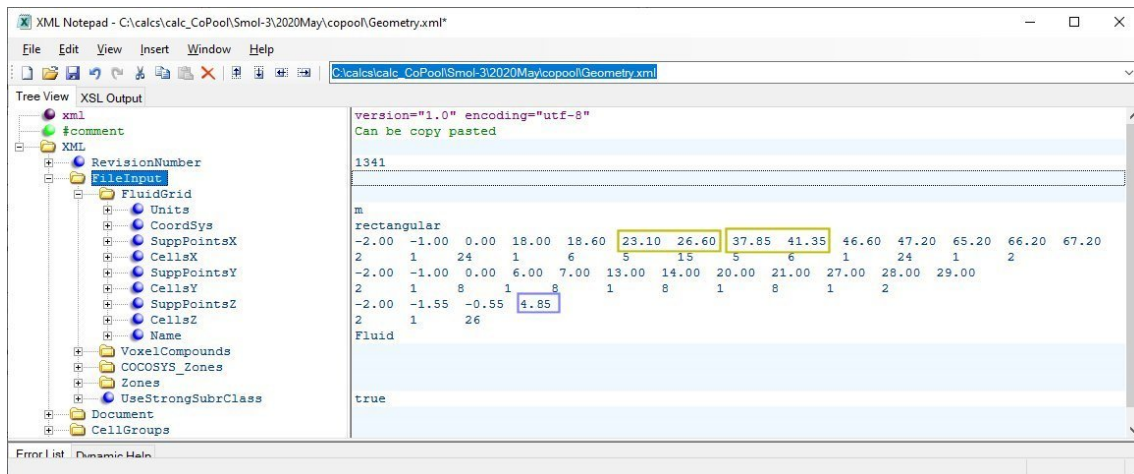
Ursprünglich war vorgesehen, nach Erhalt genauerer Informationen zu den Wänden im Wasserbereich des DAS die Stahl liner und Luftspalte zwischen Stahl und Beton mit in CoPool zu berücksichtigen. Ohne diese Informationen wurde deshalb geprüft, wie sich die Vernachlässigung von Liner und Luftspalt auswirkt. Zwischen 10 und 1 000 s ändert sich die Wärmeaufnahme der Strukturen geringfügig, was aber in den verglichenen Druck- und Temperaturverläufen nicht sichtbar ist.

Anschließend erfolgte die Überarbeitung der Gitter im CoPool Datensatz für das KKW Smolensk-3, wobei die neuen geometrischen Informationen berücksichtigt wurden. Dabei wurde der gesamte Zyklus der CoPool-Datensatz-Erstellung durchlaufen und damit der Input an die aktuell verwendete Programmversion CoPool 3, rev. 1341 angepasst. Die einzelnen Schritte zur Gittererstellung unter Anwendung des CoPool Pre-Prozessors sind im Bericht /ARN 20/ detailliert und spezifisch für Smolenks-3 aufgeführt, sodass dies

auch spätere als Anleitung für die CoPool-Anwendung im NIKIET dienen kann. Typische Fehler und Hinweise werden erläutert.

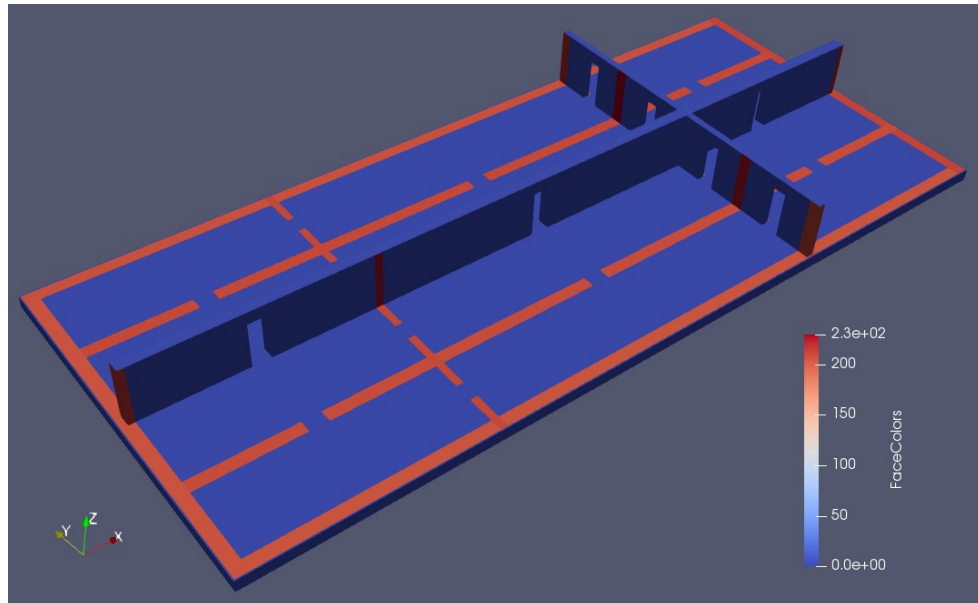
Das generelle Fluid-Gitter wurde von ursprünglich 1 x 1 x 0,2 auf 0,75 x 0,75 x 0,2 m verfeinert, da somit die neue Querschnittsfläche der Wasserverbindungen sowie die geringere Dicke der 2 Innenwände leichter in das Gitter einzupassen waren und nur minimale lokale Gitteränderungen erforderten. Nach Berücksichtigung der Wände erhöhte sich damit die Anzahl der Fluid-Zellen im Datensatz von 38 065 auf 82 973.

Illustrierend sind hier die die Angaben zum Fluid-Gitter (Abb. 11.7) und die Darstellung erstellten Wand-Gitter der Bodenplatte und zweier Innenwände mit dem Programm ParaView aufgeführt.



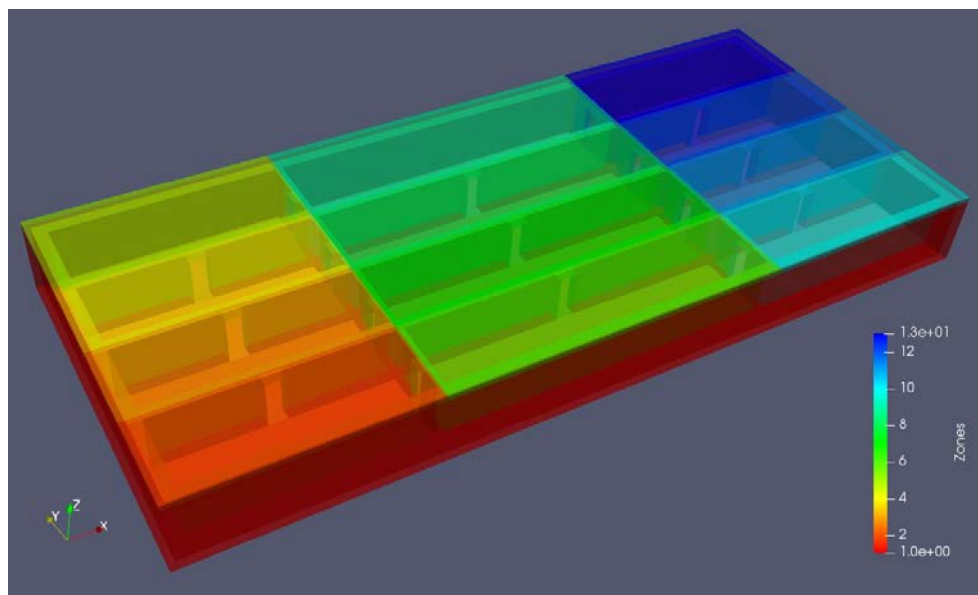
**Abb. 11.7** KKW Smolensk-3, CoPool Eingabe, Aufbau der Datei "Geometry.xml" mit dem Fluid-Gitter





**Abb. 11.8** KKW Smolensk-3, CoPool Datensatz, Darstellung der Wände (Compounds) Bodenplatte und zweier Innenwände mit Interfaces

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 für das DAS zugeordnet werden (Abb. 11.9).

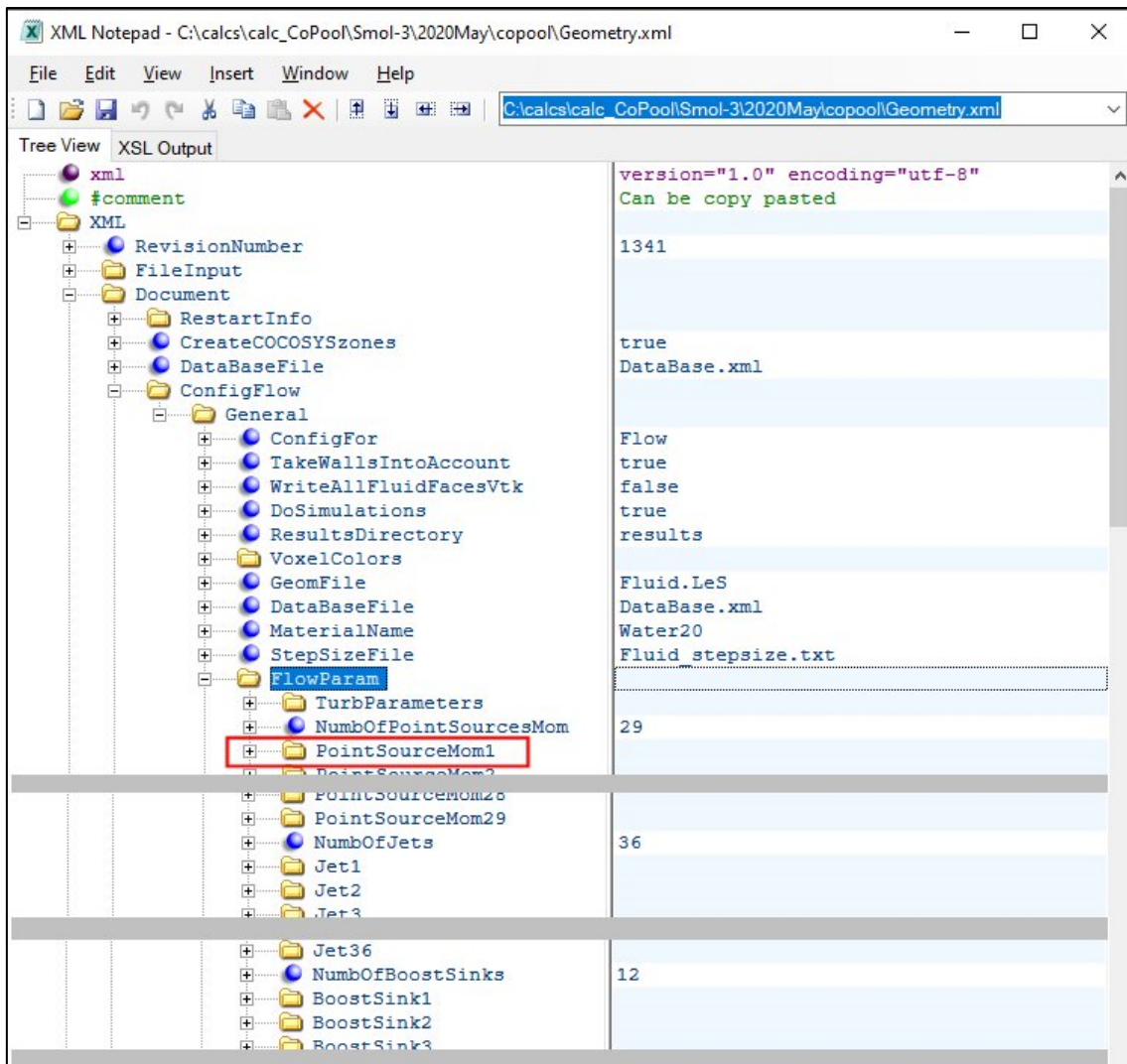


**Abb. 11.9** KKW Smolensk-3, CoPool Datensatz, Darstellung der Zuordnung der Co-Pool Zonen zu den 12 COCOSYS DAS Zonen

Die Anbindung der Sicherheitssysteme (wasserführende Verbindungen) im DAS erfolgt in COCOSYS zum großen Teil automatisch, lediglich einige Optionen für verteilte



Systeme sind erforderlich. In CoPool sind dagegen in Geometry.xml File zusätzliche geometrische Randbedingungen zu definieren (Document -> ConfigFlow-> General, Abb. 11.10). Hier sei noch erwähnt, dass für eine ganze Reihe von Daten, z.B. der Verteilung von Impulsen für Pumpen - Ein- und Ausgänge oder auf die Wasseroberfläche treffende Sprühstrahlen keine durch Validierung abgesicherten Daten vorliegen, sodass Abschätzungen vorgenommen wurden.



**Abb. 11.10** KKW Smolensk-3, CoPool Datensatz, Definition der Interface-Randbedingungen

Einen Überblick über die im Wasserbereich (CoPool Fluid-Zonen) gekoppelten Verbindungen ist in Abb. 11.11 dargestellt. Anhand dieser Ausgabe in COCOSYS kann die Vollständigkeit geprüft werden. Daten bezüglich Sumpfoberflächen und auftretendes Wandkondensat werden automatisch zugeordnet.

```

CFD-THY INTERFACE DATA
*****

connected zones:

no. name          model          cfd-code    rule
-----
 1 PSPL1          NONEQUILIB   CPL         SUMP_INTFA
 2 PSPL2          NONEQUILIB   CPL         SUMP_INTFA
  ...

Internal junctions for :      CPL

No. name          model
-----
100 BAL_LC-1      SUMP_BAL
101 BAL_RC-1      SUMP_BAL
  ...

Boundary zones for : CPL

No. Name          Model
-----
 13 STC1           NONEQUILIB
 14 STC2           NONEQUILIB
  ...

Boundary junctions for : CPL

No. Name          Model
-----
 55 DWN-L1         ATM_VALVE
  ...
 66 DWN-R4         ATM_VALVE
 81 BB-L1          DRAIN_BOT
  ...
 96 DCP-R4         DRAIN_BOT
118 J-EJ1          PUMP_SYS
  ...
132 JTUB4          PUMP_SYS

Sump type boundaries for : CPL

Mod-No.  Name          Model          Type          TypeId
-----
 1        DWN-L1         ATM_VALVE      Atmos. Jun     5
  ...
 1        DWN-R4         ATM_VALVE      Atmos. Jun     5
 1        BB-L1          DRAIN_BOT      Drainage       9
  ...
 1        DCP-R4         DRAIN_BOT      Drainage       1
 1        J-SP1_I1       PUMP_SYS       Drainage       1
  ...
 1        JTUB4_I1       PUMP_SYS       Drainage       9
 1        SC1_1           Spray          Spray          2
  ...
 1        EJ4_1           Spray          Spray          2

```

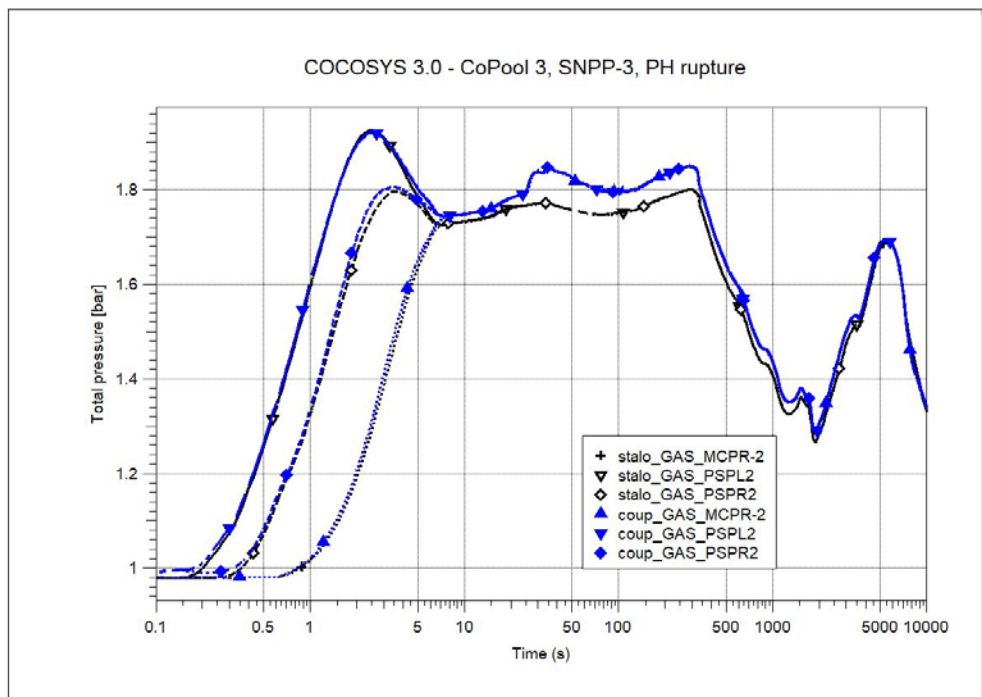
**Abb. 11.11** KKW Smolensk-3, COCOSYS-Ausgabe mit Überblick der gekoppelten Verbindungen zum Wasserbereich des DAS

Zur Durchführung einer gekoppelten Rechnung werden die Anfangsbedingungen für Co-Pool im DAS im File FluidZonesFinal.xml vorgegeben, die in Übereinstimmung mit den Daten im COCOSYS Input stehen müssen. Informationen zu weiteren Modifikationen im COCOSYS Datensatz zur Durchführung einer gekoppelten Rechnung, zum Starten und Re-starten eines Rechenlaufes sowie zur Auswertung der CoPool Daten (an COCOSYS übertragene Werte sowie detaillierte 3D Ergebnisse) sind im Bericht gegeben.

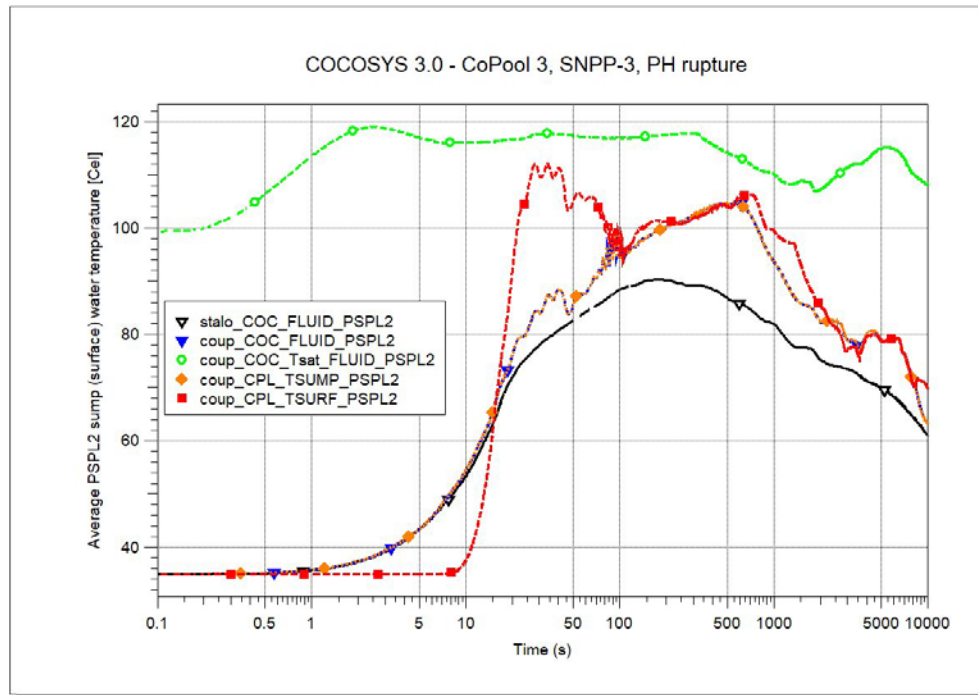
Im Folgenden sind ausgewählte Ergebnisse als Vergleich der COCOSYS stand-alone und der gekoppelten COCOSYS-CoPool Simulationen in logarithmischer Zeitskala dargestellt.

Der berechnete Druckverlauf im Druckabbausystem ist in Abb. 11.12 verglichen. Bis 5 s und damit das Druckmaximum sind in beiden Rechnungen nahezu gleich. Anschließend steigt der Druck in der gekoppelten Rechnung etwas stärker an und die folgenden zwei lokalen Maxima sind ca. 0,05 bar höher. Dies ist Folge der in der Kopplung von CoPool genauer berechneten Sumpfoberflächentemperaturen (Abb. 11.13) und der damit lokalen höheren Verdunstung von Wasser. Nach 300 s, wenn sich die lokalen Temperaturunterschiede verringert haben, werden die Abweichung wieder kleiner.

Es tritt somit auch in der gekoppelten Analyse kein langzeitiges und großflächiges Sieden im DAS auf und damit weiteres absolutes und die Integrität des SLS gefährdendes Druckmaximum. Solch ein Verhalten erschien nach COCOSYS-Analysen im Jahr 2014 als möglich.

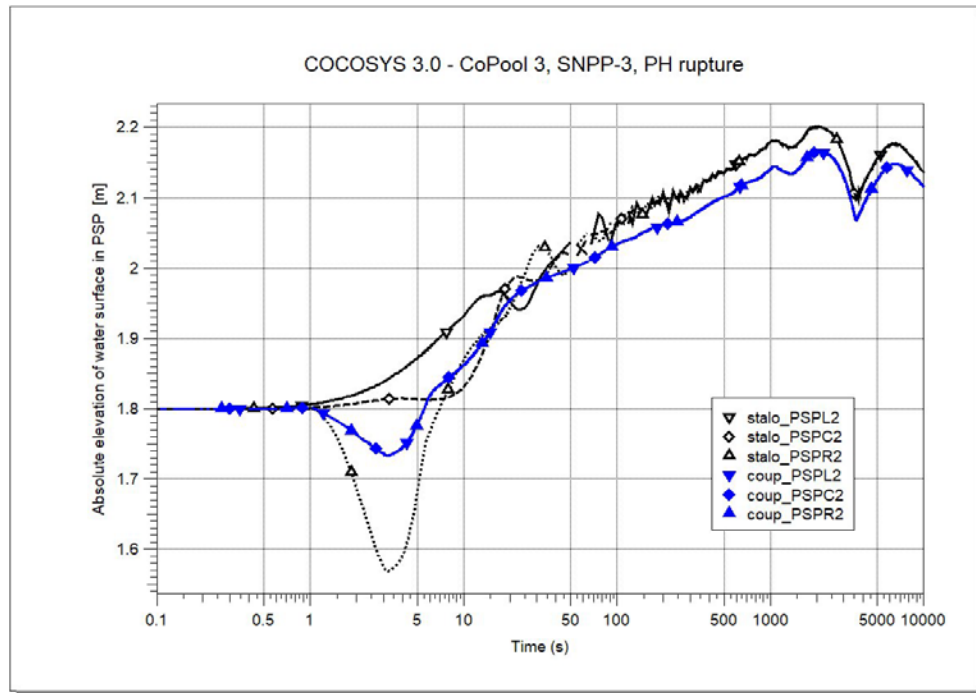


**Abb. 11.12** KKW Smolensk-3, COCOSYS-CoPool, Druckverlauf im SLS

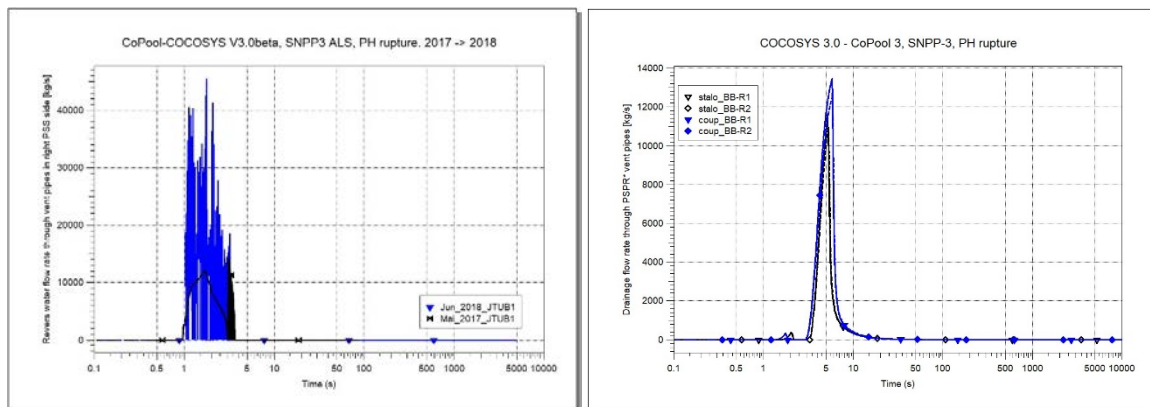


**Abb. 11.13** KKW Smolensk-3, COCOSYS-CoPool, Mittlere Wasser- und Oberflächen-temperatur in Zone PSPL2

Der Wasserhöhenstand ist in Abb. 11.14 dargestellt. Auf Grund des geringeren Druckes im rechten Raumbereich über dem DAS, das zunächst nicht beaufschlagt wird, kommt es zwischen 1 und 3 s zum Zurückdrücken des Wassers im rechten Teil des DAS. Dadurch fällt in der COCOSYS stand-alone Rechnung der Wasserspiegel in den rechten Zonen PSPR\* und kann zunächst nicht durch den Überlauf aus dem mittleren und linken Teil kompensiert werden. In diesen Teilen des DAS steigt der Wasserspiegel durch den Dampfeintrag über die Kondensationsrohre (Massen- und Temperaturanstieg). Zwischen 3 und 20 s ist auch der rechte Teil des SLS druckbeaufschlagt und das Wasser läuft wieder zurück, wodurch sich die Höhenstände angleichen (Bemerkung: diese Massenströme werden von COCOSYS stand-alone und CoPool nahezu gleich berechnet – siehe Abb. 11.15). Die späteren Schwingungen im Höhenstand beruhen auf Druckschwingungen und den dadurch verursachten Wasser-Ausgleichsströmungen. Das Bild zeigt zugleich eine Modellgrenze von CoPool: 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 ist durch die unterschiedlichen Stoffwerte von Wasser in COCOSYS und CoPool bedingt (in CoPool ist die Dichte des Wassers konstant).



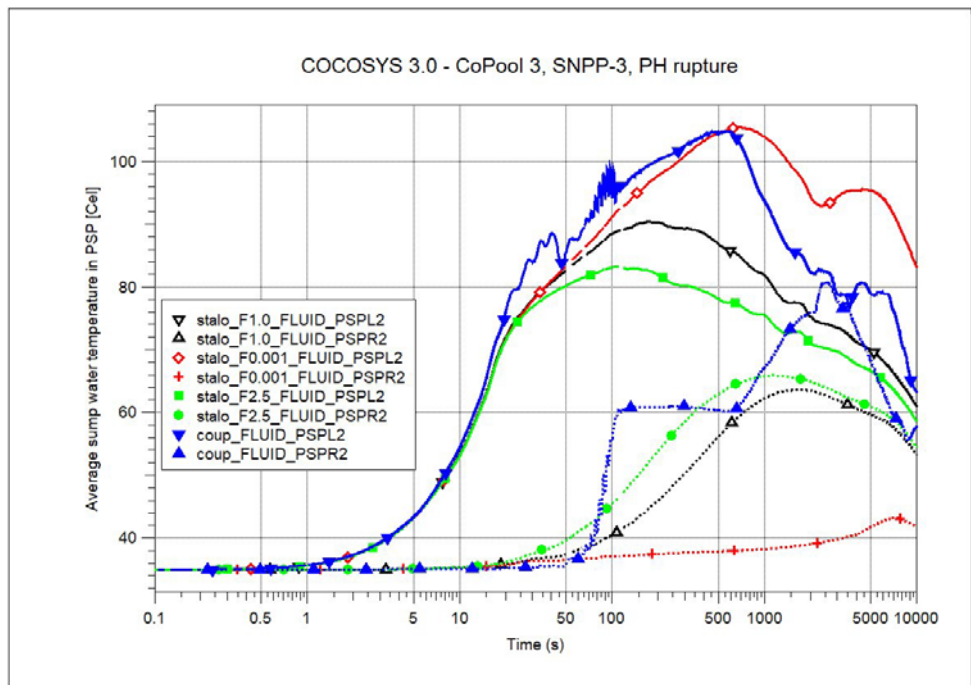
**Abb. 11.14** KKW Smolensk-3, COCOSYS-CoPool, Wasserhöhenstand im Druckabbausystem



**Abb. 11.15** KKW Smolensk-3, COCOSYS-CoPool, Wasserrückströmung (links) und spätere Drainage (rechts) über die Kondensationsrohre im rechten DAS-Teil

Die Analyse der Wasserströmungen zwischen den 12 Sektionen des DAS in der gekoppelten COCOSYS-CoPool Simulation lieferte bisher noch kein einheitliches zur Bestimmung des Vorfaktors der thermischen Konvektion verwendbares Ergebnis. Der Vergleich der berechneten Massenströme ist schwierig, da in der gekoppelten Simulation die Massenströme stark schwingen und um Größenordnungen über dem relativ stabilen Strömen in COCOSYS liegen. Deshalb werden hierzu die Wassertemperaturen betrachtet. Die berechneten mittleren Wassertemperaturen für die linke Zone PSPL2 und die rechte Zone PSPR2 (siehe Nodalisierung in Abb. 11.1) der gekoppelten Simulation sind

COCOSYS stand-alone Ergebnissen mit einen Vorfaktor F von 0.001, 1,0 (Standardwert im Smolensk-3 Datensatz) und 2,5 gegenübergestellt. Während in PSPL2 die Rechnung  $F = 0,001$  (nahezu keine thermische Konvektion) der gekoppelten Simulation am nächsten kommt, ist dies für die rechte Zone PSR2  $F = 2,5$  (Abb. 11.16). Dieses Ergebnis wird übrigens auch durch den Vergleich der integrierten Massenströme zwischen der linken und mittleren Sektion 2 (Verbindung BAL\_LC2) und der mittleren und rechtem Sektion 2 (BAL\_RC2) bestätigt. Das spricht für stark unterschiedliche Zustände, was in COCOSYS für die mögliche Definition von Verbindungs-spezifischen Faktoren  $F_j$  anstatt des bisher genutzten globalen Faktors F spricht. Dazu benötigt man aber entweder eine vorlaufende gekoppelte Rechnung (vorausgesetzt CoPool berechnet „reale“ Werte, beachte die offene Validierung von Optionen zur Impuls-Berechnung in CoPool) oder einen bisher nicht verfügbaren allgemeinen Modellansatz zur Bestimmung von  $F_j$ . Zudem ist noch sichtbar, dass insbesondere in der gekoppelten Simulation in PSR2 eine starke zeitliche Veränderung sichtbar ist (Erklärung ist noch ausstehend). Gegenwärtig sieht es so aus, dass der globale Faktor  $F = 1,0$  der gekoppelten Simulation am nächsten kommt. Auch unter Berücksichtigung des geringen Einflusses auf den Druckverlauf macht eine detaillierte gekoppelte Simulation unter Umständen Sinn, z.B. wenn man zusätzliche Systemausfälle untersuchen will.



**Abb. 11.16** KKW Smolensk-3, COCOSYS - COCOSYS-CoPool, Vergleich der Wassertemperaturen

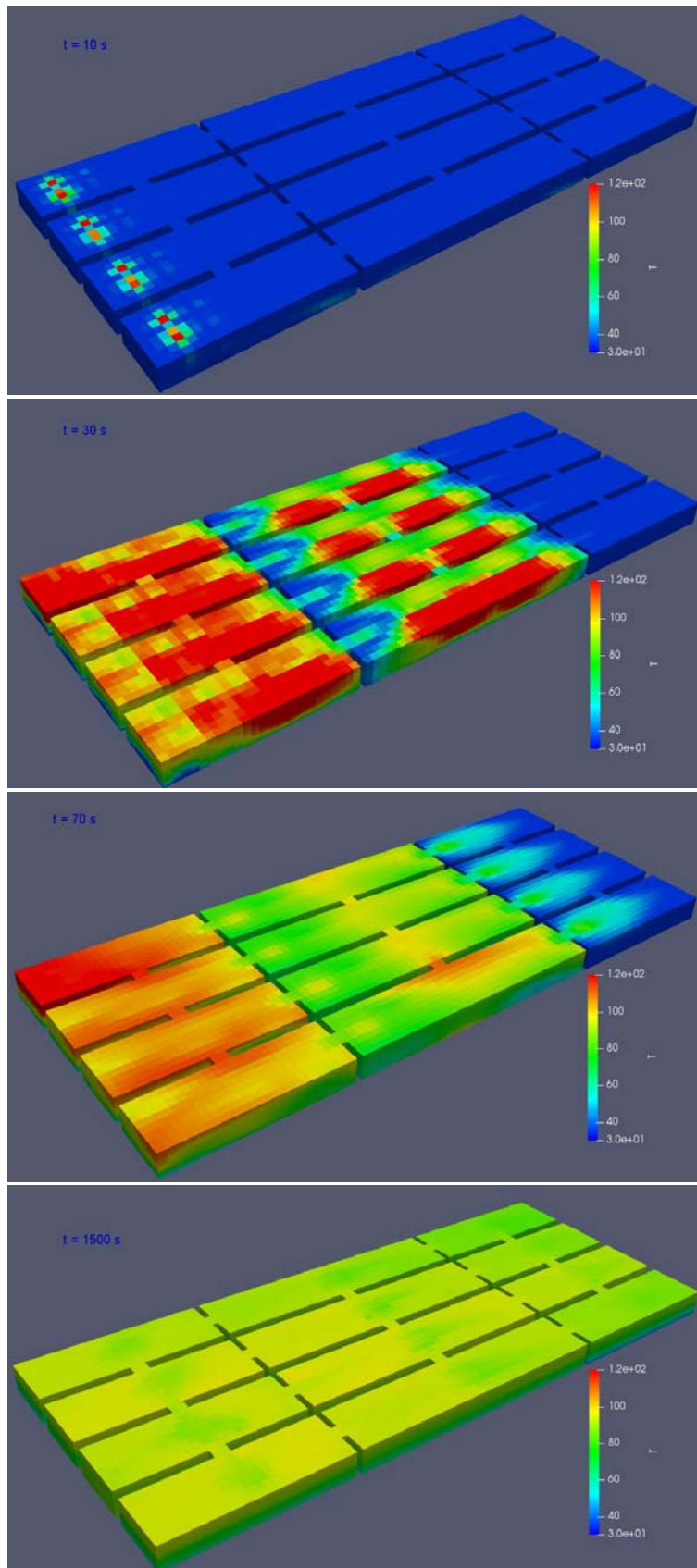
Ein ausgewähltes 3D-Ergebnis von CoPool zur zeitlichen Temperaturverteilung im DAS ist in Abb. 11.17 dargestellt. Es ist gut zu erkennen, dass zuerst die linken Sektionen, die sich direkt unterhalb des geborstenen Drucksammlers befinden, beaufschlagt werden. Die definierten Positionen der Kondensationsrohre sind ebenso klar sichtbar. Nach 30 s ist auch der zentrale Teil, der auch indirekte Verbindungen zum Drucksammellerraum hat, gut aufgeheizt. Da die rechte Seite nur über die internen Ausgleichsverbindungen angeschlossen ist, bleibt das Wasser noch nahezu kalt. Nach 70 s ist die Wirkung der Einströmungen zu erkennen. Nach ca. 300 s reduziert sich der Bruchmassenstrom und damit der Dampfeintrag über die Kondensationsrohre, sodass nach 1 500 s nahezu gleiche Zustände in allen Segmenten vorliegen. Die Durchmischung der DAS Sektionen wird übrigens durch die im KKW z.T. über Kreuz geschalteten und im Wesentlichen aus dem Mittelsektionen ansaugenden Pumpensysteme stark unterstützt. Ohne diese Systeme würde der Temperaturausgleich länger dauern.

Im Gegensatz zu den ersten Rechnungen im Vorläufervorhaben sehen die berechneten Oberflächen-nahen Temperaturen vernünftig aus. Man erkennt z.B. auch, dass der untere Wasserbereich unterhalb der Enden der Kondensationsrohre und Einspeisungen relativ kalt bleibt.

Es sei noch darauf hingewiesen, dass die COCOSYS stand-alone Rechnung über 10 000 s etwa 700 s (~ 12 min) CPU-Zeit benötigt, die gekoppelte Simulation dagegen um mehr als den Faktor 1000 langsamer ist. Dies ist eindeutig CoPool zuzuordnen und sollte später nach Verfügbarkeit des SAM-Lösers überprüft werden.

Im Bericht /ARN 20/ sind noch Aussagen zu Grenzen der Anwendbarkeit von CoPool gegeben sowie Anregungen zur Programmverbesserung, die während der Simulationen zum KKW Smolensk-3 festgestellt wurde. Letztere werden bei der Weiterentwicklung von CoPool berücksichtigt.





**Abb. 11.17** KKW Smolensk-3, CoPool, Temperaturverteilung des Wassers im DAS nach 10, 30, 70 und 1 500 s



Zusammenfassend kann festgestellt werden:

- CoPool und die Kopplung mit COCOSYS haben einen Stand erreicht, der ihre Anwendung auf Reaktoranlagen und hier speziell auf das DAS von RBMK-1000 - Anlagen erlaubt.
- Die Datensatzerstellung für CoPool ist vergleichsweise aufwändig und die Rechenzeit hoch, so dass die Notwendigkeit von gekoppelten Analysen gegenüber dem Erkenntnisgewinn gegeben sein sollte.
- In der gekoppelten Simulation trat gegenüber der COCOSYS-Rechnung kein weiteres und höheres Druckmaximum auf, dass eventuell die Integrität des SLS gefährdet. Diese Aussage trifft aber nur auf das untersuchte Szenario mit Verfügbarkeit aller Sicherheitssysteme zu. Einzelne oder mehrere Ausfälle verursachen sehr wahrscheinlich höhere Maximaldrücke.

Die vertiefte Analyse der CoPool-Ergebnisse sollte fortgesetzt werden. Die Ergebnisse sollen auf einem Meeting mit NIKIET diskutiert werden. NIKIET kann prinzipiell wesentliche Beiträge zur Verbesserung der Simulation leisten, sei es durch ihre Spezialkenntnisse zu RBMK-Anlagen, durch den Vergleich mit eigenen 3D-Analysen oder einfach durch Bereitstellung genauerer geometrischen und anderer Anlagendaten zur Verringerung der Unsicherheit in den Eingabedateien.

### **11.1.3 Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse für ein kleines Leck**

Die unter diesem Arbeitspunkt durchgeführten Arbeiten stellen die Fortführung der Untersuchungen und Analysen mit COCOSYS für das Leck-vor-Bruch (LBB) Konzept im Störfalllokalisierungssystem von RBMK-1000 dar, die im Vorläufervorhaben angedacht und mittels erster Simulationsrechnungen zu kleinen Leckstörfällen im SLS des KKW Smolensk, Block 3 begonnen wurde /RIW 17/. Diese COCOSYS Rechnungen zeigten, dass bei Annahme solch kleiner Lecks nur geringe Änderungen in den Raumparametern auftreten, die außerhalb des Bereichs liegen wie sie üblicherweise in Störfallanalysen für Kernkraftwerke und in typischen zur Codevalidierung verwendeten Containment-Experimenten auftreten. Die GRS interessierte deshalb vor allem die Frage, ob die von COCOSYS für solche Lecks berechneten Ergebnisse numerisch stabil und in Bezug auf geänderte Anfangs- und Randbedingungen plausibel sind. Zur Bewertung der COCOSYS-Ergebnisse wurde in /RIW 17/ die Durchführung einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse (UaSA) mit dem GRS-Tool SUSAS /KLO 18/ vorgeschlagen. Nach Möglichkeit sollten die in COCOSYS verwendeten Modelle und Modelloptionen – und

hier insbesondere die Annahmen für die Simulation der Bruchzone und der Wasserverdampfung - mit vom NIKIET zur Verfügung gestellten gemessenen Anlagendaten/Testergebnissen abgesichert werden.

Die Aktivitäten zu diesem Arbeitspunkt begannen im Wesentlichen mit der Durchführung eines Arbeitstreffens zwischen GRS und NIKIET im Dezember 2017. Dabei wurden die weiteren Arbeitsschritte zur Durchführung der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse abgestimmt. NIKIET präsentierte Informationen zum Leck-Detektionssystem, das inzwischen in den RBMK-1000 Blöcken installiert ist. Videoaufzeichnungen illustrieren einige der in RBMK-Anlagen aufgetretenen kleinen Lecks. GRS gab einen Überblick zu den im Vorläufervorhaben durchgeführten COCOSYS-Untersuchungen zum thermohydraulischen Verhalten des SLS des KKW Smolensk-3 bei kleinen Lecks über eine Prozesszeit von 24 h /RIW 17/. Gemeinsam wurde die Liste mit unsicheren COCOSYS-Eingabeparametern inklusive ihrer Unsicherheitsbereichs- und Wahrscheinlichkeitsverteilungen für die UaSA erweitert und konkretisiert. Anhand einer To-do – Liste wurden die nächsten Arbeitsschritte festgelegt, Zuständigkeiten und Termine fixiert.

Wie unter Kapitel 11.1.1 dargestellt, hat sich NIKIET danach leider nicht mehr an den vereinbarten Arbeiten beteiligt, ab Frühjahr 2018 auch keine Informationen mehr übergeben und auf keinen Kontaktversuch der GRS reagiert. Somit fand auch das für Mitte 2018 vorgesehene Arbeitstreffen nicht mehr statt. Die Erklärung für das Ruhenlassen der Arbeiten des NIKIET erfolgte dann im Jahr 2019 per E-Mail. Seitens GRS wurden soweit möglich und auf Basis der vorhandenen Informationen die in der ursprünglich erstellten To-do – Liste bearbeitet.

#### **11.1.3.1 COCOSYS-Variantenrechnungen zu kleinen Lecks unter Anwendung verschiedenen Modelloptionen**

Die Analysen zum thermohydraulischen Verhalten des Störfalllokalisierungssystems des KKW Smolensk-3 bei kleinen Lecks wurden von der GRS auf Basis der in /BAK 17/ beschriebenen Nodalisation bzw. COCOSYS-Datensatzes durchgeführt.

Ziel dieser Analysen war die Festlegung der Modelloptionen, mit denen die COCOSYS-Rechenergebnisse am besten mit den im NIKIET vorliegenden gemessenen Parameterverläufen beim Auftreten kleiner Lecks in RBMK-Anlagen übereinstimmen. Damit sollte das Szenario und die COCOSYS-Modelloptionen für die geplante Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse festgelegt werden. Leider wurden vom NIKIET die bis April 2018

vereinbarten Informationen zur Charakteristik der Lüftungssysteme, zum Steady-State – Wert der Atmosphärentemperatur und zum Aktivitätsinventar des Kühlkreislaufes nicht bereitgestellt. Deshalb musste die GRS ohne diese absichernden Daten fortfahren, was sich logischerweise auf die Aussagequalität der UaSA ausgewirkt hat.

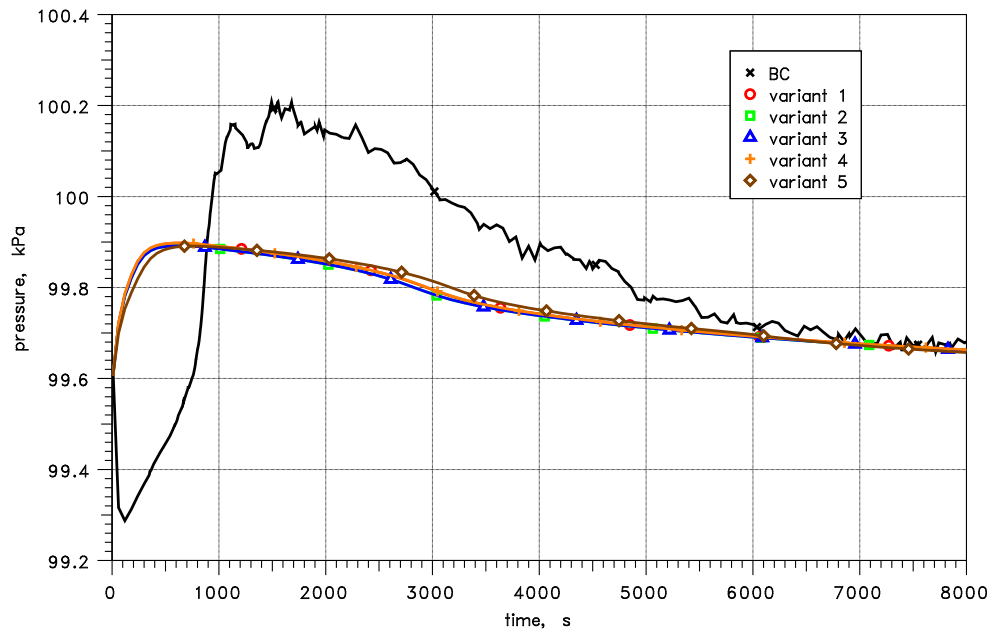
Nach Fertigstellung der COCOSYS-Variantenrechnungen wurde ein englischsprachiger Bericht erstellt /BAK 18/ und an NIKIET übersandt mit der Bitte um Kommentierung seitens NIKIET - insbesondere zu den Konsequenzen für die Rechnungen für die UaSA (Modellauswahl). Eine Reaktion darauf erfolgte leider nicht.

Die Variantenrechnungen wurden für ein Szenario mit einer Leckgröße von 500 kg/h durchgeführt, d.h. eines der Szenarien aus /BAK 17/, unter Anwendung von COCOSYS V2.4v4. In den Rechnungen wurden sowohl die Optionen zur Simulation der Bruchzone als auch der Einspeisung des Kühlmittels (Leck) modifiziert. Einzelheiten dazu sind der Tab. 11.1 zu entnehmen.

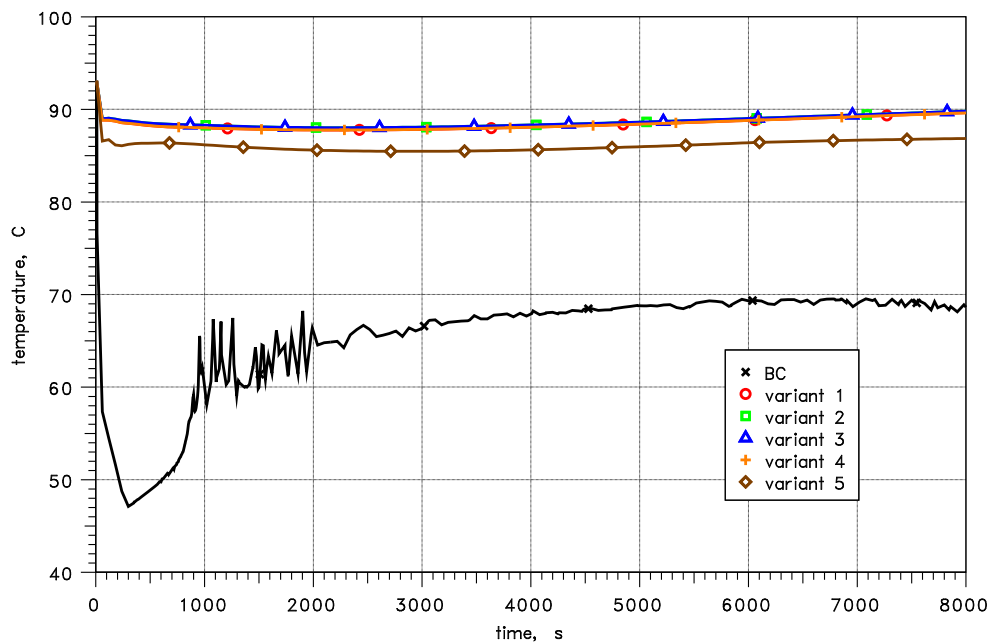
In den Variantenrechnungen zeigte sich, dass im Basisfall (Optionen entsprechend NIKIET Analyse), dass der Bruchraum mit Wasser volllief, was im Abbruch der Rechnungen mündete. Es machte sich notwendig, entweder die Wasserdrainage in tieferliegende Zonen zu simulieren oder wie in den GRS-Varianten 4 oder 5 per Sprühsystem die Wasseransammlung zu verhindern. Dies sollte in der nachfolgenden UaSA in jedem Fall berücksichtigt werden. Ein weiterer Nebeneffekt in den GRS Varianten ist, dass die Rechenzeit um ca. den Faktor 5 geringer ist, was in der folgenden UaSA mit 100 durchzuführenden Rechenläufe auch von Vorteil ist.

**Tab. 11.1** Übersicht zu den GRS-Variantenrechnungen inklusive des Basisfalls "BC" vom NIKIET

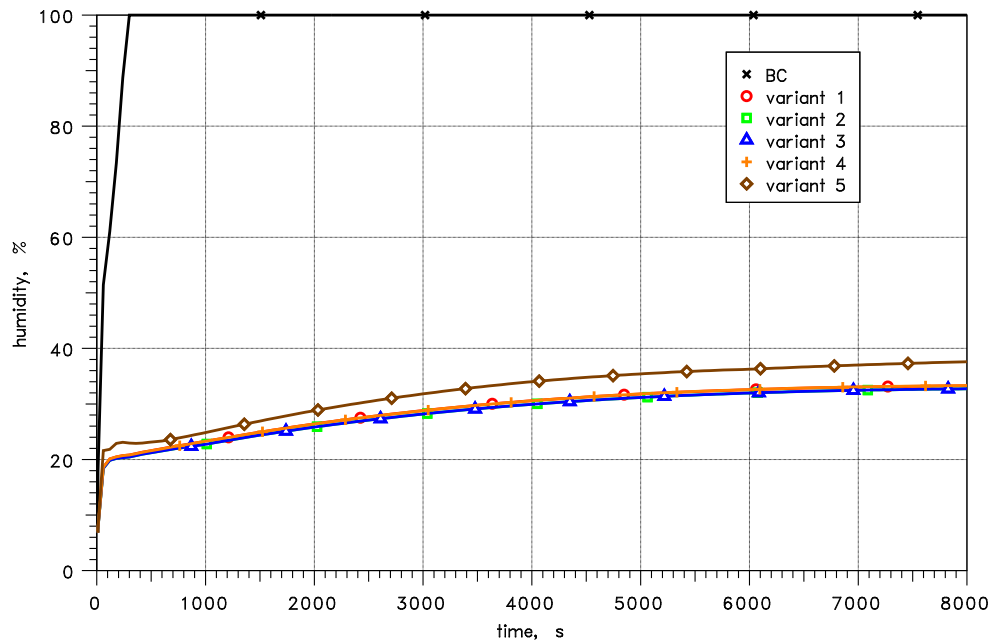
Variant	Input deck name	Model for break zone '403-215B'	Injection options			Description (according /KLH 18/)
			Type	Component	Add. option	
BC	Case_500_neq_s	NONEQUILIB	STANDARD	STEAM	into GAS	1. <b>Original modelling by NIKIET</b> The injected coolant is handled as "cold" steam, which is homogeneously mixed with the zone atmosphere inventory.
1	Case_500_eq_w	EQUIL._MOD	STANDARD	WATER	into GAS	2. The "water" coolant is split into steam and water phases. Under superheated conditions in the leak zone, a part of the water is evaporated according to the evaporation factor defined. The rest water is distributed to other zones according to given water distribution factors.
2	Case_500_neq_w	NONEQUILIB	STANDARD	WATER	into GAS	3. A part of the injected water is evaporated and added to the corresponding atmospheric zone part GAS as steam, if the temperature of injected water is higher than the saturation temperature at total pressure (boiling water). The rest of the water is added to the sump zone part. If a FLUID part does not exist, it will be created.
3	Case_500_neq_split	NONEQUILIB	STANDARD	WATER	into GAS with application of LWATSPLIT	4. Split of injected water: Injected hot water is partly evaporated depending on its temperature. Using the LWATSPLIT option it is possible to use the specific enthalpies at steam partial pressure in the zone. This will lead to higher evaporation rate of the injected water, which generally results in somewhat higher containment pressures.
4	Case_500_neq_ivo	NONEQUILIB	STANDARD	WATER	injection using IVO spray model	5. Spraying of water into break zone: A water injection can be simulated as a spray system (IVO model) with droplet paths and distributed to wall surfaces. The spray mass flow rate and the inlet velocity are derived from the injected water flow rate and the droplet characteristic from the spray nozzle to be defined.
5	Case_500_neq_ivo_tr	NONEQUILIB	STANDARD	WATER	injection using IVO spray model and SPDISP	6. Spraying of water into break zone as in variant 4: Additionally, there was defined a mass fraction remaining in the atmosphere as droplets (reasonable for non-equilibrium zones only).



**Abb. 11.18** SNPP-3, COCOSYS Variantenrechnung, Vergleich der Druckverläufe im Bruchraum Zone 403-215B



**Abb. 11.19** SNPP-3, COCOSYS Variantenrechnung, Vergleich der Atmosphärentemperatur im Bruchraum Zone 403-215B



**Abb. 11.20** SNPP-3, COCOSYS Variantenrechnung, Vergleich der Luftfeuchte im Bruchraum Zone 403-215BB

### 11.1.3.2 Untersuchungen zum Gasverteilung und Implementierung von TRACER\_GAS in COCOSYS

In Abstimmung mit NIKIET war festgelegt worden, die Radioaktivität im Raumsystem als ein Kriterium (sogenanntes "quantity of interest") für die Bewertung der COCOSYS-Rechenergebnisse in der UaSA zu verwenden. Dies ist in Übereinstimmung mit den in RBMK-Anlagen installierten LBB-Detektionssystemen, in denen die Raumaktivität ebenfalls ein Messwert ist. In den bisherigen COCOSYS-Analysen (/BAK 17/ und /BAK 18/) wurde die Radioaktivität nicht berücksichtigt, d.h. das entsprechende AFP Hauptmodul von COCOSYS nicht eingesetzt. Der verwendete detaillierte COCOSYS-Datensatz zur Abbildung der rechten Seite des SLS im KKW Smolensk-3 mit den Anlagenräumen 208, 403 and 515 (Details siehe Kapitel 11.1.3.3) wird durch 331 Zonen simuliert. NIKIET sah sich nicht in der Lage, kurzfristig entsprechende Eingabedaten und Randbedingungen für das AFP-Modul zu erstellen und zu liefern. Deshalb wurde entschieden, die Raumaktivität vereinfacht über die Konzentration eines Gases mit dem Thermohydraulik-Modul THY von COCOSYS zu berechnen. Hierzu konnte zum Teil auf Ergebnisse und Erfahrungen der GRS bei der Simulation der Radon-Ausbreitung als TRACER-GAS in Arbeitsräumen aus einem anderen Projekt zurückgegriffen werden.

Da es ab diesem Zeitpunkt keine weitere Beteiligung vom NIKIET gab, wurde seitens GRS mit der Simulation der Freisetzung und Verteilung von Radioaktivität als

thermohydraulisches Spurengas („Tracer-Gas“) unter Nutzung des 331-Zonenmodells zum KKW Smolensk-3 begonnen. Ziel war die Auslotung der Modellierungsgrenzen von COCOSYS beim Transport extrem kleiner Gasmassen im komplexen Kraftwerksdatensatz. Da vom NIKIET keine Informationen zu typischen Isotopen und repräsentativen Freisetzungsraten vorlagen, wurden Annahmen zur Freisetzung eines exemplarischen Gases, hier Rn-222, in das Raumsystem getroffen. Die durchgeführten Untersuchungen sind im Bericht /ARN 18/ dokumentiert.

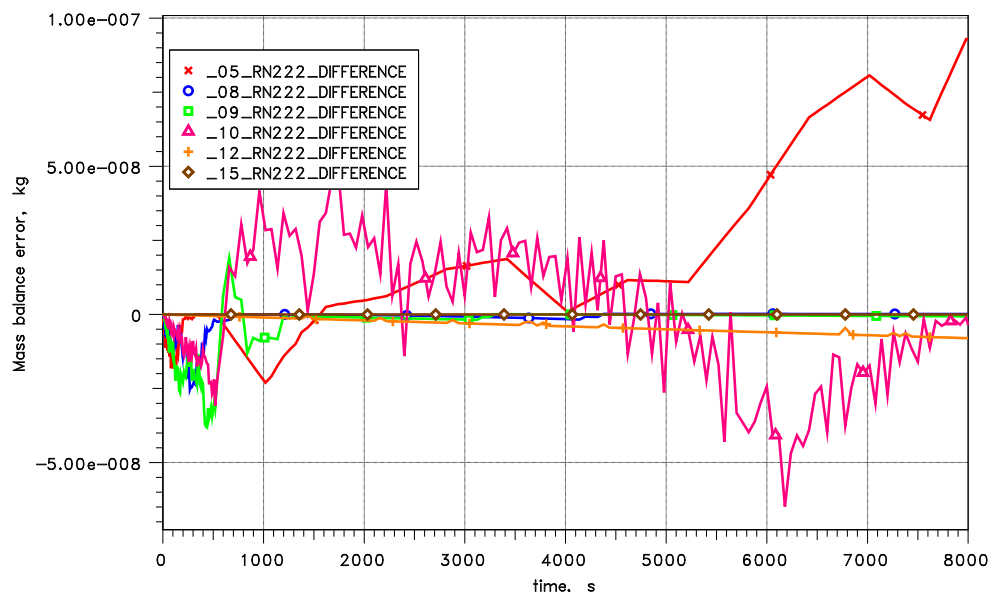
Im Rahmen der Studie wurden Analysen mit Einspeiseraten des Edelgas-Isotopes Rn-222 durchgeführt, die in mehreren Größenordnungen variiert wurden. Daneben wurde der Einfluss der Fehler- und Abbruchkriterien für die Integration der Massen- und Temperaturdifferentialgleichungen untersucht. Generell wurde festgestellt, dass COCOSYS in der Lage ist, ein Tracer-Gas mit sehr geringer Einspeiserate und somit geringer Raumkonzentration zu simulieren. Spurengase haben dabei keinen sichtbaren Einfluss auf das berechnete Druck- und Temperaturverhalten, solange ihre Masse und Energie um Größenordnungen unter der Luft- und Dampfmasse liegen. Die Spurengaskonzentration ( $\text{kg/m}^3$ ) kann somit über entsprechende Umrechnungen als Maß für die Aktivitätskonzentration ( $\text{Bq/l}$  oder  $\text{Bq/m}^3$ ) dienen und als Kriterium in der UaSA verwendet werden. In der Studie wurde der radioaktive Zerfall nicht berücksichtigt. Für Isotope mit Halbwertszeiten im Tagebereich und größer wird die „stationäre“ Aktivitätskonzentration im Wesentlichen vom Volumen, der Einspeiserate und der Abströmung in die Umgebung (Leckagen, Ventilationssystemen, ...) bestimmt. Ohne Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls (und ebenso ohne eine Ablagerung von partikelförmigen Isotopen) ist die berechnete Aktivitätskonzentration in der Atmosphäre konservativ höher.

Folgende weitere Ergebnisse wurden festgestellt:

- Die Einspeiserate eines Spurengases muss in jedem Fall größer als  $10^{-12}$  kg/s sein; kleinere Raten werden komplett vernachlässigt und führen zu Massenbilanzfehlern in Größe der eingespeisten Masse (Abb. 11.21 und Abb. 11.22).
- Bezogen auf den Smolensk-3 Datensatz zeigte sich als praktikable Rate die Größenordnung von  $10^{-9}$  kg/s. Kleinere Raten führen immer noch zu sichtbaren Massenbilanzfehlern. Wesentlich größere Raten (größer  $10^{-5}$  kg/s) beginnen das thermohydraulische Verhalten zu beeinflussen, u.a. durch die Anwesenheit von nicht kondensierbarem Gas in den Wärmeübergangsmodellen. Eine exakte Zahl kann für die empfohlene Einspeiserate eines Spurengases nicht angegeben werden, da es eine direkte Abhängigkeit vom betrachteten Raumvolumen und der Leckage

(Lüftung) gibt. In jedem Fall werden anfängliche Testrechnungen mit verschiedenen Raten und dabei die Überprüfung der Massenbilanz empfohlen.

- Unter diesen Randbedingungen sind keine speziellen Anpassungen in COCOSYS erforderlich und die typischen Fehlergrenzen im FTRIX/FEBE Integrationslöser (EPSREL and CLIMAS) können weiterhin genutzt werden. Diese sollten natürlich für LBB Szenarien angepasst werden, d.h. strenger als für große Kühlmittelverlustszenarien definiert werden.
- Strömungsverbindungen mit Flächen kleiner  $10^{-6} \text{ m}^2$  sind nicht verwendbar (komplett geschlossene Verbindungen mit Fläche Null schon), da dies die untere Grenze für offenen Verbindungen ist, um unrealistisch hohe Widerstandsbeiwerte und damit numerische Instabilitäten und daraus resultierende falsche Massenströme zu unterdrücken. Oftmals sind Massenströme kleiner als  $10^{-6} \text{ kg/s}$  numerisch instabil, sodass Schwingungen zwischen verbundenen Zonen auftreten und dadurch die Gase zwischen den verbundenen n Zonen fälschlicherweise durchmischen. Zur Simulation von Temperatur- (d.h. Dichte-) Differenz getriebenen Strömungen müssen die COCOSYS Nodalisationsregeln /KLH 18/ eingehalten und eine genügend feine Nodalisation gewählt werden.
- In einer Kraftwerksanlage sollte bei der Simulation von Spurengasen und LBB Szenarien die anfängliche Höhenstaffelung der Raumdruckes sowie eine mögliche Temperaturschichtung im Datensatz eingegeben oder durch eine stationäre Rechnung bestimmt werden. Gleiches trifft für das stationäre Temperaturprofil insbesondere über Betonwände und Wände an die Umgebung zu.



**Abb. 11.21** Smolensk-3, Spurengas Rn-222, Einspeiseraten  $10^{-5}$  bis  $10^{-15} \text{ kg/s}$ , Massenbilanzfehler



(BALANCE ) CHANGE OF ENERGY CONTENTS (KJ) AND MASS CONTENTS (KG)						
NO.	BACOMP	SBDENG ENERGY	SBDMAS STEAM	SBDMAS AIR	SBDMAS WATER	SBDMAS RN222
1	Z515	0.14200D+05	0.19731D+01	-0.36738D+02	0.00000D+00	0.00000D+00
2	Z208	0.57603D+04	-0.17155D+02	-0.15139D+03	0.00000D+00	0.00000D+00
3	Z403	0.15007D+06	0.20017D+02	-0.24790D+03	0.14811D+03	0.00000D+00
4	ENV	0.16074D+08	0.26448D+06	0.42202D+03	-0.26471D+06	0.00000D+00
5	EJECTORS	0.20236D+05	-0.13417D+02	0.14012D+02	0.34878D+03	0.00000D+00
6	WALL_ENV	0.75338D+06	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00
7	WALL_403	0.55519D+05	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00
8	WALL_208	0.14135D+05	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00
9	WALL_515	0.10686D+05	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00
10	1D_JUNC	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00
11	IC_CIRCUIT	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00
12	BUILD_COND	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00
13	INJECTION	0.17098D+08	0.00000D+00	0.00000D+00	0.25300D+03	0.79895D-08
14	COMBUSTION	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00
15	RECOMBINER	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00
16	COOLING	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00
17	DECAY_HEAT	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00
18	AFP_CHANGE	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00
19	PYROLYSIS	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00
20	BOUND_SURF	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00
21	CCI_CORR	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00
22	DCH	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00
23	DCH_CHEM	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00	0.00000D+00
24	DIFFERENCE	-0.10767D+03	-0.97101D-02	0.10104D-01	-0.97101D-02	-0.79895D-08

**Abb. 11.22** Smolensk-3, Spurengas Rn-222, Massenbilanzfehler in Variante mit Einspeiserate  $10^{-12}$  kg/s nach 8 000 s

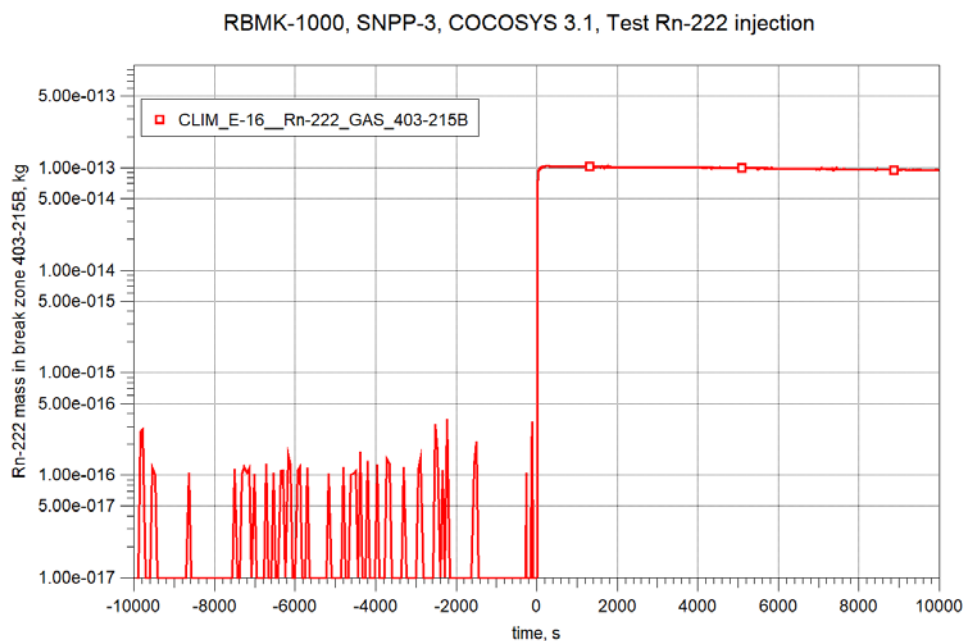
Diese Erkenntnisse wurden bei der Festlegung des Szenarios für die folgende UaSA und die Definition des COCOSYS-Datensatzes für die Referenzrechnung berücksichtigt.

Im nächsten, die UaSA vorbereitendem Arbeitsschritt wurde vertieft untersucht, warum in COCOSYS Einspeiseraten kleiner  $10^{-12}$  kg/s vernachlässigt werden. Die erfolgte anhand von Testrechnungen und der Untersuchung des relevanten Quelltextes unter Verwendung einer Entwicklerversion von COCOSYS 3.1. Die Ergebnisse sind im Bericht /BAK 20/ im Detail beschrieben.

Im FTRIX/FEBE Differentialgleichungslöser des THY Hauptmoduls von COCOSYS werden auf Basis der aktuellen Integrationsgrößen sowie deren Ableitungen für einen Zeitschritt neue Lösungen (Zustände) prognostiziert. Diese Zustände (i.A. Komponentenmassen und Temperatur) werden auf physikalische Zulässigkeit geprüft, d.h. z.B. negative Massen und Temperaturen unter null Grad Celsius und bei Notwendigkeit die Lösung verworfen („kleine“ Fehler) oder der Zeitschritt reduziert („großer“ Fehler, z.B. Masse kleiner -1 kg) mit entsprechender Information an der Nutzer. Hierbei wurde der bisher in der Programmdokumentation nicht explizit erwähnte Fakt festgestellt, dass dabei auch alle Komponentenmassen kleiner  $10^{-9}$  kg auf null gesetzt werden. Das heißt, wenn in einem Zeitschritt die Einspeisung einer Gaskomponente so klein ist, dass sich

weniger als diese Masse in einer Zone angesammelt hat, wird die Einspeisung (bzw. auch Einströmung über Verbindungen) unterdrückt.

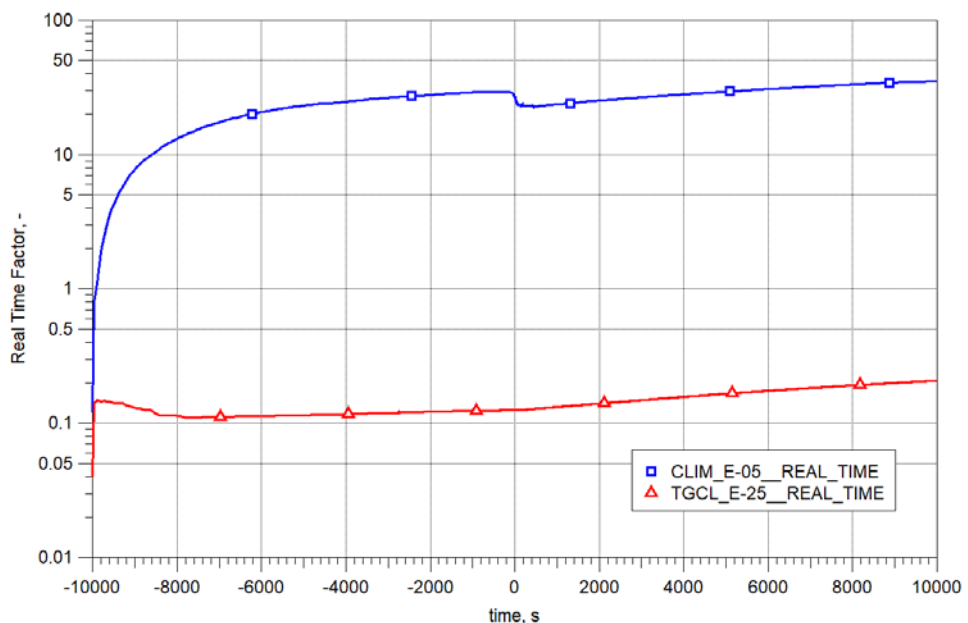
Zu Testzwecken wurde diese Nullsetzung deaktiviert und die Auswirkungen in einer Rechnung mit dem Smolensk-3 Datensatz mit 331 Zonen, 750 Verbindungen und 209 wärmeleitenden Strukturen analysiert. Dabei wurde auch eine geringe Einspeisung des Spurengases Rn-222 angenommen. Es zeigte sich das unerwartete Ergebnis, dass bereits vor Einspeisung von Rn-222 (hier ab 10 s mit einer Rate von  $10^{-14}$  kg/s) im System Rn-222 generiert wurde. Diese generierte Masse lag in einer nicht mehr vernachlässigbaren Größe – siehe Abb. 11.23. Damit wurde klar, dass diese Begrenzung im Code zur Verhinderung dieses „numerischen Rauschens“ implementiert ist.



**Abb. 11.23** COCOSYS 3.1, Smolensk-3, Testrechnung mit CLIMAS =  $10^{-16}$  kg, Einspeisung von  $10^{-14}$  kg/s ab 10 s, Rn-222 - Masse in der Einspeisezone

Der Massenbilanzfehler konnte durch Verschärfung des Genauigkeitskriteriums für die Massengleichungen CLIMAS /KLH 18/ von  $10^{-16}$  kg auf  $10^{-25}$  kg verringert werden, aber das Auftreten einer Rn-222 – Masse vor Beginn ihrer Einspeisung nicht verhindern. Als äußerst ungünstiger Effekt trat dabei auch eine sehr starke Erhöhung der benötigten CPU-Zeit um mehr als 2 Größenordnungen auf. Dies ist ein k.o.–Kriterium für COCOSYS, da dessen „Schnellläufigkeit“ eines der Vorteile im Vergleich zu CFD-Codes ist.

Als neue Option wurde deshalb im Programm die Möglichkeit geschaffen, das Massenfehlerkriterium CLIMAS für eine spezielle Komponente (eine Massen-Differentialgleichung pro Zone) separat vorzugeben. Hoffnung war dabei, dass dies einerseits die Rechenzeit im akzeptablen Rahmen und den Massenbilanzfehler gering genug hält. Allerdings zeigte sich, dass dies nur eine geringe Zeitersparnis bringt, da die mögliche Zeitschrittweite bei der Lösung des gesamten Gleichungssystems im Wesentlichen von der hier kritischen Rn-222 Komponentenmasse abhängt. Die Verschärfung von CLIMAS vom generellen Wert von  $10^{-5}$  kg auf  $10^{-25}$  kg lediglich für Rn-222 verursacht immer noch eine 175-fache Erhöhung der Rechenzeit – ablesbar am real time factor RTF in Abb. 11.24. RTF = 1 bedeutet dabei eine Echtzeit-Simulation. Die berechnete Rn-222 Volumenkonzentration in den Zonen war hiervon übrigens nicht sichtbar beeinflusst.



**Abb. 11.24** COCOSYS 3.1, Smolensk-3, Testrechnung mit CLIMAS =  $10^{-5}$  und  $10^{-16}$  kg für die RN-222 Masse, real time factor RTF

Als vorzuziehende Herangehensweise für die Berechnung der lokalen Raumaktivität (in  $\text{Bq}/\text{m}^3$ ) in der UaSA wurde deshalb gewählt, die Einspeisung der Aktivität durch ein Spurengas um einige Größenordnungen hoch zu skalieren ( $\text{Bq}/\text{kg} \cdot 10^x$ ).

Sowohl für diese Hochskalierung als auch die Bereitstellung der Raumaktivitätskonzentration als COCOSYS Ausgabegröße zur Bewertung durch das SUSA Tool (Quantity of Interest) waren entsprechende Programmiererweiterungen erforderlich. Durch diese Erweiterungen erfolgt nun auch die überwiegende Zahl der in den Testrechnungen manuell vorgenommenen Umrechnungen automatisch programmintern. Die Erweiterungen

wurden in der Entwicklerversion von COCOSYS vorgenommen, sodass sie mit dem Release der nächsten Version COCOSYS 3.1 allgemein verfügbar sein werden. Einzelheiten dazu sind in /BAK 20/ zu finden.

Es wurde ein neuer Typ von Gaskomponente, das "TRACER\_GAS", eingeführt. Unter Nutzung der Massenverteilung ( $\text{kg/m}^3$ ) dieses Spurengases wird dabei die lokale Raumaktivitätskonzentration ( $\text{Bq/m}^3$ ) berechnet. In COCOSYS wird ein TRACER\_GAS wie eine normale thermohydraulische Gaskomponente behandelt, für die der Anwender aber weitere Optionen und Daten angeben kann, wie z.B. die Halbwertszeit T\_GAS\_HL, ein Skalierungsfaktor T\_GAS\_SF und ob hinsichtlich der Masse der radioaktive Zerfall die berücksichtigt werden soll (Abb. 11.25, neue Daten in roter Schrift).

```

@
C---- COMPONENTS
...
@
K---- Rn-222
@   CPHASE
    TRACER_GAS
@   CMLMAS  CDIFFC    CSTDIF  CDISSC
    222.      1.1D-5    1.D-5    0.
@   CPTAB [J/kgK]
    93.55
@   DLTAB [W/mK]
    0.0036
@   ETTAB [kg/ms]
    2.445D-5
@   TRACER_GAS
@   T_GAS_HL  T_GAS_UNIT  T_GAS_OPT  T_GAS_SF  T_GAS_DECAY
    3.824      DAYS        UPSCALING  1.0D+09  NODECAY
@

```

**Abb. 11.25** COCOSYS 3.1, exemplarische Eingabedaten für TRACER\_GAS

Obwohl mit NIKIET abgestimmt wurde, in der UaSA den radioaktiven Zerfall nicht zu berücksichtigen, was auch durch Testrechnungen als akzeptabel bestätigt wurde, ist dies für ein TRACER\_GAS nun prinzipiell möglich. Dabei wird nur die Massenverringereung, aber nicht die Freisetzung von Energie oder Tochternukliden simuliert. Aus der vom Nutzer angegeben Halbwertszeit T\_GAL\_HL wird die Zerfallskonstante Lambda ermittelt. In den Smolensk-3 Rechnungen ist diese Option durch Setzen von T\_GAS\_DECAY = NODECAY deaktiviert (siehe Abb. 11.25).

In der Ausgabe für TRACER\_GAS werden der definierte und intern verwendete Skalierungsfaktor T\_GAS\_SF sowie der Umrechnungsfaktor T\_GAS\_BK zwischen Aktivität

(Bq) und Masse (kg) angegeben. T\_GAS\_BK wird unter Verwendung von T\_GAL\_HL ermittelt.

Im COCOSYS Ausgabefile sowie im Plot-File ist jetzt für TRACER\_GAS die berechnete Aktivitätskonzentration in jeder Zone verfügbar als TG\_ACT in (Bq/m³). Im Gegensatz zur angegebenen Masse ZMASS, die die hochskalierte Masse darstellt, ist der Skalierungsfaktor in der Aktivität bereits berücksichtigt, d.h. die korrekte Aktivität ist angegeben (Abb. 11.26).

(ZONES ) TEMPERATURE T (C) AND MASS M (KG) OF THE COMPONENTS IN ALL ZONES						
NO. ZONE	PART	ZTEMP TEMPERATURE	ZMASS STEAM	ZMASS AIR	ZMASS WATER	ZMASS Rn-222
1 ENV-505	GAS	0.85228D+03	0.13523D+02	0.55477D+04	0.00000D+00	0.78583D-07
...						
157 403-125B	GAS	0.98390D+02	0.30462D+00	0.48326D+01	0.00000D+00	0.49456D-03
158 403-215B	GAS	0.94065D+02	0.28276D+00	0.31490D+01	0.00000D+00	0.38757D-03
	FLUID	0.65316D+02	0.00000D+00	0.00000D+00	0.18489D+04	0.00000D+00
...						
(ZONES ) TRACER_GAS ACTIVITY (BQ/M**3) (DIVIDED BY SCALING FACTOR)						
NO. ZONE	TG_ACT Rn-222					
1 ENV-505	0.24846D-01					
...						
157 403-125B	0.49378D+06					
158 403-215B	0.57832D+06					
...						

**Abb. 11.26** COCOSYS 3.1, Ausgabe der Zonen-Komponentenmassen sowie der Aktivitätskonzentration für TRACER\_GAS

Da in der UaSA nicht mit dem bis dato exemplarischen radioaktivem Edelgas Rn-222, sondern einem partikelförmigen Isotop gearbeitet werden soll, stellte sich die Frage nach der Definition der physikalischen Eigenschaften des TRACER\_GAS. Ergebnisse von Testrechnungen in /BAK 20/ zeigen, dass selbst die Variation der notwendigen Angaben zu spezifischer Wärmekapazität, Wärmeleitfähigkeit und der dynamischen Viskosität um 2 Größenordnungen keinen sichtbaren Einfluss auf Druck-, Temperatur- oder Feuchtigkeitsverläufe als auch die berechnete Aktivitätskonzentration hat. Voraussetzung ist dabei, dass die Spurengasmasse und der verwendete Skalierungsfaktor klein genug sind.

### **11.1.3.3 Durchführung und Auswertung der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse**

Im Rahmen des BMU-Vorhabens 4717R01520 wurde von der GRS eine Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse der COCOSYS-Rechenergebnisse für ein kleines Leck im Störfalllokalisierungssystem im KKW Smolensk, Block 3 durchgeführt.

Die unter Anwendung des GRS Tools SUSA durchgeführte Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse (UaSA) ermöglicht es, quantitative Aussagen über die Unsicherheitsbereiche der COCOSYS-Ergebnisse 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 wie die bei LBB Szenarien berechneten Druck-, Temperatur- und Feuchtigkeitsverläufen plausible Ergebnisse liefert und eine Vielzahl von Rechenläufen mit breit angelegter Parametervariation ohne Abbruch berechnet.

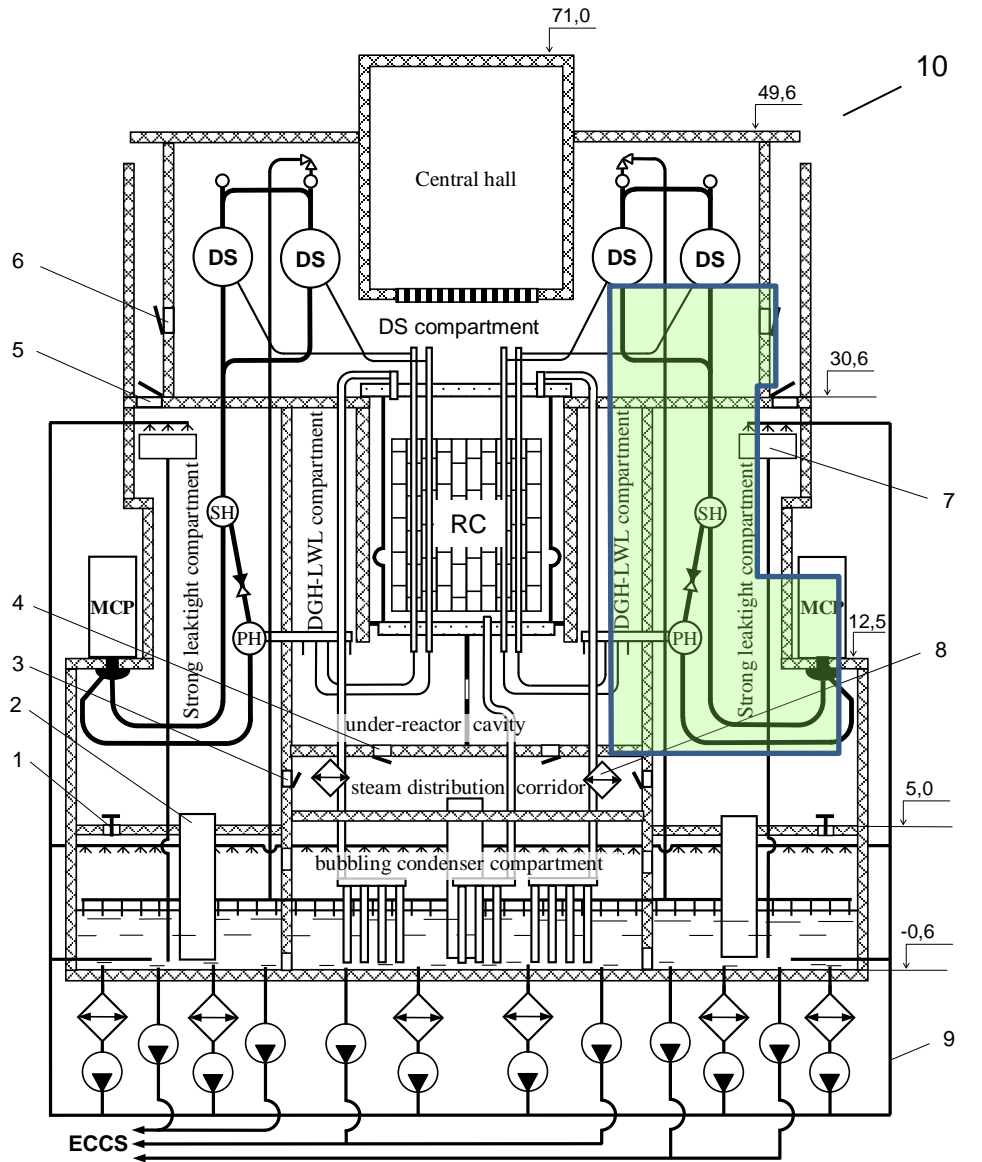
#### **11.1.3.3.1 COCOSYS- Referenzdatensatz**

Die Hauptkomponenten des Störfalllokalisierungssystems sind das hermetische Raumsystem (LTC), das Druckabbausystem (PSS), Anlagenräumen unterhalb des Reaktors und der Dampfverteilungskorridor. Das Störfalllokalisierungssystem des KKW Smolensk-3 (SNPP-3) ist schematisch in Abb. 11.27 dargestellt. Eine detaillierte Beschreibung des SLS inklusive der Sicherheitssysteme ist in der Technischen Notiz /BAK 20/ enthalten.

Gegenstand der COCOSYS Analysen und damit der UaSA ist das Verhalten des LTC in der rechten Seite des SLS (grün markiert). Die rechte und die linke LTC umfassen die Anlagenräume mit der Bezeichnung 208, 403 and 515.

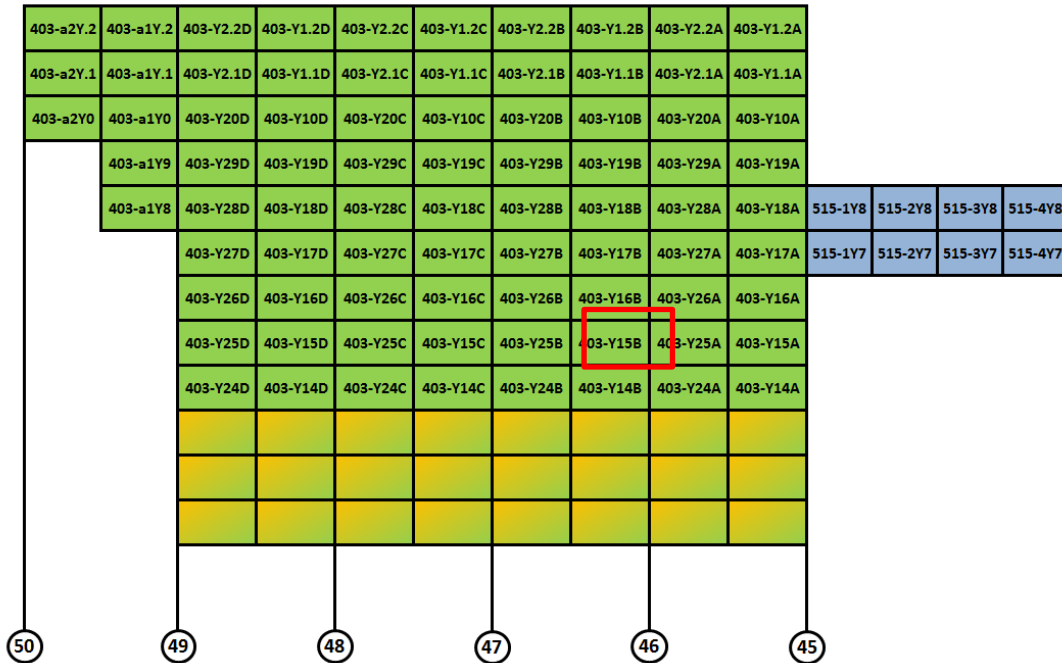
Das COCOSYS-Modell der rechten LTC-Seite umfasst 331 Zonen, 750 Verbindungen inklusive 742 Atmosphärenverbindungen zur Simulation von Ventilen und Berstscheiben, 4 Drainageverbindungen zur Simulation der Drainage aus den Kühlsystemen (Wärmetauscher) and 4 Pumpensysteme zur Modellierung der Ejektoren des Kühlsystems. Das Modell berücksichtigt die in den einzelnen Zonen vorhandenen wärmeleitenden Strukturen wie Decken, Böden und Wände aus Beton (209 wärmeleitende Strukturen). Die Leckage aus dem hermetischen Raumsystem in die Umgebung ist durch drei

atmosphärische Verbindungen mit Querschnittsflächen von 0.0054 bis 0.000125 m<sup>2</sup> simuliert. Das entsprechende Nodalisationsschema für SNPP-3 ist in Abb. 11.28 dargestellt. Im Schema sind die Anlagenräume farblich hervorgehoben, z.B. der Raum 403/1 in grün.



- |                             |                            |
|-----------------------------|----------------------------|
| 1 - Weight-dependent valve  | 6 - Emergency rupture flap |
| 2 - Vent pipe               | 7 - Ejector                |
| 3 - Pendular flap (panels)  | 8 - Surface condenser      |
| 4 - Flap with rupture disks | 9 - Spray cooling system   |
| 5 - Safety rupture disk     | 10 - Relief shaft          |
- 
- |                                      |                      |
|--------------------------------------|----------------------|
| DS - Drum Separator                  | PH - Pressure Header |
| MCP - Main Circulation Pump          | SH - Suction Header  |
| ECCS - Emergency Core Cooling System | RC - Reactor Cavity  |

Abb. 11.27 Störfalllokalisierungssystem des KKW Smolensk-3



**Abb. 11.28** COCOSYS-Nodalisation für SNPP-3, rechte LTC-Seite (Frontansicht), Leckort ist rot markiert (Zone 403-215B liegt hinter der markierten Zone 403-Y15B)

Die COCOSYS-Referenzrechnung wurde unter Annahme eines kleinen Lecks von 114 kg/h für eine Prozesszeit von – 50 000 s bis 200 000 s (stationäre Phase bis 0 s) durchgeführt. Basierend auf den Ergebnissen der Variantenrechnungen in Abschnitt 11.1.3.1 wurde die ursprüngliche NIKIET-Modellierung gemäß Variante 4 modifiziert (Tab. 11.1). D.h. die Leckzone 403-215B ist durch ein NONEQUILIB-Zonenmodell simuliert, in die das Kühlmittel als Komponente WASSER und der IVO-Sprühoption eingespeist wird. In der Referenzrechnung wurde das radioaktive Isotop I-131 unter Anwendung des neuen TRACER\_GAS-Modells nach Abschnitt 11.1.3.2 und Abb. 11.25 simuliert. Informationen bezüglich der angenommenen Kreislaufaktivität werden in Abschnitt 11.1.3.3.3 gegeben.

### 11.1.3.3.2 Ausgewählte Ergebnisse der COCOSYS Referenzrechnung

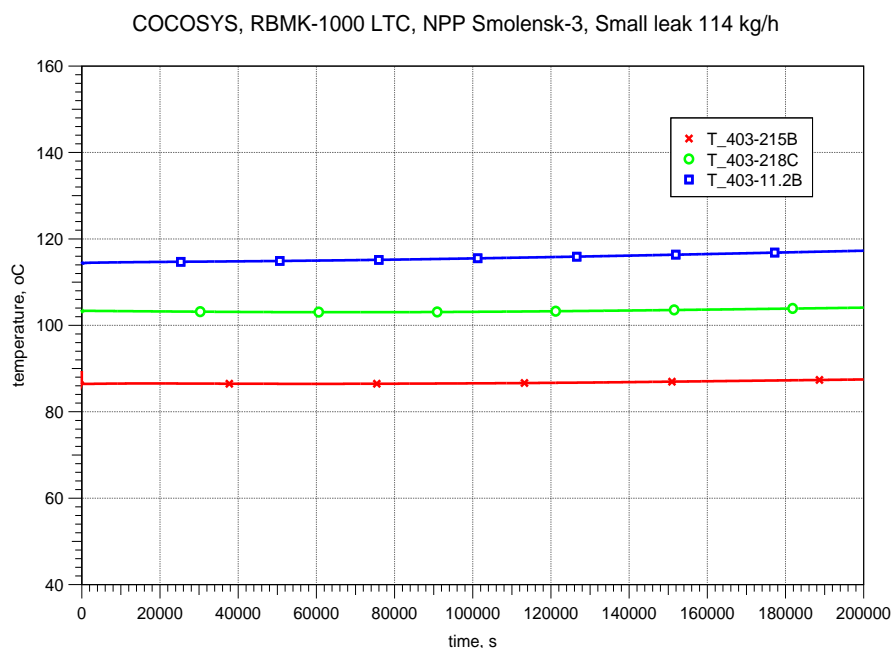
In /BAK 20/ ist die Referenzrechnung ausführlich diskutiert, sodass hier nur exemplarische Ergebnisse gezeigt werden.

Die Rechnung beginnt mit einer stationären Phase von -50 000 bis 0 s, um einen ausgeglichenen Zustand zwischen der vom Reaktorkühlkreislauf abgegebenen Wärme und der von den Wärmestrukturen und den Kühlsystemen abgeführten Wärme zu erreichen.



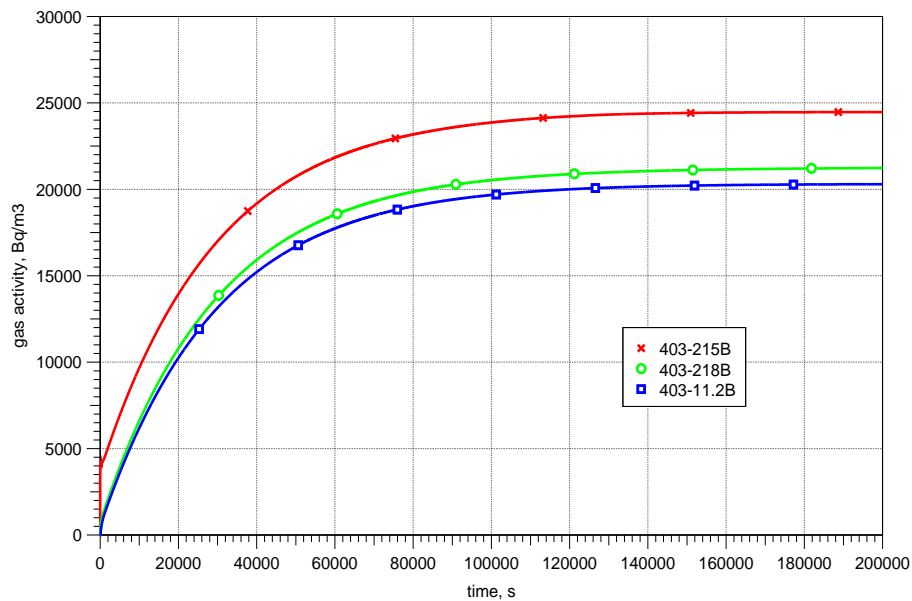
Im Vergleich zu früheren COCOSYS-Rechnungen /BAK 17/ musste der Zeitbereich für die stationäre Phase aufgrund von Änderungen einiger Eingabeparameter wie der Anfangstemperatur und die spezifische Wärmekapazität der Betonkonstruktionen verlängert werden. Die aktiven Sicherheitssysteme (Ejektoren und Wasserstoffabbausystem) sind während der gesamten Referenzberechnung in Betrieb.

Abb. 11.29 zeigt die Atmosphärentemperatur in drei ausgewählten Zonen der rechten LTC-Seite inklusive der Leckzone 403-215B. In der Leckzone wird zunächst ein sehr geringer Temperaturabfall beobachtet. Langfristig steigt die Atmosphärentemperatur in allen Zonen nur geringfügig an, was auf den kleinen Leckmassen- und -energiestrom zurückzuführen ist. Die Abbildung zeigt, dass bei einem kleinen Leck von 114 kg/h die Temperaturänderung in allen ausgewählten Zonen in der Größenordnung von 1 bis 2 °C ist, was im Bereich des Messfehlers des automatischen LBB-Detektionssystems liegt /ASO 14/.



**Abb. 11.29** Atmosphärentemperatur in drei ausgewählten Zonen der rechten LTC-Seite für die transiente Phase bis 200 000 s

Abb. 11.30 zeigt die berechnete Aktivitätskonzentration von I-131 in den drei ausgewählten Zonen der rechten LTC-Seite. Mit Beginn der Freisetzung aus dem Leck steigt die Aktivitätskonzentration in der Leckzone 403-215B zunächst rasch an. Anschließend verringert sich der Anstieg und die Konzentration erreicht einen Maximalwert von etwa 24 500°Bq/m<sup>3</sup>. Nach ca. 140 000 s erreicht die Aktivitätskonzentration in allen Zonen einen Gleichgewichtszustand.



**Abb. 11.30** Aktivitätskonzentration in drei ausgewählten Zonen der rechten LTC-Seite für die transiente Phase bis 200 000 s

#### 11.1.3.3.3 Auswahl und Erfassen des Kenntnisstands der unsicheren Parameter

Zur Vorbereitung der UaSA wurde gemeinsam mit NIKIET eine vorläufige Liste mit unsicheren Eingabeparametern erarbeitet (Anlage zu Meeting Minutes). Diese Liste basiert auf ersten Überlegungen aus dem Vorläufervorhaben /RIW 17/ und stellt den 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.

Da vom NIKIET im laufenden Projekt keine weiteren Informationen zu erwarten waren, wurde die Tabelle mit unsicheren Eingabeparametern für SUSA eigenständig ohne die Unterstützung durch NIKIET fertiggestellt. Fehlende Informationen zu einigen unsicheren Parametern wurden durch plausible Annahmen ergänzt. Aufgrund fehlender Informationen wurde der Leckort im Raumsystem nicht geändert und bleibt wie bisher in der Zone 403-215B.

Da vom NIKIET keine Informationen über die Kühlmittelaktivität (Aktivität in Bq/l und relevante radioaktive Spaltprodukte) zur Verfügung gestellt wurden, wurden Messdaten aus der offenen Literatur für RBMK-1000 verwendet /IAE 93/. Darauf basierend wurde die Kühlmittelaktivität aus der spezifischen Aktivität im Primärkühlmittel für RBMK-1000

aus dort aufgelisteten Radionukliden ausgewählt, in diesem Fall von I-131 – siehe Tab 11.2, und ein Wert von  $2.0 \cdot 10^{-6}$  Ci/kg angenommen. I-132 ist dabei in COCOSYS als TRACER-GAS definiert.

**Tab. 11.2** Radiation Parameters for RBMK-1000 Fuel assemblies with different leaking degree /IAE 93/

Title and Size up of Parameter	Leak-Proof FAs	Leaking Degree				
		1st Degree POINT DEFECT, MICROCRACK	2nd Degree CLOSED MACROCRACK	3rd Degree OPEN MACROCRACK	4th Degree DEVELOPED DEFECT	5 Degree SECOND LEAKAGE DEFECT
1. Description of defect	There is not defect	Gas and iodine leaking	Leakage of cladding	Pellet-water interaction	Pellet-water interaction. Destruction of pellets in fuel element	Either second defect from 1st to 4 Degree
3. Specific activity of radionuclides in primary coolant, Ci/kg						
- $^{131}\text{I}$ , $^{132}\text{I}$ , $^{133}\text{I}$ , $^{134}\text{I}$ , $^{135}\text{I}$	$10^{-8}$	$(1,1-1,3) \times 10^{-6}$	$(1,2-2,0) \times 10^{-6}$	$2,0 \cdot 10^{-6}$	$(0,8-1,0) \times 10^{-5}$	Any from 1st leaking Degree to 4th Degree.
- $^{131}\text{I}$	$2 \cdot 10^{-9}$	$4 \cdot 10^{-7}$	$4,5 \cdot 10^{-7}$	$6 \cdot 10^{-7}$	$(0,6-1,7) \times 10^{-6}$	
- $^{239}\text{Np}$	is not	is not	is not	$(3-4) \cdot 10^{-7}$	$(3-4) \cdot 10^{-7}$	

Zusätzlich zu den potenziell unsicheren Parametern wurden auch abhängige Modellparameterpaare identifiziert und ihre Abhängigkeit mittels Korrelationskoeffizienten quantifiziert. So wurde durch eine Korrelation nach Pearson eine positive Abhängigkeit zwischen Parameter No 12 (Leckmassenstrom) und Parameter No 13 (Kühlmittelaktivität) festgelegt.

Anschließend wurden diese Parameterdaten in die SUSA-Software übertragen. Die Referenzwerte dieser Parameter inklusive spezieller SUSA-Platzhalter für die unsicheren Parameter wurden in den COCOSYS-Referenzdatensatz übernommen.

Insgesamt wurden 23 unsichere Eingabeparameter mit entsprechenden Unsicherheitsbereichen, Wahrscheinlichkeitsverteilungen und Referenzwerten in der UaSA verwendet (Tab. 11.3).

**Tab. 11.3** Unsichere COCOSYS-Eingabeparameter für ein kleines Leck im Störfalllokalisierungssystem von RBMK-1000

No.	Parameter in SUSa					Relation to COCOSYS input		
	Name	Ref. value	Bandwidth	Distrib.	Description, unit	Related zone, structure, component ...	Input group	Variable
1.	Vol_1	-	(0.98 - 1.02)*V_8	Uniform	Volume of LTC compartments 208a, b, c, d, m <sup>3</sup>	MCPL*	ZONES	ZTVOL
2.	Vol_2	-	(0.98 - 1.02)*V_3	Uniform	Volume of LTC - downcomer shaft compartments 403a, b, c, d, m <sup>3</sup>	SHAF*	ZONES	ZTVOL
3.	Vol_3	-	(0.98 - 1.02)*V_5	Uniform	Volume of LTC – steam-transfer compartments 515, m <sup>3</sup>	STR*	ZONES	ZTVOL
4.	Sur_1	-	(0.98 - 1.02)*Sur_1	Uniform	Outer concrete heat structure surfaces in LTC - compartments 208a, b, c, d, m <sup>2</sup>	F8.*	STRUCTURES	HAREA
5.	Sur_2	-	(0.98 - 1.02)*Sur_2	Uniform	Outer concrete heat structure surfaces in LTC - downcomer shaft compartments 403a, b, c, d, m <sup>2</sup>	F3.*	STRUCTURES	HAREA
6.	Sur_3	-	(0.98 - 1.02)*Sur_3	Uniform	Outer concrete heat structure surfaces in LTC - steam-transfer compartments 515, m <sup>2</sup>	F5.*	STRUCTURES	HAREA
7.	LK_403	0.000125	(0.9 - 1.2)*LK_403	Uniform	Leakage of 403 to DS compartments, m <sup>2</sup>	LK_403-1...4	JUNCTIONS	S403
8.	LK_208	0.000125	(0.9 - 1.2)*LK_208	Uniform	Leakage of 208 to ENV-TOP1, m <sup>2</sup>	LK_208-1...4	JUNCTIONS	S208
9.	LK_208h	0.0054	(0.9 - 1.1)*LK_208h	Uniform	Leakage of 208 to SD corridor, m <sup>2</sup>	LK_208-5...7	JUNCTIONS	S210
10.	W_LTC	200.	(0.875 - 1.25)*W_ltc 175 - 250	Uniform	Total heat power released from cooling circuit into the LTC compartments, kW	W* (tables)	INJECTION	CIJENG
11.	T_ENV	25	0.1 - 40	Uniform	Environment temperatures (winter-summer), °C intended min. value -20 °C, but COCOSYS limit is 0.1°C	ENVIRON	ZONES	TEMP (T_ENV)
12.	Mer_1	114.	(0.8 - 1.2)*Mer_1	Uniform	Coolant mass flow rate, kg/h (it is specified in kg/s according to COCOSYS input format)	FLOW (table)	INJECTION	CIJFLO
13.	Cool_act	2.E-6	(0.5 - 2.0)*Cool_act	Triangular	Coolant activity, Ci/kg (it is specified in Bq/s according to COCOSYS input format) Association dependency from Mer_1 = 0.5 (Pearson)	I-131RATE (table)	INJECTION	CIJFLO

No.	Parameter in SUSA					Relation to COCOSYS input		
	Name	Ref. value	Bandwidth	Distrib.	Description, unit	Related zone, structure, component ...	Input group	Variable
14.	Flow_1	0.0278	(0.9 - 1.1)* Flow_1	Uniform	Water mass flow rate per 1 ejector, m <sup>3</sup> /s	NSOS*	JUNCTION/ PUMP_SYS	PUMVO
15.	Q_SUV	800.	640 - 960	Uniform	Total HRS volumetric flowrate, m <sup>3</sup> /h	SUV*	FAN_SYSTEM	FLOWI
16.	Q_AIR	6500.	5000 - 8000	Uniform	Air volumetric flowrate per 1 ejector, m <sup>3</sup> /h	VNT_*	FAN_SYSTEM	FLOWI
17.	T_PSS	35.	30 - 40	Uniform	PSS water temperature = Ejector water temperature, °C	ENV-PSS	ZONES	TEMP
18.	Spd_1	0.002	(0.8 - 1.2)*Spd_1	Uniform	Diameter of active spray system and ejector cooler water droplets, m	Spray nozzle SN	SYS_COMP	SPDD
19.	Lmb_CON	1.5	(0.8 - 1.4)* Lmb_CON	Uniform	Heat conductivity of concrete, W/(m*K)	Concrete heat structures	MATERIALS	HMTDLF
20.	Cp_CON	880	(0.95 - 1.15)*Cp_CON	Uniform	Heat capacity of concrete, J/(kg*K)	concrete heat structures	MATERIALS	HMTCPV
21.	Rho_CON	2000	(0.90 - 1.1)*Rho_CON	Uniform	Density of concrete, kg/m <sup>3</sup>	concrete heat structures	MATERIALS	HMTRHV
22.	L_HTC	0.05	0.01 - 0.1	Triangular	Characteristic length in convective heat transfer calculation, m	All heat structures (except for BOOTOM/CEILING types)	STRUCTURES	HLENG
23.	L_COD	-	(0.80- 1.2)*L_COD	Uniform	Height of wall used for condensation model COD, m	All heat structures	STRUCTURES	HHEIG

Folgende COCOSYS-Rechenergebnisse wurden als Kriterien (Sicherheitskriterien oder so genannte "quantities of interest") für die Bewertung durch SUSA ausgewählt:

- Atmosphärentemperatur in der Zone 403-218C,
- Relative Feuchtigkeit in der Zone 403-218C und
- Aktivitätskonzentration in der Zone 403-218C.

In mehreren Sets von je 100 COCOSYS-Rechnungen stellte sich heraus, dass die verwendete Bandbreite und Unsicherheitsverteilung insbesondere der I-131 - Aktivitätseinspeisung eine so dominierende Rolle hatten, dass der Einfluss aller anderen unsicheren Parameter nicht sichtbar war. Deshalb wurden letztendlich z.B. die Bandbreite der Kühlmittelaktivität von 0.5 – 10 auf 0.5 – 2.0 und von Gleichverteilung auf Dreiecksfunktion geändert. Andere unsichere Parameter wurden modifiziert oder letztendlich aus der Analyse ausgeschlossen. Der COCOSYS-Referenzdatensatz wurde entsprechend angepasst.

Auf Basis der Referenzrechnung und den definierten unsicheren Parametern wurde mit der SUSA-Software in der endgültigen Analyse ein Set von 100 COCOSYS-Datensatzvarianten gemäß der spezifizierten Wertebereiche und Wahrscheinlichkeitsverteilungen der unsicheren Eingabeparameter erzeugt und über ein Skript die 100 Rechnungen durchgeführt. Dabei kam eine COCOSYS 3.1 Entwicklerversion inklusive der speziellen Programmadaptionen nach Kapitel 11.1.3.2 zum Einsatz.

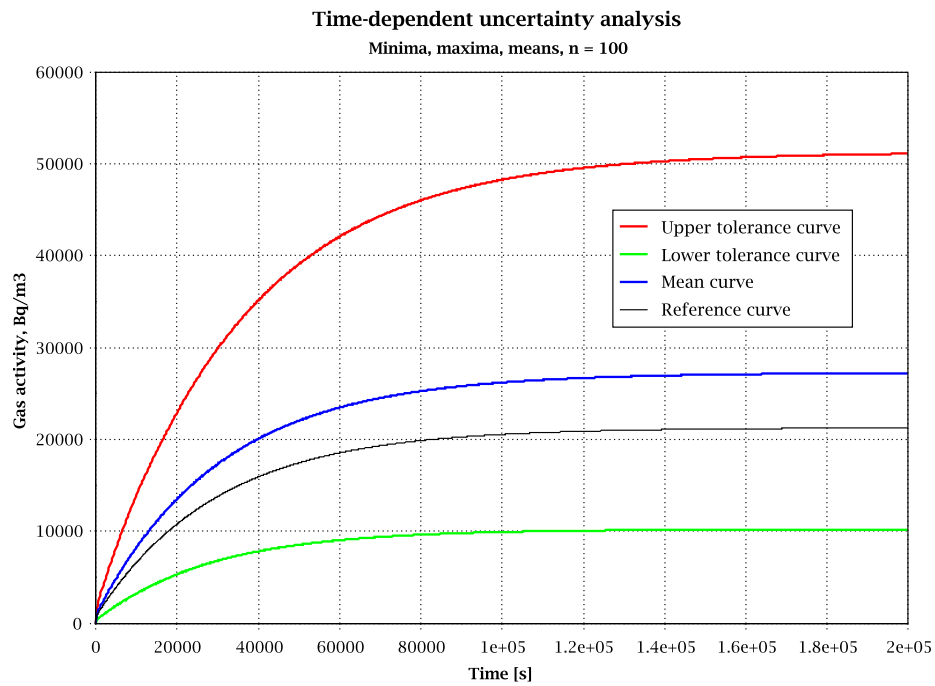
Die Auswertung mit SUSA erfolgte nur für die transiente Phase des untersuchten Störfallszenarios von 0 s bis 200 000 s.

#### **11.1.3.3.4 Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse**

Zur Auswertung der Gesamtunsicherheit der COCOSYS-Rechenergebnisse, die für ein kleines Leck im SLS erzielt wurden, wurden zweiseitige statistische Toleranzgrenzen (95% Wahrscheinlichkeit/95% Vertrauensniveau) verwendet. Die zeitlichen Verläufe des Unsicherheitsbereichs der ausgewählten Ergebnisgrößen als obere und untere Grenzkurven der statistischen Toleranzintervalle (95 %, 95 %) sind in /BAK 20/ dargestellt.

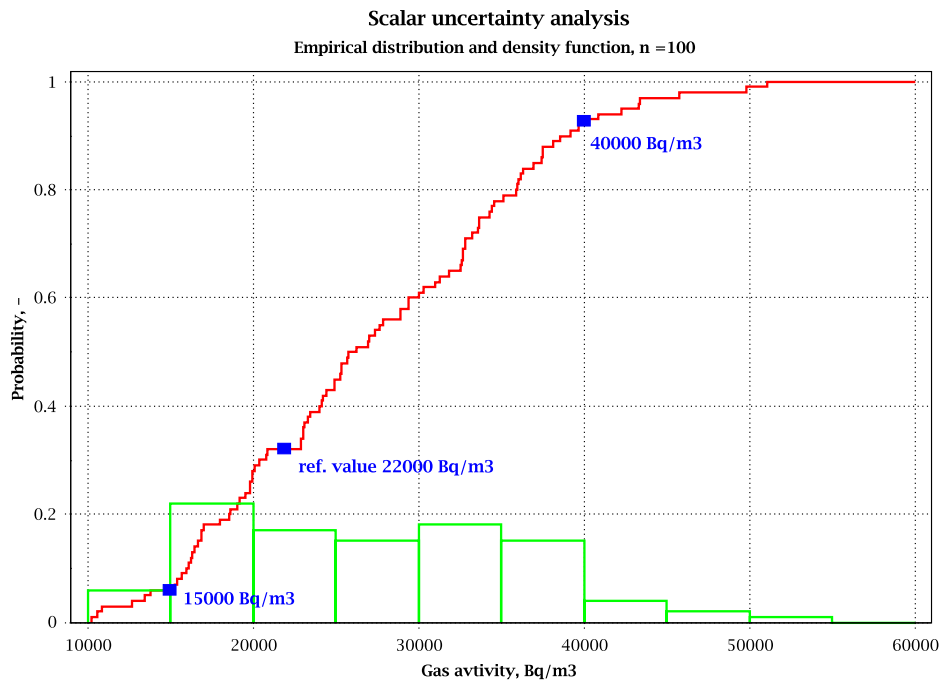
Abb. 11.31 zeigt beispielsweise den Vergleich des zeitlichen Verlaufs der (95 %, 95 %) statistischen Toleranzgrenzen mit der Mittelwertkurve (blaue Linie) und mit der Referenzkurve (schwarze Linie). Basierend auf der Unsicherheitsanalyse wird festgestellt,

dass bei mindestens 95% Vertrauensniveau mindestens 95% der Ergebnisse für die Aktivitätskonzentration infolge des kombinierten Einflusses aller quantifizierten Unsicherheiten innerhalb des statistischen Toleranzintervalls zwischen 10 000 Bq/m<sup>3</sup> und 51 000 Bq/m<sup>3</sup> liegen.



**Abb. 11.31** Vergleich des zeitlichen Verlaufs des berechneten (95%, 95%)-Toleranzintervalls mit der Mittelwertkurve und der Referenzkurve für die Raumaktivitätskonzentration in der Zone 403-218C

Abb. 11.32 zeigt die empirische Verteilungsfunktion der 100 alternativen maximalen Aktivitätskonzentrationen in der Zone 403-218C für eine Prozesszeit von 0 s bis 200 000 s. Das (95 %, 95 %) - Toleranzintervall erstreckt sich von 10 000 °Bq/m<sup>3</sup> bis 51 000 Bq/m<sup>3</sup>. Mindestens 95 % des kombinierten Einflusses aller beschriebenen Unsicherheiten sind bei einem Vertrauensniveau von 95 % in diesem Intervall enthalten. Der Wert der Aktivitätskonzentration in der Zone 403-218C laut Referenzrechnung beträgt 22 000 Bq/m<sup>3</sup>. Dieser Wert entspricht dem Schätzwert des 32%-Quantil der resultierenden Wahrscheinlichkeitsverteilung für die maximale Aktivitätskonzentration. Das 0.32-Quantil zeigt, dass sich 32 % aller 100 berechneten Aktivitätskonzentrationswerte unterhalb dieses Wertes befinden. Mit anderen Worten ausgedrückt, besteht eine Wahrscheinlichkeit von 32 %, dass die Raumaktivitätskonzentration im Bereich von 10 000°Bq/m<sup>3</sup> und 22 000 Bq/m<sup>3</sup> liegt. Aus Abb. 11.32 lässt sich ersehen, dass die höchste Häufigkeitsdichte der Aktivitätskonzentration im Bereich von 15 000° Bq/m<sup>3</sup> und 20 000 Bq /m<sup>3</sup> liegt (grüne Balken).



**Abb. 11.32** Empirische kumulative Verteilungsfunktion und Häufigkeitsdichte der 100 alternativen maximalen Aktivitätskonzentrationen

Die detaillierte Beschreibung der Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse ist in /BAK 20/ enthalten.

#### 11.1.3.3.5 Ergebnisse der Sensitivitätsanalyse

Für die Sensitivitätsanalyse wurden verschiedene Sensitivitätsmaße verwendet, inklusive der standardisierten Regressionskoeffizienten (SRC), um den Beitrag der einzelnen unsicheren Parameter zur Gesamtunsicherheit der ausgewählten Ergebnisgrößen zu bestimmen. Zusätzlich wurden auch die Korrelationsverhältnisse als Sensitivitätsmaß angegeben, die die Ergebnisse der anderen Sensitivitätsmaße bezüglich der wichtigsten unsicheren Eingabeparameter bestätigten. Die Ergebnisse der Sensitivitätsanalyse zeigen eine hohe Aussagekraft der Sensitivitätsmaße, was sich in einem hohen Wert des Bestimmtheitsmaßes ( $R^2$ -Wert) nahe 1.0 ausdrückt.

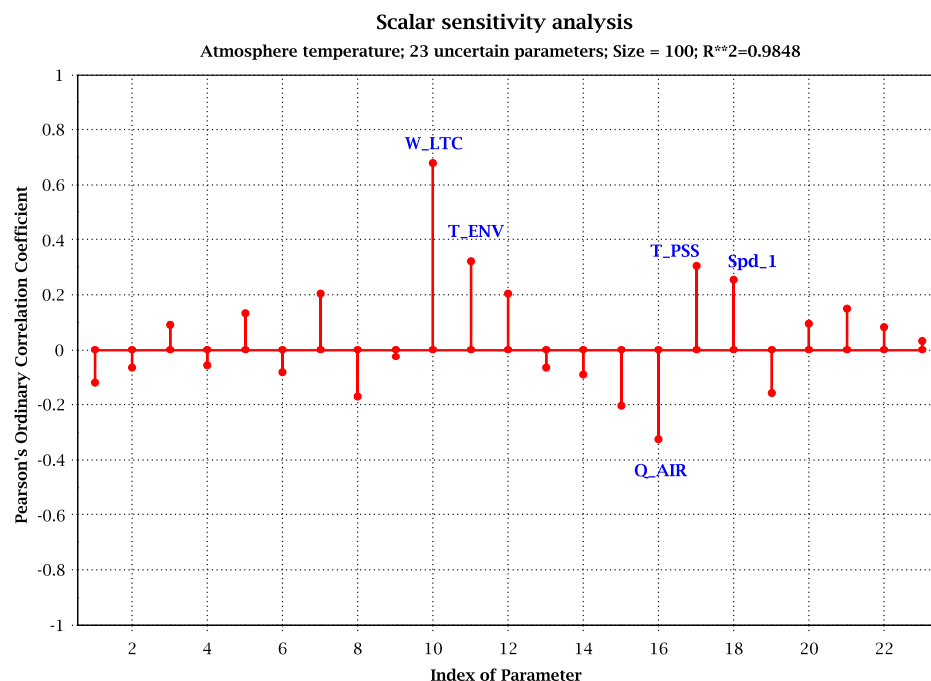
Basierend auf der Auswertung der Sensitivitätsmaße wurde festgestellt, dass die folgenden 9 von 23 unsicheren Eingabeparametern den größten Beitrag zur Unsicherheit der ausgewählten Ergebnisgrößen (COCOSYS-Rechenergebnisse) haben:

- Wärmeabgabe an die LTC-Atmosphäre (Parameter No 10);
- Umgebungstemperatur Winter-Sommer (Parameter No 11);



- Kühlmittelmassenstrom (Parameter No 12);
- Kühlmittelaktivität (Parameter No 13);
- Volumenstrom des Wasserstoffabbausystems (Parameter No 15);
- Volumenstrom pro Ejektor (Parameter No 16);
- Wassertemperatur des Druckabbausystems (Parameter No 17)
- Tropfendurchmesser für das Sprühsystem (Parameter No 18)
- Wärmeleitfähigkeit des Betons (Parameter No 19)

Die Ergebnisse zeigen, dass die in die LTC-Atmosphäre freigesetzte Wärme (Parameter No 10) den größten Beitrag zur Unsicherheit der Atmosphärentemperatur der ausgewählten Zone 403-218C leistet (Abb. 11.33). Das Vorzeichen ist positiv, d.h. zunehmende Werte der Wärme ergeben tendenziell höhere Atmosphärentemperaturen in der Zone.

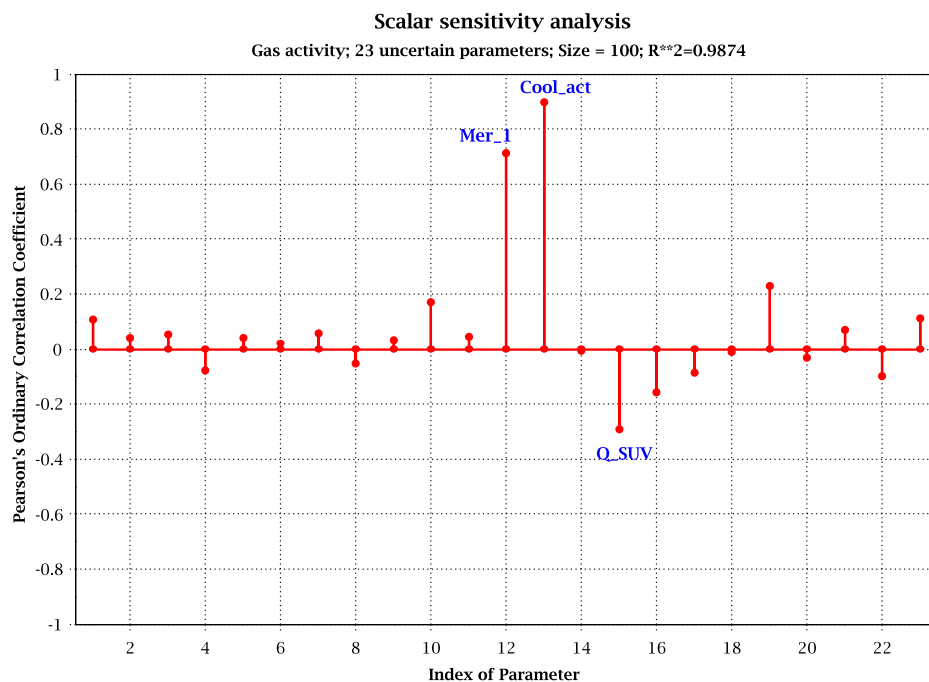


**Abb. 11.33** Korrelationskoeffizienten (nach Pearson) als Sensitivitätsmaße für die maximale Atmosphärentemperatur in der Zone 403-218C

Abb. 11.34 zeigt beispielhaft die Korrelationskoeffizienten (nach Pearson) als Sensitivitätsmaß der unsicheren Parameter für die Aktivitätskonzentration in der Zone 403-218C. Aus der Abbildung ist ersichtlich, dass die Kühlmittelaktivität (Parameter №13) im Reaktorkühlmittelkreislauf den größten Beitrag zur Unsicherheit der Raumaktivitätskonzentration liefert. Das Vorzeichen der Sensitivitätsmaße ist positiv, d.h. zunehmende Werte

der Kühlmittelaktivität bewirken tendenziell höhere Raumaktivitätskonzentrationen und umgekehrt.

Ferner wird gezeigt, dass der Kühlmittelmassenstrom aus dem Leck (Parameter №12) auch einen starken positiven Einfluss auf die Raumaktivitätskonzentrationen hat. Die Sensitivitätsmaße des Parameters №12 sind ähnlich wie dies des Parameters №13 (Kühlmittelaktivität), was auf die absichtlich definierte Abhängigkeit zwischen den beiden unsicheren Parametern zurückzuführen ist (siehe Abschnitt 11.1.3.3.3). Der große Einfluss der Parameter №12 und №13 wird durch ihren individuellen Unsicherheitsbeitrag, d.h. durch die standardisierten Regressionskoeffizienten bestätigt.



**Abb. 11.34** Korrelationskoeffizienten (nach Pearson) als Sensitivitätsmaße für die maximale Aktivitätskonzentration in der Zone 403-218C

Ein weiterer Parameter, der einen großen Beitrag zur gesamten Unsicherheit der Aktivitätskonzentration in der ausgewählten Zone leistet, ist der Parameter №15, d.h. der Volumenstrom des Wasserstoffabbausystems. Das Vorzeichen der Sensitivitätsmaße ist negativ, d.h. dass zunehmende Werte des Volumenstroms abnehmende Werte der Aktivitätskonzentration in der Zone 403-218C zur Folge haben und umgekehrt.

Eine detaillierte Beschreibung der Ergebnisse der Sensitivitätsanalyse in /BAK 20/ gegeben.

#### **11.1.3.3.6 Schlussfolgerungen aus der UaSA**

Die Ergebnisse der UaSA zeigen, dass die von COCOSYS für kleine Lecks berechneten Ergebnisse auch für Grenzfälle mit einem sehr kleinen Bereich von Parameteränderungen, die außerhalb des üblichen COCOSYS-Anwendungsbereiches von Raumzuständen liegen, anwendbar sind. Die berechneten Gradienten sind klein und es sollte zukünftig analysiert werden, ob sie mit den in RBMK-Anlagen installierten LBB-Detektionssystemen gemessen werden können.

Die Beiträge der an die LTC-Atmosphäre abgegebenen Wärme (Parameter No 10), des Kühlmittelmassenstroms (Parameter No 12) sowie der Kühlmittelaktivität (Parameter No 13) haben den größten Einfluss auf die ausgewählten Ergebnisgrößen (Code-Rechnenergebnisse). Der Einfluss der übrigen Eingabeparameter ist unwesentlich oder kann vernachlässigt werden.

Es wird darauf hingewiesen, dass alle Ergebnisse der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse nur für die hier postulierte kleine Leckrate von 114 kg/h sowie für die ausgewählte Modellierung des Lecks in COCOSYS anwendbar sind.

Ein wichtiges Ergebnis der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse besteht darin, dass alle 100 COCOSYS-Rechnungen mit angelegter Parametervariation ohne Programmabbruch durchgelaufen sind, was die Robustheit des COCOSYS-Rechenprogramms demonstriert.

Aus internen Gründen konnte das NIKIET entgegen der ursprünglichen Planung nicht mehr an der Durchführung der SUSA-Analyse teilnehmen, sodass diese Arbeiten allein durch die GRS geleistet wurden. Die Qualität der SUSA-Ergebnisse könnte effektiv durch die Bereitstellung experimenteller Daten oder gemessener Parameterverläufe beim Auftreten kleiner Lecks in RBMK-Anlagen verbessert werden. Dabei wäre es nützlich, detailliertere Informationen über die Unsicherheit von Parametern, basierend auf den Kenntnissen von NIKIET-Experten, zu erhalten.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die COCOSYS-Rechnenergebnisse sowie die hier durchgeführten Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen eine wichtige Grundlage für eine weitere Untersuchung hinsichtlich des Leck-vor-Bruch Konzepts darstellen.

## **11.2 Modellentwicklung und Analyse des Kernverhaltens bei Störfällen in RBMK-Reaktoren**

### **11.2.1 Zielsetzung**

Zwischen GRS und SEC NRS besteht eine langjährige Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Sicherheit von RBMK-Reaktoren. Beide Seiten haben starkes Interesse an der weiteren Kooperation zur Sicherheitsbewertung der Modernisierungsmaßnahmen für den RBMK-Reaktorkern. Die Reparaturarbeiten zur Wiederherstellung der beschädigten Graphitkonstruktion des Reaktorkerns in den RBMK-Anlagen der ersten Generation haben zu einer Änderung der neutronenphysikalischen Eigenschaften des Kerns geführt (Änderung des Verhältnisses von Uran und Graphit).

Im Vorhaben 3614R01520 wurden bereits Simulationsmodelle zur Analyse von Störfällen in RBMK-Reaktoren auf der Basis des gekoppelten neutronenphysikalischen und thermohydraulischen Systemcodes (ATHLET-QUABOX/CUBBOX) entwickelt und für erste Störfallanalysen zur Bewertung der Auswirkungen dieser Veränderungen der Eigenschaften des Graphit-Stapels genutzt.

Ziel der wissenschaftlich-technischen Forschungsarbeiten im vorliegenden Vorhaben ist die Fortführung dieser Arbeiten zur Bewertung des Einflusses des reduzierten Graphitanteils im Reaktorkern auf den Verlauf der nachfolgend genannten RBMK typischen Transienten und Störfälle in Zusammenarbeit mit der russischen TSO SEC NRS. Der Schwerpunkt der geplanten Forschungsarbeiten liegt auf der detaillierten Analyse der Auswirkungen der veränderten Kerneigenschaften auf den Verlauf einer Transiente unter Berücksichtigung der Reaktorleistung zu Störfallbeginn und von möglichen Komponenten- und Systemausfällen.

Die ausgewählte Transiente ist die „fehlerhafte Einspeisung des Notkühlsystems in den Reaktor“. Es wurde eine rechnerische Simulation des fehlerhaften Einspeisens des Notkühlsystems vorbereitet und durchgeführt. Das hat die Abkühlung einer Hälfte des Reaktorkerns und einen entsprechenden positiven Reaktivitätseintrag in den Kern zur Folge. Es werden der Verlauf der Transiente in Abhängigkeit von der Reaktorleistung zu Beginn und die ausreichende Effektivität der lokalen automatischen Leistungsregler und der Abschalt- und Regelstäbe (unter Berücksichtigung möglicher Ausfälle) zur Kompensation der eingetragenen positiven Reaktivität untersucht.

## 11.2.2 Realistische Berücksichtigung der Xenon Vergiftung

In diesem Arbeitspunkt wurden Arbeiten zur Verbesserung der Xenon-Modellierung im RBMK Reaktorkern durchgeführt. Bisher wurden die homogenisierte Zweigruppen-Wirkungsquerschnitte (WQ) für den RBMK Kern in QUABOX/CUBBOX unter „Xenon-Equilibrium“ Bedingungen erzeugt. Die Xenon Vergiftung war damit berücksichtigt, war aber unabhängig von der mit QUABOX/CUBBOX berechneten Flussverteilung im Kern. Es ist in QUABOX/CUBBOX prinzipiell möglich, die Xenon-Dichte ( $C_{Xenon}(QC)$ ) zu berechnen und zu verwenden, um die Fluss- (d.h. Leistungs-) abhängige Xenon Vergiftung zu bestimmen. Diese Option wird bereits in LWR Kernberechnungen verwendet. Für die Nutzung dieser Option werden allerdings zusätzliche Daten in den WQ-Bibliotheken benötigt, nämlich die mikroskopischen thermischen Absorptionsquerschnitte von Xenon ( $\sigma_{Abs,Xenon}$ ) und die Xenon Dichte ( $C_{Xenon}(Lattice Code)$ ) aus der Lattice-Rechnung. Die WQ-Bibliothek für RBMK wurde von den SEC NRS Experten um diese zusätzlichen Daten ergänzt. Die Generierung der Xenon WQ war eine Herausforderung für die Experten von SEC NRS, da das WQ Erzeugungsverfahren und der Berechnungsschema geändert musste, um die Ergebnisse an die QUABOX/CUBBOX WQ-Struktur anzupassen.

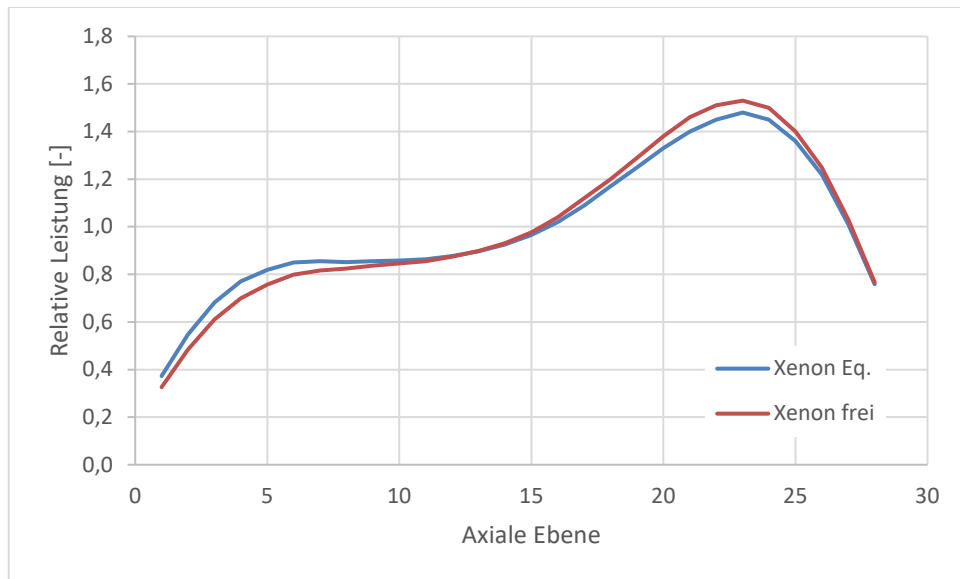
Die thermische Absorption unter Berücksichtigung von Xenon wird in QUABOX/CUBBOX wie folgt berechnet:

$$\Sigma_{Abs,Corrected} = \Sigma_{Abs,Initial} - C_{Xenon}(Lattice Code) \times \sigma_{Abs,Xenon} + C_{Xenon}(QC) \times \sigma_{Abs,Xenon}$$

Diese Formel und die neue WQ-Bibliotheksversion wurden für nominale Bedingungen getestet. Die Steuerstabpositionen sind repräsentativ für den nominalen Zustands mit Xenon-Gleichgewicht und werden auch für den Xenon-freien Zustand verwendet.

Im Xenon-freien Fall wird der effektive Multiplikationsfaktor  $K_{eff}$  mit 1.01421 berechnet. Im Xenon-Gleichgewichtsfall hat  $K_{eff}$  einen Wert von 0.99605. Die resultierende Xenon-Vergiftung beträgt 1798 pcm und liegt im erwarteten Bereich.

In Abb. 11.35 wird die axiale Verteilung der Kernleistung für den Xenon-Gleichgewichts- und den Xenon-freien Zustand verglichen. Da die Steuerstabpositionen in beide Fälle gleich sind, ist die Verteilung sehr ähnlich. Der „peaking factor“ ist größer im Xenon-freien Zustand (=1,53) größer als im Xenon-Gleichgewichtszustand (=1,48). Dies entspricht dem erwarteten physikalischen Verhalten.



**Abb. 11.35** Axiale Verteilung der Kernleistung – Vergleich zwischen dem Xenon-Gleichgewichts- und dem Xenon-freien Zustand

### 11.2.3 Restart Funktion

Während eines Arbeitsaufenthalts von zwei GRS Experten bei SEC NRS in Moskau im September 2018 wurde die Restart-Funktion für den gekoppelten Code ATHLET-QUABOX/CUBBOX realisiert. Diese Funktion war hochgradig erwünscht, da die Rechenzeit einer gekoppelten ATHLET-QUABOX/CUBBOX Simulation bis zum Erreichen eines stabilen dynamischen Zustands mehrere Stunden beträgt. Diese Arbeit wurde in einer technischen Notiz dokumentiert.

### 11.2.4 Sonstige Modellentwicklungen

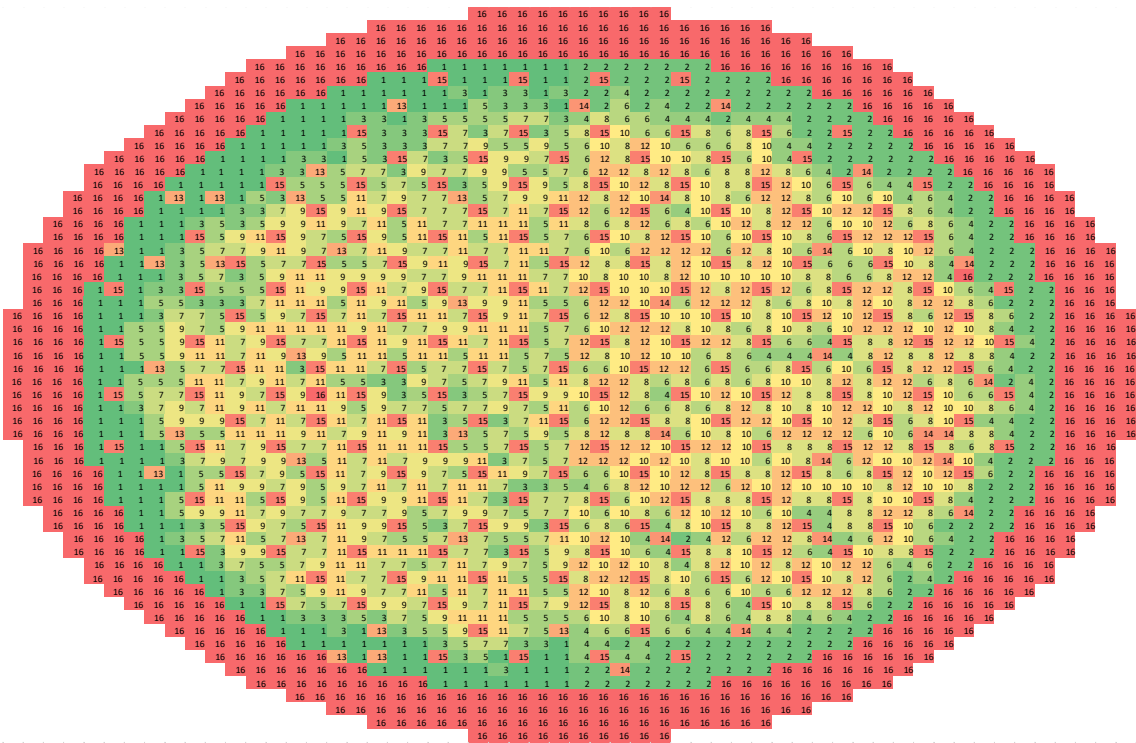
Der erste Punkt betraf die Modernisierung eines ATHLET Eingabe-Datensatzes für RBMK mit Punktkinetik-Modell. Der Datensatz wurde von Version 2.2a auf die Version 3.1a aktualisiert.

Beim zweiten Punkt handelte es sich um die Entwicklung eines GCSM-Plugins für das ATHLET Punktkinetik-Modell für den Reaktortyp RBMK. Dazu wurde ein Plugin entwickelt und erfolgreich eingesetzt. Das Plugin basiert auf einer ehemaligen GCSM „Library“ (nur bis ATHLET Version 3.0a gültig).

Schließlich wurde im Rahmen des Vorhabens 3614R01520 einen ATHLET 3.0 Eingabedatensatz, der mit Hilfe einer GUI erstellt. Das Modell enthält die nachfolgenden realen Daten zum Zustand des Reaktors:

- Kühlmitteldurchsatz für beide Reaktorhälften,
- Stabileistungen für alle Kernkanäle und die Anzahl der Brennstäbe in jeder Gruppe,
- Leistungsverteilung in den Kernkanälen,
- Kernbeladung,
- Kühlmittleintrittstemperatur,
- Druck in den Trommelseparatoren,
- Werten des Öffnungsgrades der Regelventile.

Dieser ATHLET 3.0 Open-Core Datensatz wurde auf die Version ATHLET 3.1A aktualisiert. 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. Das Mapping-Schema ist in Abb. 11.36 dargestellt. Zur Beschreibung des Reaktorkerns werden 16 Fluidynamik Kernkanälen für die Berechnung in ATHLET nachgebildet. Dabei werden beide Kernhälfte jeweils mit sieben Kernkanälen für die insgesamt 1.884 Brennstoffkanäle dargestellt. Die Wasserkanäle und Absorber werden mit einem Kernkanal simuliert. Schließlich wird der radiale Reflektor mit einem Kanal dargestellt.



**Abb. 11.36** Mapping-Schema

Parallel dazu wurde dieser Datensatz für 3D gekoppelte Rechnungen mit QUABOX/CUBBOX angepasst. Der Datensatz wurde für die Simulation von Transienten mit „Fehlerhafter Einspeisung des Notkühlsystems in den Reaktor“ eingesetzt.

## 11.2.5 Fehlerhafte Einspeisung des Notkühlsystems in den Reaktor

### 11.2.5.1 Referenz Fall: Einspeisung in eine Kernhälfte

Die ausgewählte Transiente ist die „fehlerhafte Einspeisung des Notkühlsystems in den Reaktor“. Die Transiente wurde im Open-Core Modell durch die Abkühlung einer Hälfte des Reaktorkerns simuliert.

In Abb. 11.37 wird die Wassertemperatur am Kerneintritt während der Transiente gezeigt. Nach 50 s wird die Temperatur in der linken Kernhälfte innerhalb einer Sekunde um 4 °C von ca. 271 °C auf 267 °C reduziert. Nach 100 s wird die Temperatur innerhalb von 100 s wieder um 4 °C auf 271 °C erhöht. In der rechten Kernhälfte bleibt die Temperatur bei 271 °C konstant während der gesamten Simulation.

Die Abkühlung einer Hälfte des Reaktorkerns hat einen entsprechenden positiven Reaktivitätseintrag in den Kern zur Folge. In Abb. 11.38 und Abb. 11.39 wird die



resultierende gesamte Kernleistung dargestellt. Die Anfangsleistung entspricht dem nominalen Zustand mit 3,225 GW. Die Abkühlung verursacht den ersten Leistungspeak. Dieser Peak ist in beide Fällen sehr ähnlich: 3,244 GW nach 56,8 s in der Xenon Equilibrium Simulation und 3,243 GW nach 56,1 s in der Xenon freien Simulation.

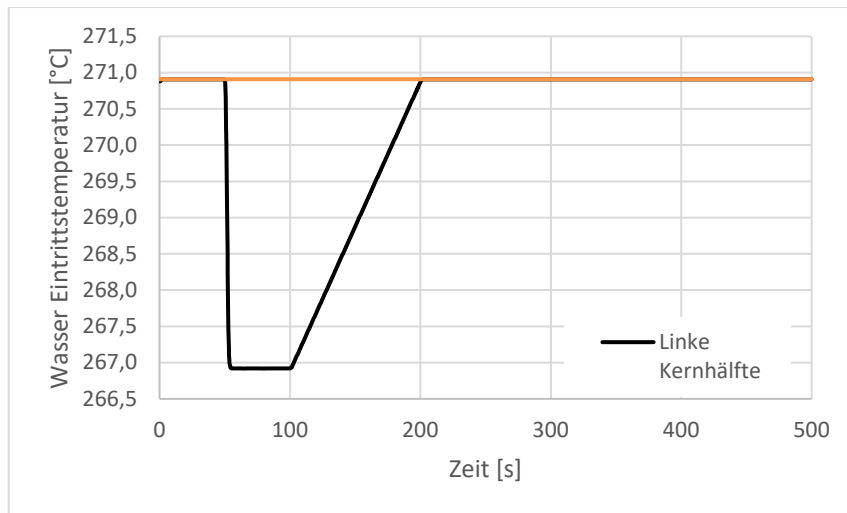
Die maximale Leistung wird vom Doppler-Effekt und vor allem durch das automatische Einfahren der „LAC“ Steuerstabgruppen durch den Leistungsregler begrenzt. Der LAC Leistungsregler wird abhängig von lokalen Bedingungen automatisch gesteuert. Die axiale Stellung aller 12 LAC Steuerstabgruppen wird in Abb. 11.40 bis Abb. 11.49 dargestellt. Um den ersten Peak zu begrenzen werden Gruppen 2, 5, 6 und 10 in beiden Fällen eingefahren (siehe Abb. 11.41, Abb. 11.42, Abb. 11.43 und Abb. 11.46).

In beiden Simulationen werden die LAC Gruppen 3, 4 und 8 nicht bewegt (siehe Abb. 11.49). Zusätzlich bewegen sich in der Xenon-Gleichgewichts-Simulation die LAC Gruppen 1, 5 und 11 nicht.

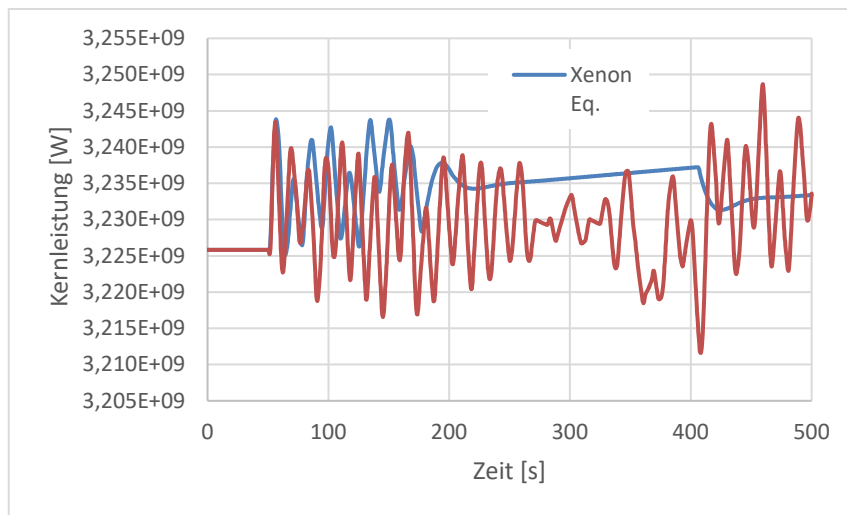
In der Xenon-Gleichgewichts-Simulation werden die LAC Gruppen in den Kern ein- und ausgefahren bis 200 s, wenn die Wasser-Eintrittstemperatur wieder den nominalen Wert erreicht. Dies verursacht Leistungssoszillationen, die unter dem ersten Peak bleiben. Von 220 s bis 410 s steigt die Leistung von 3,235 GW bis 3,237 GW. Nach 410 s wird die Gruppe 7 eingeführt (siehe Abb. 11.44), um den Leistungsanstieg zu begrenzen.

In der Xenon-freien Rechnung werden die LAC Gruppen bis zum Ende der Simulation (500s) ein- und ausgefahren. Dies verursacht auch in diesem Fall Leistungssoszillationen. Die höchste Leistung in Höhe von 3,249 GW wird nach 459,6 s erreicht. Das unterschiedliche Verhalten in den beiden Rechnungen kann mit dem höheren Peaking im Xenon-freien Zustand erklärt werden, da der LAC Leistungsregler abhängig von den lokalen Bedingungen ist.

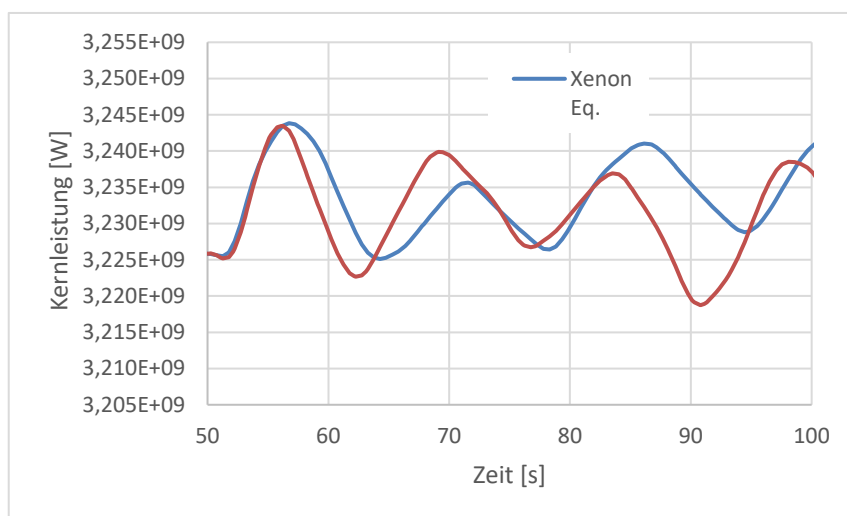
Bei der Bewertung der Simulationsergebnisse ist es wichtig zu beachten, dass ein Teil der Stabilisierungseffekte (z.B. Massenstrom- und Druckregelung, Rückkopplung des Kühlkreislaufs) mit dem verwendeten Open-Core-Modell nicht berücksichtigt werden kann. Das Hauptziel der durchgeführten Simulation war zu prüfen, ob der Regler in der Lage ist, den Reaktivitätseintrag zu kompensieren.



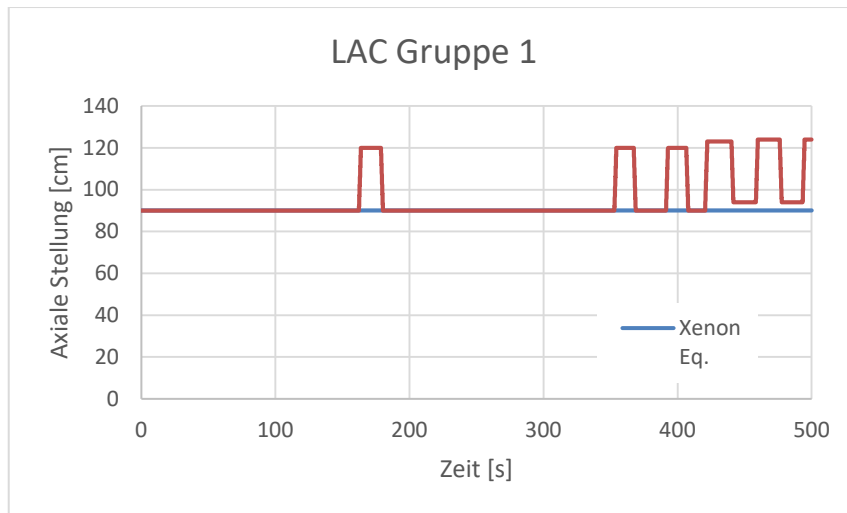
**Abb. 11.37** Wasser Temperatur am Kerneintritt



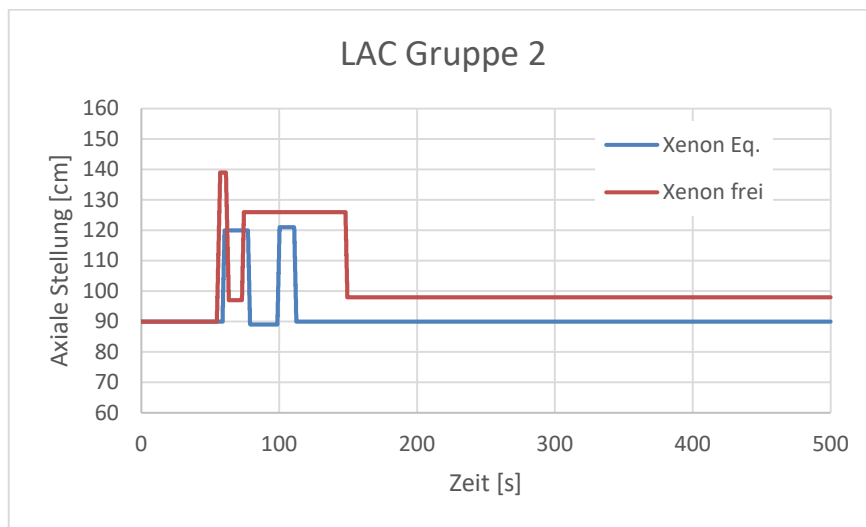
**Abb. 11.38** Gesamtleistung des Reaktors



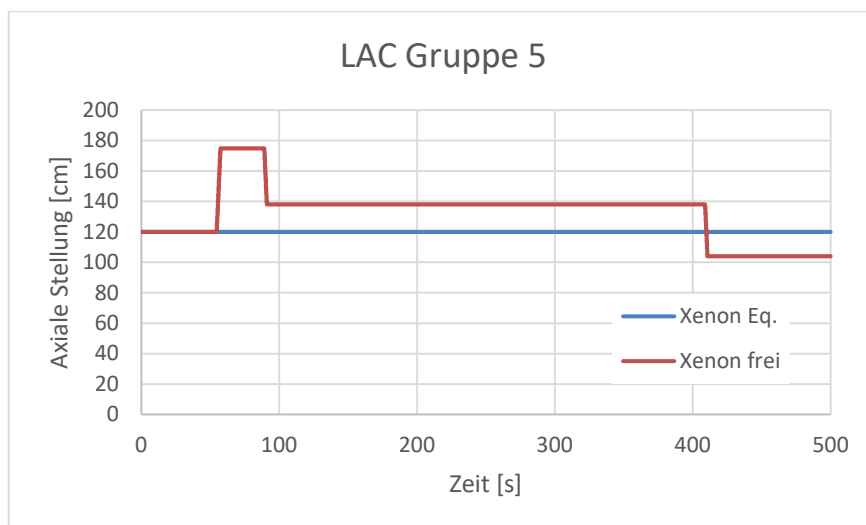
**Abb. 11.39** Gesamtleistung des Reaktors – Zoom auf den ersten 50s der Transiente



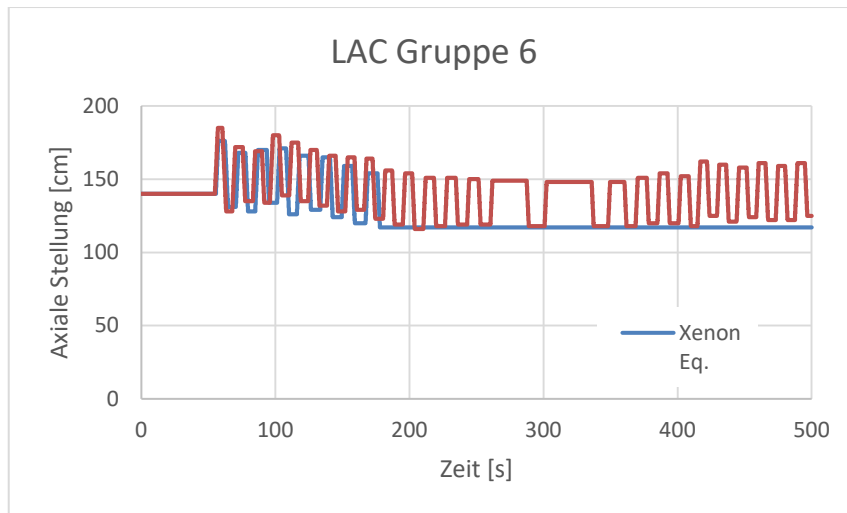
**Abb. 11.40** Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppe 1



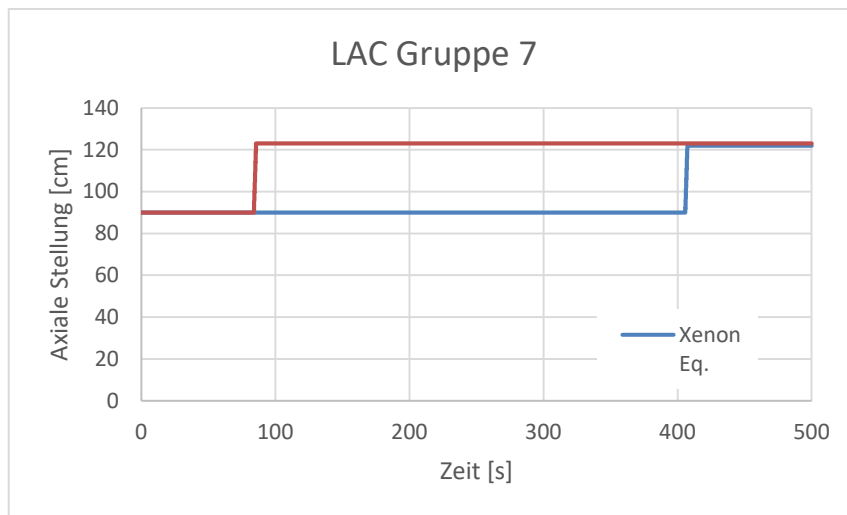
**Abb. 11.41** Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppe 2



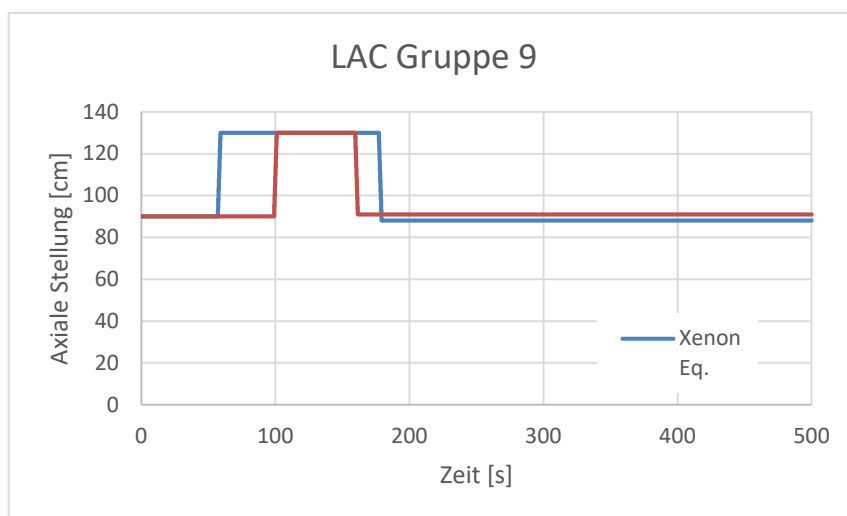
**Abb. 11.42** Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppe 5



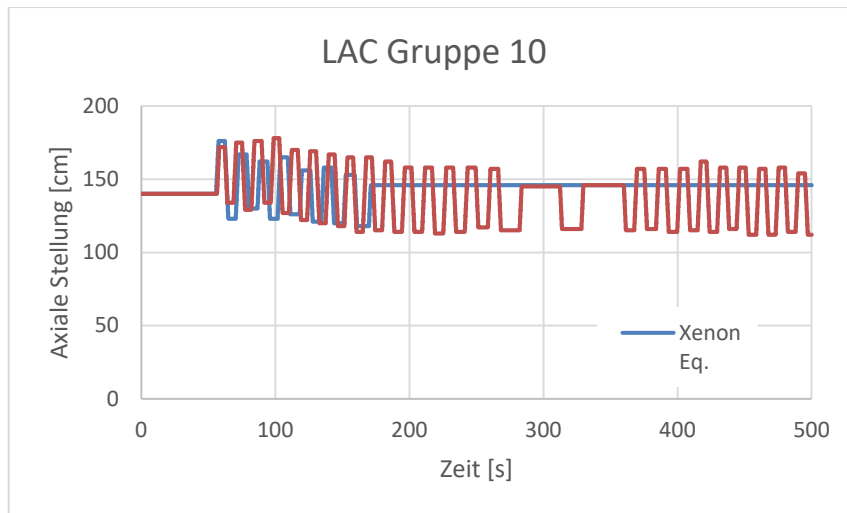
**Abb. 11.43** Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppe 6



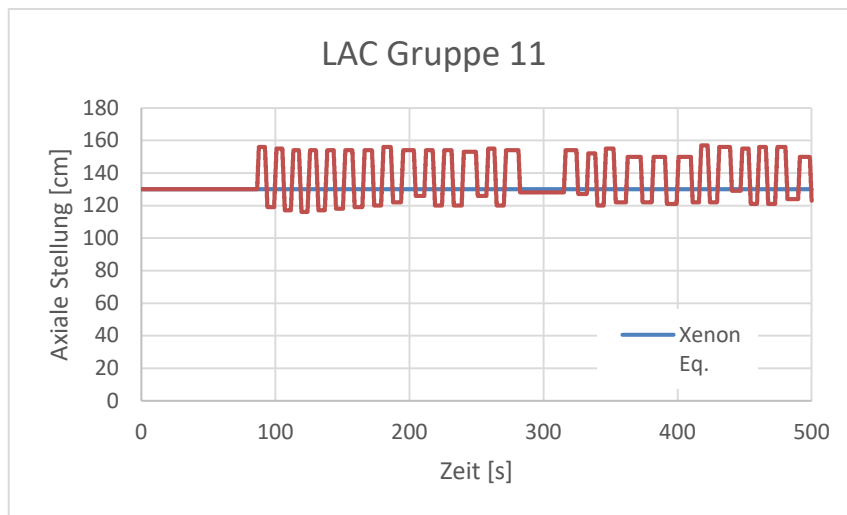
**Abb. 11.44** Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppe 7



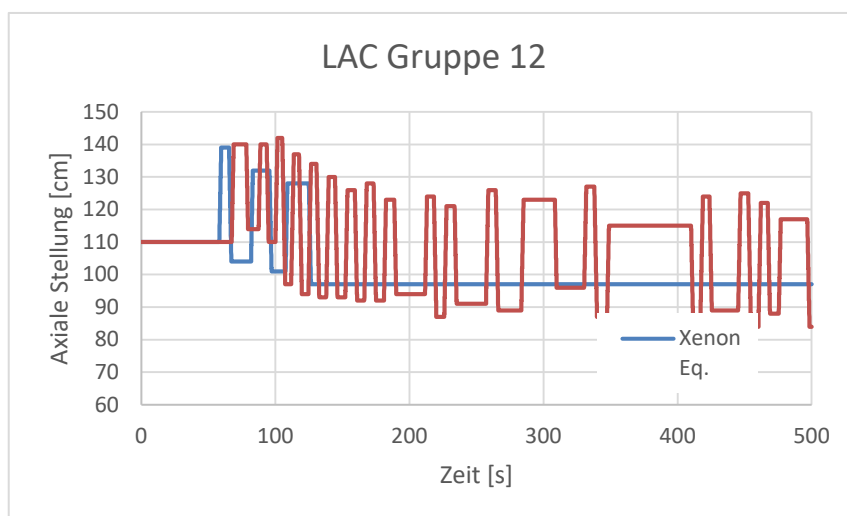
**Abb. 11.45** Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppe 9



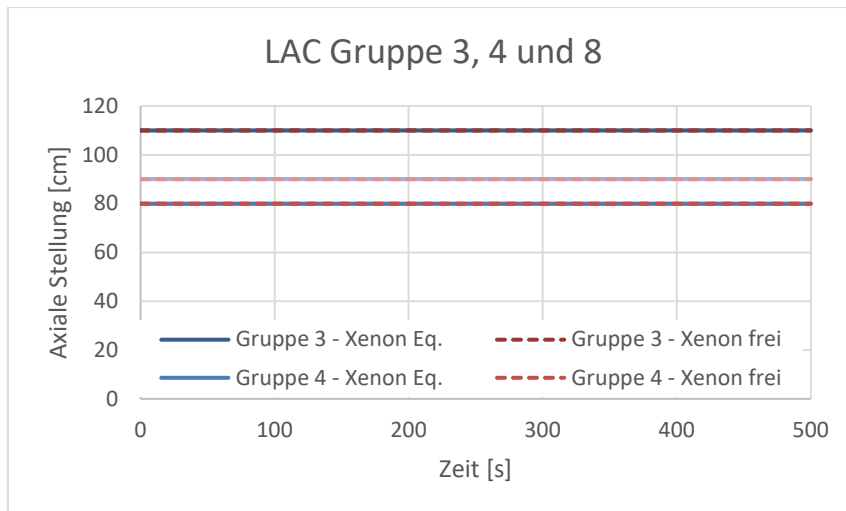
**Abb. 11.46** Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppe 10



**Abb. 11.47** Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppe 11



**Abb. 11.48** Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppe 12



**Abb. 11.49** Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppen 3, 4 und 8

### 11.2.5.2 Variationsrechnung: Einspeisung in den ganzen Kern

In dieser Version der Simulation einer fehlerhaften Einspeisung des Notkühlsystems in den Reaktor wird die Abkühlung des ganzen Reaktorkerns simuliert. Diese Annahme ist sehr unwahrscheinlich, da die Kernhälften thermo-hydraulisch getrennt sind. Das Ziel dieser Variationsrechnung ist zu prüfen, ob die LAC Steuerstabgruppen in der Lage sind, die Reaktivitätszufuhr zu kompensieren.

In Abb. 11.50 wird die Wasser Temperatur am Kerneintritt während der Transiente dargestellt. Nach 50 s wird die Temperatur im ganzen Kern innerhalb eine Sekunde um 4 °C von ca. 271 °C auf 267 °C reduziert. Nach 100 s wird die Temperatur innerhalb von 100 s wieder um 4 °C zurück auf 271 °C erhöht.

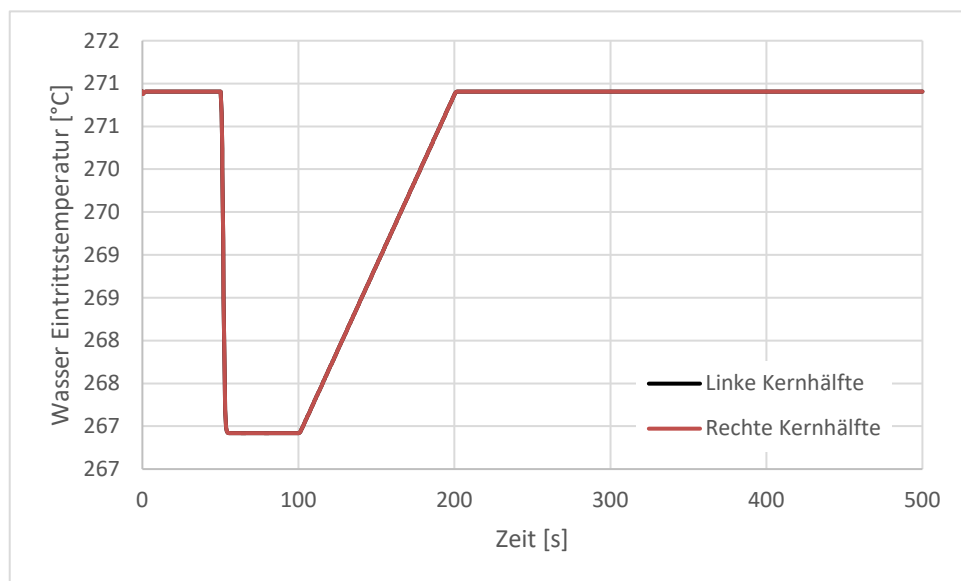
Die Abkühlung des Reaktorkerns hat einen entsprechenden positiven Reaktivitätseintrag in den Kern zur Folge. In Abb. 11.51 und Abb. 11.52 wird die resultierende Kernleistung dargestellt. Die Anfangsleistung entspricht dem nominalen Zustand mit 3,225 GW. Die Abkühlung verursacht den ersten Leistungspeak. Dieser Peak ist in beiden Fälle sehr ähnlich: 3,260 GW nach 56,3 s in der Xenon-Gleichgewichts-Simulation und 3,264 GW nach 56,1s in der Xenon-freien Simulation.

Die maximale Leistung wird durch den Doppler Effekt und hauptsächlich durch das automatische Einfahren der „LAC“ Steuerstabgruppen durch den Leistungsregler begrenzt. Der LAC Leistungsregler wird abhängig von den lokalen Bedingungen automatisch gesteuert. Obwohl der Peak höher als im Referenzfall ist, der Regler ist in der Lage

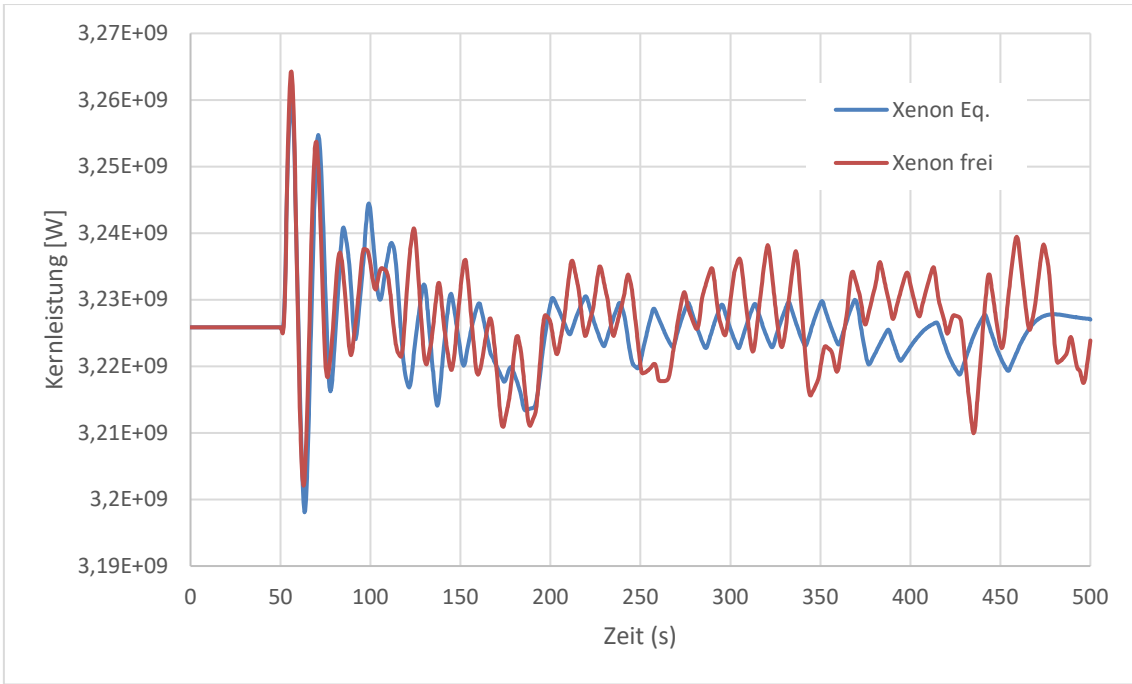
den Reaktivitätseintrag zu kompensieren. Die axiale Stellung aller zwölf LAC Steuerstabgruppen wird in Abb. 11.53 (Xenon Gleichgewicht) und Abb. 11.54 (Xenon frei) dargestellt. Anders als im Referenzfall werden alle LAC Gruppen während der Simulation bewegt.

In der Xenon-Gleichgewichts- und in der Xenon-freien Simulation werden die LAC Gruppen bis zum Ende der Simulation (500 s) ein- und ausgefahren. Dies verursacht Leistungssoszillationen, die unter 3,240 GW bleiben.

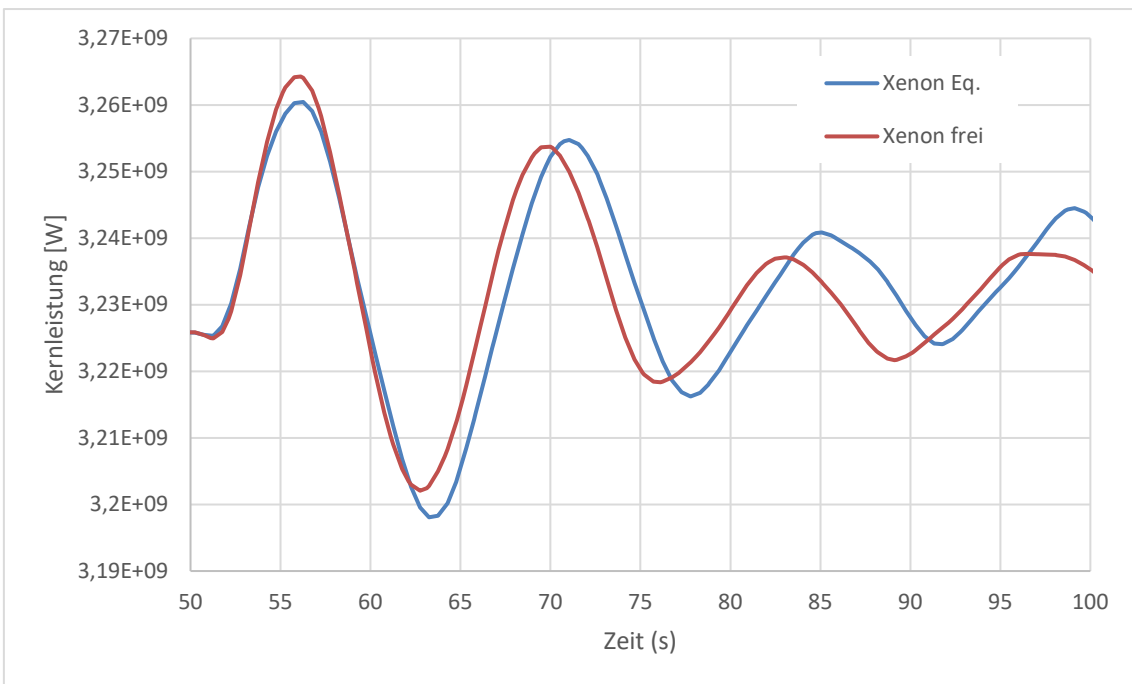
Auch bei diesen Ergebnissen muss beachtet werden, dass ein Teil der Stabilisierungseffekte (z.B. Massenstrom- und Druckregelung, Rückkopplung des Kühlkreislaufs) mit dem verwendeten Open-Core-Modell nicht berücksichtigt werden kann. Das Ziel dieser Simulation war es zu prüfen, ob der Regler in der Lage ist, den Reaktivitätseintrag zu kompensieren.



**Abb. 11.50** Wassertemperatur am Kerneintritt

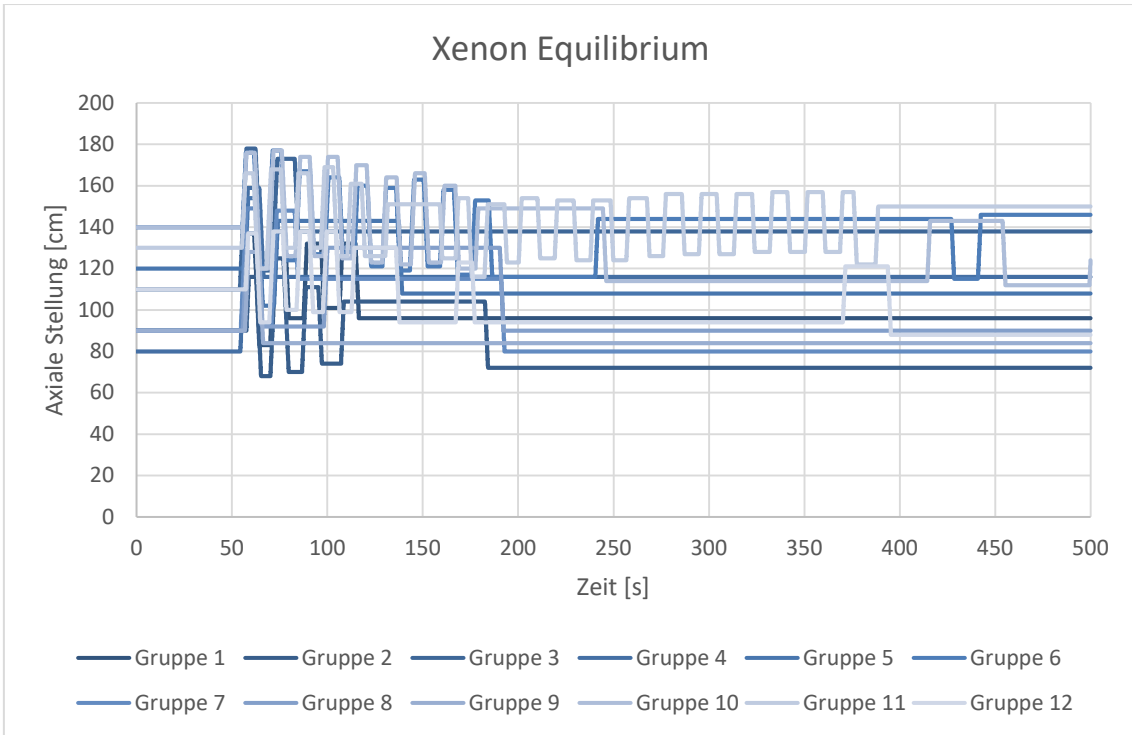


**Abb. 11.51** Gesamtleistung des Reaktors



**Abb. 11.52** Gesamtleistung des Reaktors – Zoom auf den ersten 50s der Transiente





**Abb. 11.53** Axiale Stellung aller Steuerstab LAC Gruppen in der Xenon Equilibrium Simulation



**Abb. 11.54** Axiale Stellung aller Steuerstab LAC Gruppen in der Xenon frei Simulation

## **12            Sicherheitstechnische Analysen für gemischte Reaktorkerne sowie zur Rekritikalität bei einem schweren Kernschmelzunfall für WWER-1000-Reaktoren (AP 12)**

### **12.1            Einleitung und Zielstellung**

Im Arbeitspaket 12 des Vorhabens BMU/GRS 4717R01520 „Sicherheitstechnische Analysen für gemischte Reaktorkerne sowie zur Rekritikalität bei einem schweren Kernschmelzunfall für WWER-1000-Reaktoren (AP 12)" (ursprünglich 3617R01520) wurde die erfolgreiche Zusammenarbeit zwischen deutschen und ukrainischen Experten auf dem Gebiet der Reaktorphysik und sicherheitstechnischen Analysen für Reaktoren vom Typ WWER fortgeführt. Schwerpunkt der Arbeiten waren die Anwendung der für Nachladebegutachtungen und sicherheitstechnischen Analysen eingesetzten Modelle und Datenbibliotheken für WWER-BE und Reaktorkerne sowie deren Verbesserung. Entsprechend den aktuellen Anforderungen wurden Weiterentwicklungen der Modelle und Programme implementiert. Im Einzelnen waren für das Arbeitspaket 12 drei Aufgaben definiert worden:

1. Sicherheitstechnische Analysen für gemischte Reaktorkerne von WWER-1000-Reaktoren.
2. Entwicklung eines Modells zur Berechnung der Rekritikalität nach einem schweren Kernschmelzunfall für WWER-Reaktoren.
3. Internationaler Informationsaustausch über aktuelle Fragen der Sicherheitsbewertung von WWER- und DWR-Anlagen sowie der Validierung und Verifizierung von reaktorphysikalischen Daten und Programmen.

Diese Aufgaben wurden 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) und der TÜV SÜD Industrie Service GmbH, Energie und System (TÜV SÜD IS-ES) – auf der Anwenderseite – sowie dem Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR) sowie das Ingenieurbüros Blank & Schulz (IBBS), Berlin – auf der Entwicklerseite - bearbeitet werden. 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.

Die Diskussion und Bewertung der Arbeitsergebnisse erfolgten im Rahmen von Arbeitstreffen der Experten in Kiew (SSTC) bzw. Dresden-Rossendorf (HZDR) sowie als internationaler Erfahrungs- und Meinungsaustausch zwischen Experten verschiedener 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 WWER-Reaktoren waren dieser internationale Austausch sowie die regelmäßigen Veröffentlichungen von Arbeitsergebnissen von großer Bedeutung. Des Weiteren stellten diese Foren eine zusätzliche Basis für die Sicherstellung der Qualität der erzielten Ergebnisse dar.

Nachfolgend werden die Ergebnisse der durchgeführten Arbeiten zusammenfassend beschrieben. Eine ausführliche Darstellung findet sich im Schlussbericht zum Unterauftrag sowie dessen Anlagen /TUV 20/.

## **12.2      Sicherheitstechnische Analysen für gemischte Reaktorkerne von WWER-1000-Reaktoren (AP 12.1)**

Das SSTC führt Arbeiten im Rahmen der Begutachtung der Sicherheit des Betriebs von WWER-Reaktoren sowie von Kernbeladungen mit unterschiedlichen BE-Typen durch. In diesem Zusammenhang war das Ziel dieses Arbeitspunktes die Weiterentwicklung der in den Vorläufervorhaben entwickelten BE- und Reaktorkernmodelle sowie der Herangehensweisen bei sicherheitstechnischen Analysen durch die Experten des SSTC als TSO der ukrainischen Genehmigungsbehörde SNRIU entsprechend aktuellen Fragestellungen und Anforderungen.

Im Einzelnen bestand der Arbeitspunkt aus drei Teilaufgaben. Die erste Teilaufgabe hatte zum Ziel auf der Basis relevanter internationaler und nationaler Regelwerke die Anforderungen bei der sicherheitstechnischen Bewertung von gemischten Reaktorkernbeladungen bei der weiteren Bearbeitung der Aufgabe angemessen zu berücksichtigen. Im Rahmen der geplanten Arbeiten wurden sowohl zutreffende internationale Anforderungen als auch nationale Regelungen für das betrachtete Aufgabengebiet berücksichtigt.

In einem zweiten Arbeitsschritt war vorgesehen, die entsprechenden Programme, Modelle und Datenbibliotheken auf der Basis der in Vorläufervorhaben erarbeiteten

Ergebnisse entsprechend den Anforderungen weiter zu entwickeln. Dies umfasste die Weiterentwicklung der BE-Modelle des BE-Abbrandprogramms HELIOS (/CAS 91/, /HEL 07/) für die Berücksichtigung von Änderungen der BE-Auslegung und der entsprechenden Ergänzung der BE-Datenbibliothek für die Kernabbrandrechnungen mit dem Programm DYN3D (/GRU 05/, /DYN 13/). Mit der Verifizierung dieser Modelle mit dem Monte Carlo Abbrandprogramm SERPENT (/LEP 15/, /LEP 10/) wurde die Basis für die Erstellung bzw. Weiterentwicklung der BE-Datenbibliotheken zu Kernabbrand- und Transientenrechnungen mit dem Programm DYN3D sowie den gekoppelten Programmen DYN3D-ATHLET gelegt.

In einem dritten Arbeitsschritt sollten die implementierten Weiterentwicklungen validiert und verifiziert werden sowie die Einhaltung der Anforderungen überprüft werden. Verifizierungen fanden statt mit Hilfe höherwertiger Programme, wie, z.B., dem Monte Carlo BE-Abbrandprogramm SERPENT für BE-Abbrandrechnungen, oder unabhängig durch IBBS mit dem Programmpaket PHYBER-WWER (/SCH 99/, /SCH 00/).

Im Rahmen des Vorhabens war es natürlich nicht möglich, das gesamte Spektrum an geforderten rechnerischen Nachweisüberprüfungen und Modellierungen zu bewältigen. Deswegen wurde die Einhaltung der sicherheitstechnischen Anforderungen für stationäre Kernabbrandrechnungen überprüft sowie eine Unterkühlungstransiente modelliert und analysiert.

### **12.2.1 Anforderungen an sicherheitstechnischen Analysen von gemischten Kernbeladungen für WWER-1000 Reaktoren**

Für gemischte Reaktorkernbeladungen sind in /IAE 93/, /IAE 95/, /IAE 01/, /IAE 04/, /IAE 05/ und /IAE 09/ internationale IAEA-Anforderungen an sicherheitstechnische und rechnerische Reaktoranalysen formuliert: Mit Bezug auf gemischte Reaktorkernbeladungen wird gefordert, dass, wenn BE unterschiedlichen Typs in den Reaktorkern geladen werden (ein sogenannter Mischkern), deren mechanische and thermohydraulische Kompatibilität (z.B. hinsichtlich der Druckverlustparameter der BE), sowie deren Kompatibilität bezüglich der nuklearen Charakteristiken des Reaktorkerns analysiert werden muss. Hinsichtlich der für Nachweisführung zur nuklearen Reaktorsicherheit erforderlichen rechnerischen Analysen ist auch die Adaption des Sicherheitsberichts der Reaktoranlage /IAE 04/ relevant.

Im deutschen Regelwerk werden sicherheitstechnische Anforderungen an die Prüfung der Kompatibilität neuer BE-Typen beim Einsatz in Kernbeladungen in /KKW 15/, /RSK 96/ und /KTA 12/ gestellt. Im Besondern sind mögliche Einflüsse von BE-Typ, Abbrand und den lokalen thermohydraulischen Bedingungen (Druck, Temperatur, Massenstromdichte des Kühlmittels) auf die Grenzwerte der Leistungsdichte zu berücksichtigen /KTA 12/0.

Das ukrainische Regelwerk /NP 08B/, /NP 05/, /KND 96/, /RD 95/, /SST 97/, /REG 65/ und /NP 10/ legt analoge sicherheitstechnischen Anforderungen für KKW mit WWER-Reaktoren fest. Die Vorgehensweise sowie die erforderlichen Nachweise beim Einsatz neuer BE-Typen in ukrainischen KKW sind in entsprechenden Dokumenten /NP 05/, /KND 96/, /RD 95/, /SST 97/, /REG 65/ und /NP 10/ geregelt. /NP 05/ fordert beim Einsatz neuer BE-Typen eine Überarbeitung der betroffenen Abschnitte des Sicherheitsbericht /KND 96/, /RD 95/ und zugehöriger Unterlagen. Insbesondere das Vorgehen bei Änderungen der Reaktoranlage (einschließlich Einsatz neuer BE) wird festgelegt: Einsatz von Vorläufer-BE (LTA), Einsatz von Nachladungen mit neuen BE-Typen (kommerzieller Einsatz neuer BE-Typen), erforderliche sicherheitstechnische Nachweise für jede Etappe.

Einen Überblick zu sicherheitstechnischen Aspekten der Bewertung gemischter Reaktorkernbeladungen und des Betriebs von gemischten Reaktorkernen findet man in /IAE 13/. Für die Bearbeitung der Teilaufgabe AP 12.1 sind die wesentlichen Anforderungen

- Einhaltung der Leistungsdichtegrenzwerte im Normalbetrieb und bei Betriebsereignissen
- Sicherstellung der Wärmeabfuhr durch Vermeidung von Siedekrise,  $DNBR \geq 1.03$
- Kontrolle der Reaktivität und Sicherstellung der Abschaltsicherheit

### **12.2.2 Entwicklung von Modellverbesserungen und Weiterentwicklung der Reaktorphysikalischen Programme**

Im Bereich der BE-Datenbereitstellung wurden Modellverbesserungen und -weiterentwicklungen zur Berücksichtigung von neuer BE-Typen sowie Modifikationen einzelner BE-Typen implementiert. Für Kernberechnungen mussten die Besonderheiten der verschiedenen BE-Typen bei der Modellierung der Reaktorkerne angemessen berücksichtigt werden. Das betraf die Implementierung unterschiedlicher Materialeigenschaften,

Eigenschaften der BE-Konstruktion etc. im Programm DYN3D und den zugehörigen Datenbibliotheken.

### **BE-Abbrandrechnungen für modifizierte BE-Auslegungen für WWER-1000**

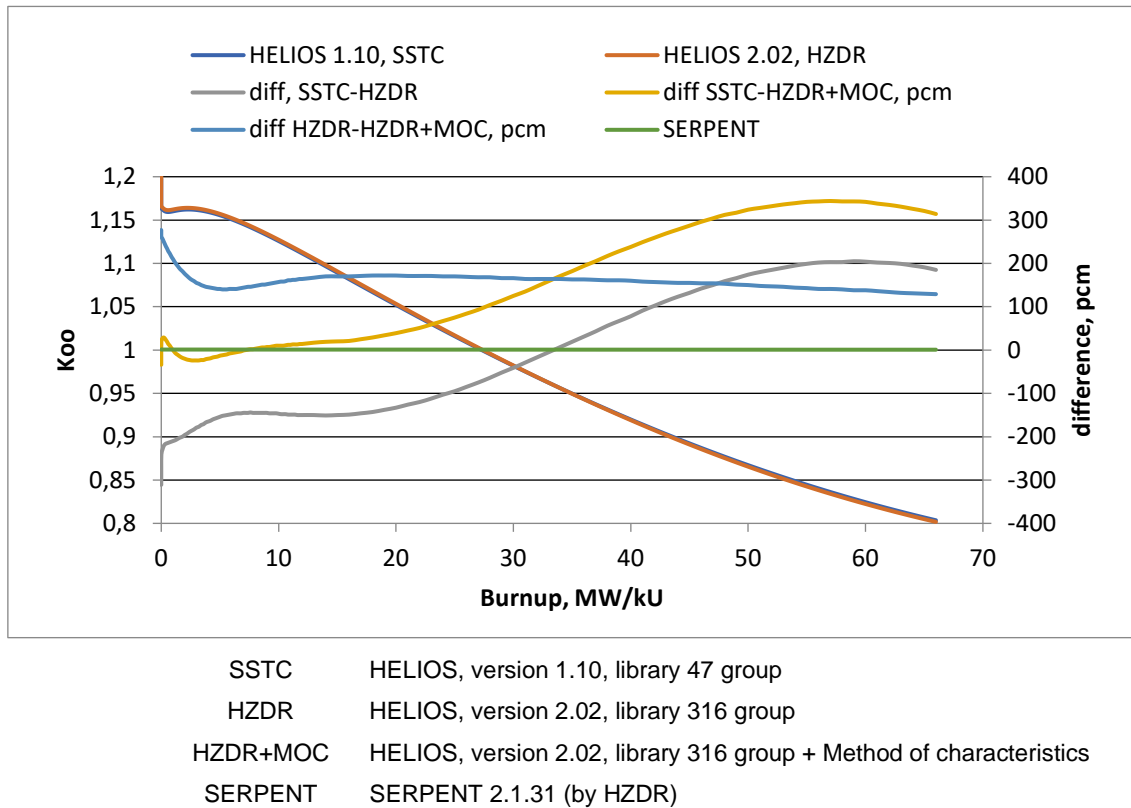
Diverse neue BE-Auslegungen sowie modifizierte BE wurden modelliert und mit den Ergebnissen die BE-Datenbibliothek für das 3D Kinetikprogramm DYN3D ergänzt. BE-Abbrandrechnungen durch SSTC NRS wurden mit dem Programm HELIOS, Version 1.10 durchgeführt. Im Einzelnen wurden folgende BE-Modifikationen modelliert und untersucht:

- WWER-1000 BE mit IFBA integriertem abbrennbarem Absorber (Westinghouse design).
- WWER-1000 BE nach Austausch eines defekten Brennstabes durch einen Metallstab
- WWER-440 FA "Kassettenlose" BE-Auslegung mit Modifikation des Kassettenmantels
- WWER-440 FA mit reduziertem Brennstabdurchmesser von 8.9 mm

Die erzielten Ergebnisse wurden zur Verifizierung der entwickelten Modelle mit Ergebnissen der Modellierung durch das Programm HELIOS, Version 2.02 vom HZDR verglichen. Zur weiteren Verifizierung wurden ausgewählte Ergebnissen, die vom HZDR mit dem Monte Carlo BE-Abbrandprogramm SERPENT und von IBBS mit dem Programmsystem PHYBER-WWER berechnet wurden, verwendet. Auf Grund der Ergebnisvergleiche konnte die Korrektheit der SSTC HELIOS-Modelle konstatiert werden. Im Weiteren werden ausgewählte Ergebnisse ausführlicher dargestellt. Eine ausführliche Darstellung der Ergebnisse findet sich in /TUV 20/.

Die Auslegung des **WWER-1000 BE mit Brennstofftabletten mit integriertem abbrennbarem Absorber (IFBA)** besteht aus der Brennstofftablette aus  $\text{UO}_2$  mit einer dünnen Beschichtung aus Zirkonium-Diborid  $\text{ZrB}_2$ . Die Brennstoffsäule im Brennstab wird oben und unten mit unbeschichteten, niedriger angereicherten  $\text{UO}_2$ -Tabletten abgeschlossen. Vorläuferbrennelemente (LTA) mit IFBA-Tabletten wurden 2005 in den Reaktor des 3. Blocks des KKW Südukraine erstmalig eingesetzt. Die BE-Konfiguration mit IFBA-Brennstäben und die Auslegungsdaten sind in /TUV 20/ ausführlich zusammengestellt. Der Vergleich der Ergebnisse, die mit verschiedenen HELIOS Versionen und Primärdatenbibliotheken sowie dem Monte Carlo BE-Abbrandprogramm Serpent erzielt wurden, zeigten, wie in Abb. 12.1 zu sehen ist, gute Übereinstimmung. Die Differenzen

in den Stableistungsverteilungen, berechnet mit unterschiedlichen HELIOS Versionen und dem Monte Carlo Programm SERPENT liegen im Bereich von  $\pm 1.01\%$ . Die relative mittlere Abweichung (RMS) beträgt  $\pm 0.3\%$ . Der Stababbrand wird von den unterschiedlichen Programmen in einem Bereich von  $\pm 0.4\%$  und mit einem RMS von  $\pm 0.1\%$  berechnet.



**Abb. 12.1** Multiplikationsfaktor  $k_{\infty}$  und Differenzen in Abhängigkeit vom Abbrand des IFBA WWER-1000 BE

**WWER-1000 BE mit einem defekten Brennstab** können durch den Austausch des defekten Stabes mit einem Stahl- oder Zirkoniumstab repariert und wieder eingesetzt werden. Für die Genehmigung eines Einsatzes wurde die Einhaltung der sicherheitstechnischen Anforderungen mit einem Modell für das BE-Abbrandprogramm HELIOS überprüft. Mit diesem BE-Modell ist die Simulation des Austauschs eines einzelnen Brennstabes während des Abbrandes möglich. Abb. 12.2 (1) zeigt einen Vergleich des Multiplikationsfaktors, der mit HELIOS (SSTC) und SERPENT (HZDR) berechnet wurde.

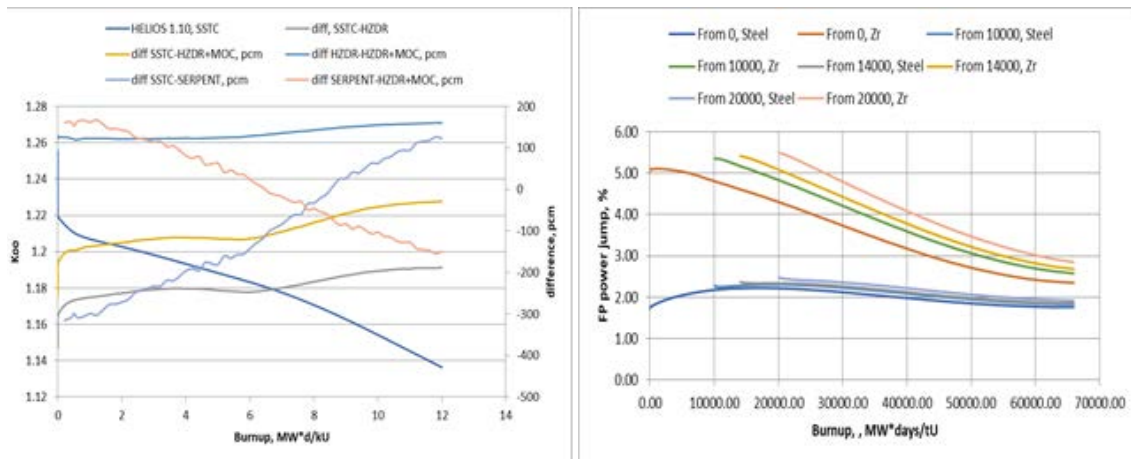
Des Weiteren wurde der Einfluss des Zeitpunktes des BS-Austausches auf die Multiplikationseigenschaften des BE untersucht. Der Einfluss des Austauschzeitpunktes auf die Änderungen der Leistungsdichteverteilung innerhalb des BE sind in Abb. 12.2 (2) ersichtlich. Die BE-Reaktivität wird vom BS-Tausch praktisch nicht merkbar verändert.

Nach einem Abbrand von 30 MWd/kg kann sogar ein leichtes Anwachsen festgestellt werden. Abb. 12.3 zeigt den Leistungssprung in den Metallstab umgebenden Brennstäben von 5 bis 6 %. In Abb. 12.3 ist der Leistungsformfaktor des ursprünglichen und des reparierten WWER-1000 BE zu Abbrandbeginn im Vergleich dargestellt. Der Einfluss der Materialien der Austauschstäbe auf die Leistungsdichterverteilung der BE ohne und mit Metallstab aus Zirkonium (Abb. 12.3 (1)) und Stahl (Abb. 12.3 (2)) ist zu erkennen. Die Leistungsdichtehöhen in der Umgebung des Metallstabes steigt an mit dem Abbrandzeitpunkt, zu dem der Austausch der Brennstäbe gegen den Metallstab durchgeführt wird.

### **BE-Abbrandrechnungen für modifizierte BE-Auslegungen für WWER-440**

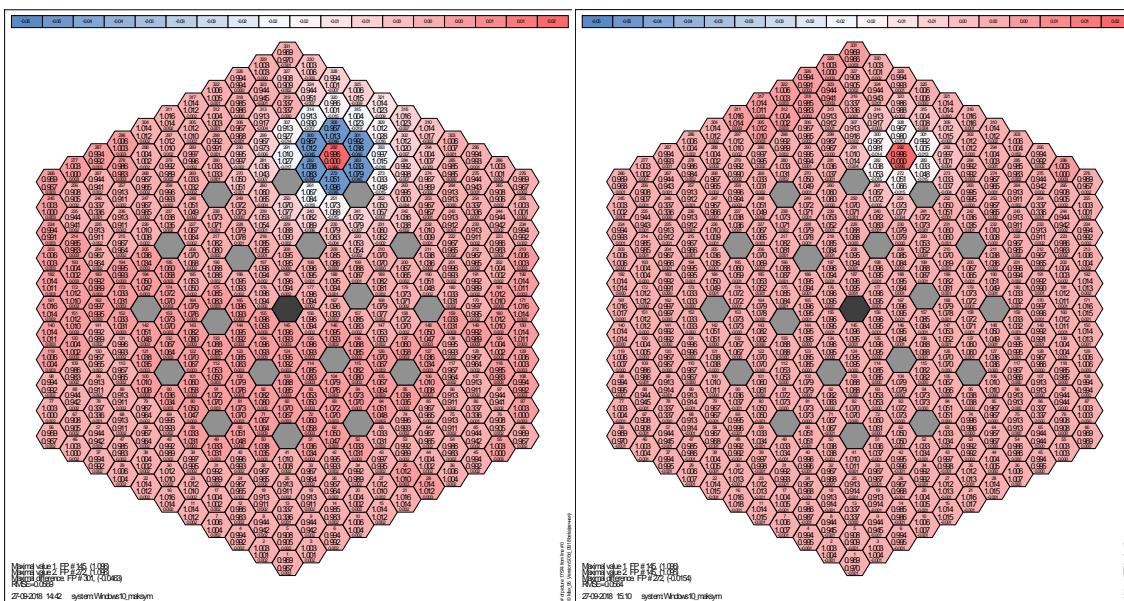
Auch für WWER-440 Reaktoren sind der Einsatz modifizierter BE-Typen vorgesehen. Um den Einfluss dieser Modifikationen auf sicherheitstechnisch wichtige Reaktorkernparameter zu analysieren, sind rechnerische Vergleiche mit Standardauslegungen (Basis-BE) durchgeführt worden (Abb. 12.4 links). Vom russischen BE-Hersteller TVEL wurde ein BE entwickelt, das mit einem modifizierten Kassettenmantel versehen war (Abb. 12.4 rechts). Das Modell des **WWER-440 BE mit modifiziertem Kassettenmantel** für die HEILOS-Rechnungen ist in Abb. 12.5 dargestellt. In Abb. 12.6 (1) ist die Abhängigkeit des Multiplikationsfaktors vom BE-Abbrand jeweils für Rechnungen mit verschiedenen Versionen des Programms HELIOS gezeigt. Die Differenzen erreichen bei einem Abbrand von 65 MWd/kg einen maximalen Wert von kleiner 300 pcm. Der Vergleich berechneter Nuklidkerndichten der Isotope  $^{155}\text{Gd}$  und  $^{157}\text{Gd}$  zeigte Maximaldifferenzen von ca. 16 % und ca. 22 % zum Zeitpunkt des Gd-Ausbrandes.





(1) (2)  
 (2) „From 14000“ bedeutet das der Metallstab zum Abbrandzeitpunkt 14 MWd/kg eingesetzt wurde.

**Abb. 12.2** Multiplikationsfaktor  $k_{\infty}$  des reparierten BE (1) und Stabileistungserhöhung in den Metallstab umgebenden Brennstäben (2)

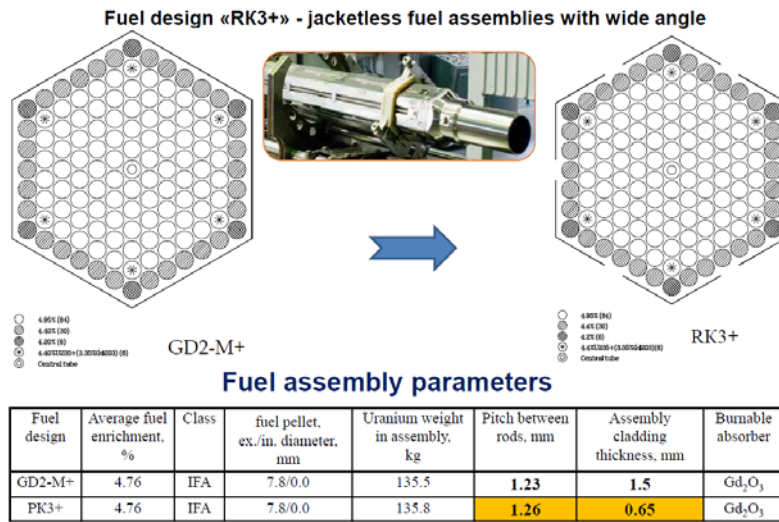


(1) BE mit Zirkoniumstab (2) BE mit Stahlstab

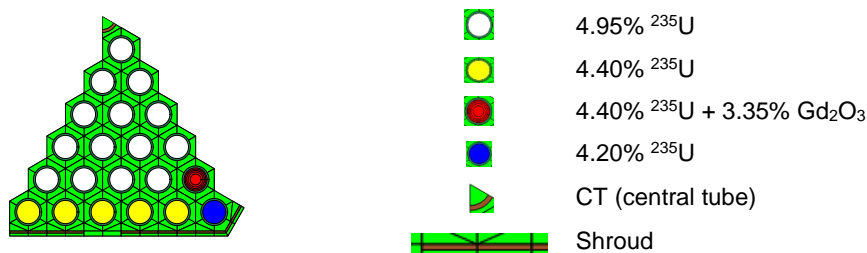
**Abb. 12.3** Leistungsformfaktor des reparierten WWER-1000 BE bei Abbrand=0 MWd/kg. Vergleich Standard BE und BE mit Zirkonium-(1) und Stahlstab (2)

Die Differenz zwischen dem Multiplikationsfaktor des „mantellosen“ BE im Vergleich zum Standard-BE in Abhängigkeit vom BE-Abbrand zeigt Abb. 12.6(2), wobei ersichtlich wird, dass die Reaktivität des „mantellosen“ BE zu Beginn größer ist als die des Standard-BE, dieser Unterschied mit wachsendem BE-Abbrand aber fast verschwindet. Die Veränderung der Stabileistungverteilung gegenüber der Standardauslegung des WWER-440 BE beträgt maximal  $\pm 1.5 \%$ . An der Peripherie kann man überwiegend eine Erhöhung der

Stableistung beobachten, wohingegen im BE-Inneren die Stableistung überwiegend abnimmt im Vergleich mit der Stableistungsverteilung des Standard-BE.



**Abb. 12.4** WWER-440 BE mit modifiziertem Kassettenmantel

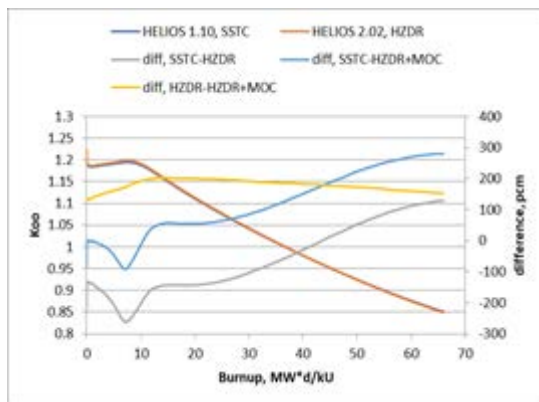


**Abb. 12.5** HELIOS-Modell des WWER-440 BE mit modifiziertem Kassettenmantel

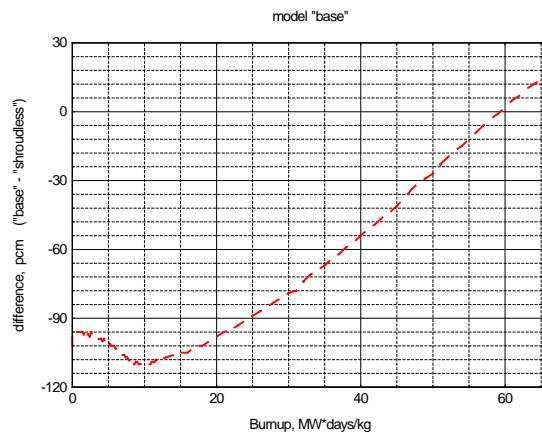
Die Unterschiede in den Stableistungsverteilungen, die mit verschiedenen HELIOS-Versionen berechnet wurden, sind dagegen minimal. Diese Ergebnisse verifizieren die entwickelten BE-Modelle für modifizierte WWER-440 BE-Auslegungen. Sie betragen maximal  $\pm 0.5\%$  zu Beginn des BE-Abbrandes (0 MWd/kg). Zum Ende des Abbrandes beim BE-Abbrand 60 MWd/kg differieren die Stababbrandverteilungen, berechnet mit unterschiedlichen HELIOS-Versionen, voneinander um nicht mehr als  $\pm 0.3\%$  (RMS=0.05%). Der Vergleich von Ergebnissen aus den BE-Abbrandrechnungen mit dem Programm HELIOS 2.02, durchgeführt von HZDR, mit den SSTC-Ergebnissen zeigte akzeptable Differenzen. Die hier dargelegten Ergebnisse zeigen mit einer guten Übereinstimmung, dass das „mantellose“ WWER-440 BE mit dem Programm HELIOS 1.10 korrekt modelliert wird.

Die Konfiguration eines modifizierten **WWER-440 BE mit reduziertem Brennstabdurchmesser** gegenüber dem Basis-BE ist in Abb. 12.7 dargestellt. Die Abhängigkeit

des Multiplikationsfaktors  $k_{\infty}$  vom Abbrand des BE, berechnet mit den unterschiedlichen Gruppendatenbibliotheken und HELIOS-Versionen, die resultierenden Differenzen sowie der Vergleich der abbrandabhängigen Reaktivität des WWER-440 BE mit reduziertem Brennstabdurchmesser und des Standard WWER-440 BE sind in Abb. 12.8 (1) gezeigt. Das BE mit reduziertem Brennstabdurchmesser erweist sich zu Abbrandbeginn bis ca. 50 MWd/kg als reaktiver und danach bis zum Ende der Abbrandrechnung als weniger reaktiv im Vergleich zum Standard WWER-440 BE. Die Differenzen bewegen sich zwischen -250 pcm zum Zeitpunkt des Gd-Ausbrandes und 300 pcm bei 65 MWd/kg.



(1)

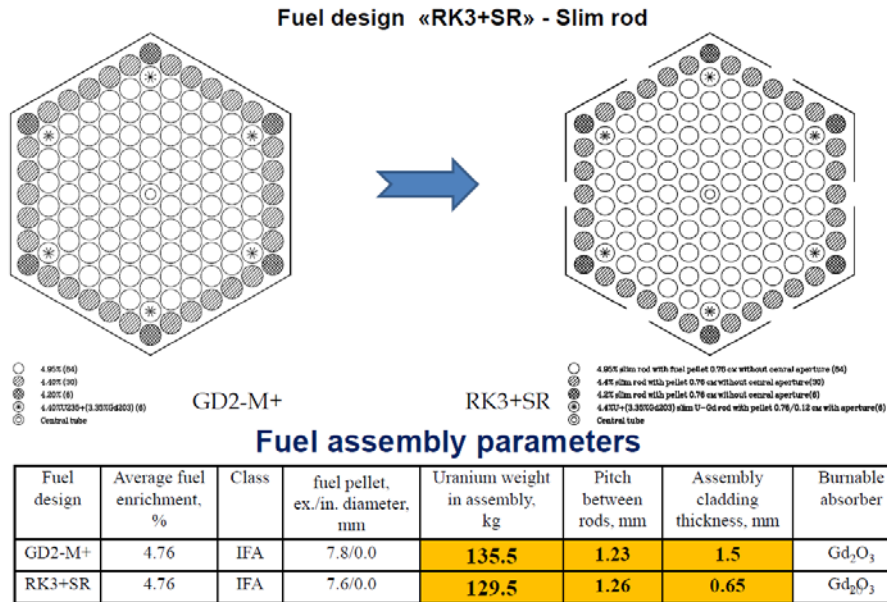


(2) Vergleich mit Standard WWER-440 BE

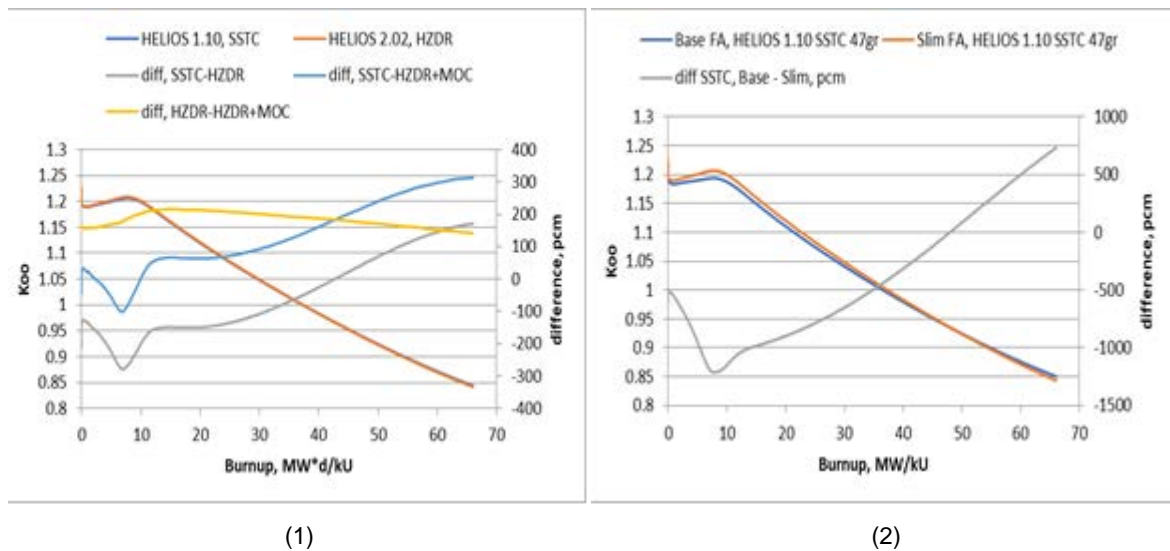
**Abb. 12.6** Multiplikationsfaktors  $k_{\infty}$  für das „mantellose“ WWER-440 BE (1) sowie die Differenz im Vergleich zum Standard WWER-440 BE (2)

Die Ergebnisse der Berechnung mit unterschiedlichen HELIOS-Versionen und Gruppendatenbibliotheken zeigen keine relevanten Differenzen in der Reaktivität und Abbrandmodellierung – siehe Abb. 12.8 (2). Die Veränderung der Kerndichten der Isotope  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  and  $^{241}\text{Pu}$  sowie  $^{155}\text{Gd}$  und  $^{157}\text{Gd}$  mit dem BE-Abbrand wurde mit den Programmversionen HELIOS V1.10 und V2.02 berechnet und die Unterschiede analysiert. Die Differenzen, die dabei zu beobachten waren, übersteigen nicht die üblichen Werte, wie sie bei Verwendung unterschiedlicher Primärdatenbibliothekn zu beobachten sind. Stableistungsverteilungen im WWER-440 BE mit reduziertem Brennstabdurchmesser, die mit HELIOS 1.10 und der 47-Gruppen-bibliothek berechnet wurden, sind verglichen worden mit dem Standard WWER-440 BE und zeigten zum Beginn des Abbrandes mit 0 MWd/kg maximale Differenzen von  $\pm 3.8\%$  (RMS=0.4%). Der Vergleich der maximalen relativen Stableistungsverteilungen zeigt, dass die peripheren BS des Standard-BE höhere Leistungsdichten im Vergleich mit dem modifiziertem BE ausweisen. Die Ergebnisse zeigen gute Übereinstimmung und bestätigen damit die Korrektheit des entwickelten Modells für das WWER-440 BE mit reduziertem Brennstabdurchmesser.

Differenzen zwischen den für die Reaktivitätsentwicklung wichtigen Nuklidkerndichten  $^{155}\text{Gd}$  und  $^{157}\text{Gd}$ , berechnet mit verschiedenen Programmversionen erreichen ihr Maximum von jeweils über 15 % und 20 % zum Zeitpunkt des Gadoliniumausbrandes in den Brennstäben mit abbrennbarem Absorber. Dies sind akzeptable Ergebnisse des Resultatsvergleichs.



**Abb. 12.7** WWER-440 BE mit Brennstäben mit reduzierten Brennstabdurchmesser



**Abb. 12.8** Abbrandabhängigkeit des Multiplikationsfaktors  $k_{\infty}$  des WWER-440 BE mit reduziertem Stabradius „Slim“ (1) und der Vergleich mit Standard BE (2)

## **Kernabbrandrechnungen für eine modifizierte X2 Kernbeladung: Zyklen 4 bis 8**

Für die rechnerische Analyse von gemischten Kernbeladungen bestand eine wesentliche Einschränkung darin, dass die Spezifikationen für die BE vom Typ TVSW und TVSWR der Firma Westinghouse nicht frei verfügbar sind. Deshalb wurden in dieser Teilaufgabe folgende Modelle für die Analyse von gemischten Kernbeladungen ausgewählt:

Da z. Z. in ukrainischen KKW nur zwei wesentlich unterschiedliche BE-Auslegungen zum Einsatz kommen – BE vom Typ TVSA des russischen Herstellers TVEL sowie BE vom Typ TVSW vom Hersteller Westinghouse – und die präzisen Daten nur für die ersten vier Beladungen des KKW Khmelnytska Block 2 aus dem X2 Benchmark /LOE 09/, /LOE 10/ verfügbar sind, wurde entschieden, Modellrechnungen durchzuführen. Ausgehend von den Unterschieden der verschiedenen BE des Typs TVSA des russischen Herstellers TVEL und des Typs TVSW- bzw. TVSWR des Herstellers Westinghouse wurde als wesentlicher Parameter der unterschiedliche hydraulische Widerstand der BE im DYN3D-Kernmodell variiert und die Auswirkungen auf sicherheitstechnische Kernparameter untersucht. Die vierte Kernbeladung sowie der vierte Zyklus waren dazu entsprechend modifiziert und modelliert worden.

Des Weiteren wurden die wesentlichen BE-Unterschiede durch entsprechende BE-Modelle erfasst und entsprechende Anpassungen im DYN3D-Kernmodell implementiert. Mit diesen Anpassungen wurden Kernabbrandrechnungen für Folgezyklen 5 bis 8 ausgehend vom 4. Zyklus des X2 Benchmarks /LOE 09/, /LOE 10/ durchgeführt und die Ergebnisse mit einzuhaltenden Grenzwerten des sicheren Betriebs überprüft.

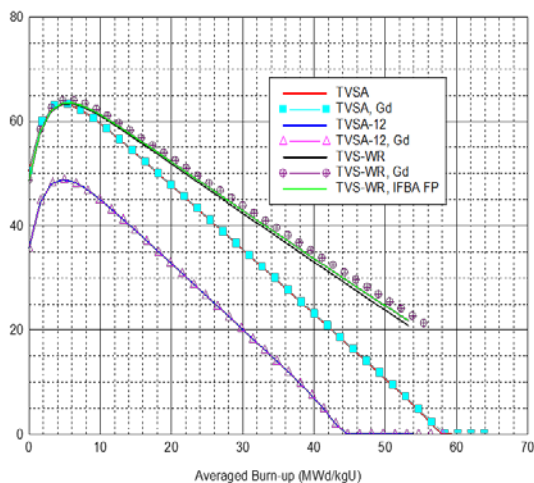
Um das transiente Reaktorkernverhalten der gemischten Beladungen zu untersuchen, wurde eine Unterkühlungstransiente „Unbeabsichtigte Aktivierung einer kalten, bis dahin inaktiven Kühlmittelschleife“ modelliert und der Einfluss auf das DNBR mit Hilfe der gekoppelten Programme ATHLET und DYN3D analysiert.

Die Ergebnisse dieser Rechnungen sind ausführlich in /TUV 20/ dargestellt.

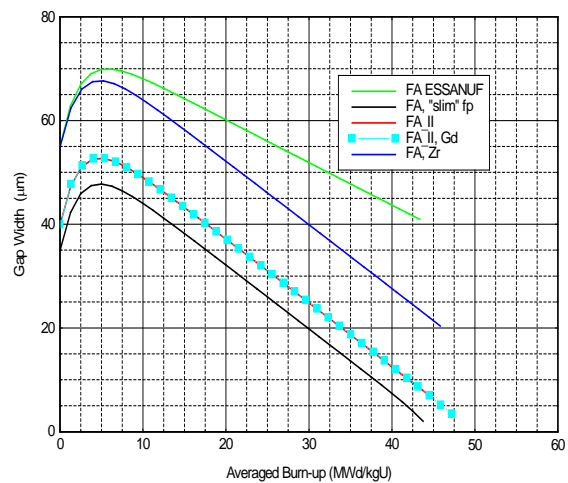


## Bereitstellung der BE-Daten für die Berücksichtigung unterschiedlicher BE-Eigenschaften im Reaktorkernmodell

Für die Modellierung gemischter Reaktorkernbeladungen wurden zuerst Anpassungen implementiert, die es gestatteten, die spezifischen Eigenschaften der neuen oder modifizierten BE angemessen im Reaktormodell zu berücksichtigen. Dafür wurden BE-Rechnungen durchgeführt, die die Daten zur Berücksichtigung solcher Modifikationen im Reaktormodell, wie etwa eine erhöhte Uranmasse im Brennstoff, eine Brennstofftablette ohne Zentralbohrung sowie ein modifiziertes axiales Brennstablayout, bereitstellten. U. a. wurde, z.B., das Verhalten des Gasspalts zwischen Brennstofftablette und Hüllrohrinnenwand mit einer neuen Version des Programms TRANSURANUS /JRC 17/ modelliert und ein entsprechendes Modell für die Implementierung in das Programm DYN3D entwickelt /IER 10/, /IER 18/. Einige TRANSURANUS-Ergebnisse für das Gasspaltverhalten während des Abbrandes verschiedener BE-Typen sind in Abb.15.9 (1) für WWER-1000 (1) und (2) WWER-440 BE aufgeführt. Ausführlicher sind die Untersuchungen zu Gasspaltverhalten und dem entsprechenden DYN3D-Modell in vorangegangenen Berichten /JRC 17/, /IER 10/ und im Abschlussbericht /TUV 20/ beschrieben



(1) WWER-1000



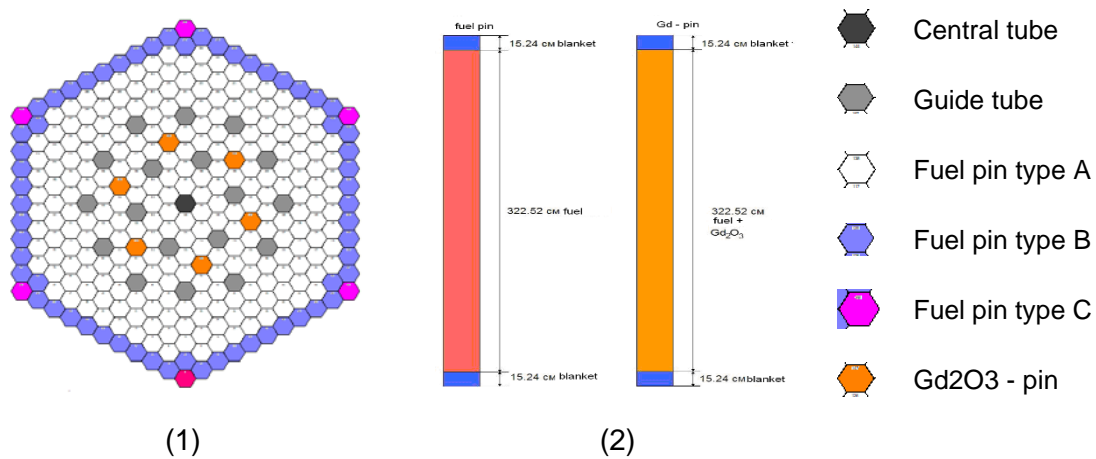
(2) WWER-440

**Abb. 12.9** Veränderung der Gasspaltbreite während des Abbrandes von verschiedenen WWER-1000 (1) und WWER-440 (2) BE, die mit dem Programm TRANSURANUS berechnet wurden

Für die Modellierung einer gemischten Kernbeladung mit BE ähnlich den Westinghouse BE wurde der Reaktorkern des X2 Benchmarks ausgewählt. Zwei BE-Typen wurden für die gemischte Reaktorkernbeladung definiert: FA\_01 (3.48 %) and FA\_02 (3.82 %). Die

Daten für die BE der gemischten Kernbeladung sind Abb. 12.10 dargestellt und Tab. 12.1 aufgelistet.

Um unterschiedliche hydraulische Widerstände der BE durch das Layout der Abstandhalter und der BE-Fuß- und Kopfstücke zu berücksichtigen, waren Modifikationen des 3D Kinetikprogramms DYN3D und des X2 Reaktorkernmodells notwendig. Dies konnte durch Eingabe unterschiedlicher hydraulische Widerstandsbeiwerte der verschiedenen BE-Typen bei Reaktorkernberechnungen mit dem DYN3D zu berücksichtigen, besteht die Möglichkeit im thermohydraulischen Eingabeblock des Programms DYN3D unterschiedliche hydraulische Widerstandsbeiwerte für den BE-Kühlmitteleintritt einzugeben. Diese Möglichkeit wurde für eine erste Abschätzung der Auswirkungen auf sicherheitstechnisch relevante Kernparameter genutzt.



**Abb. 12.10** Radiale (1) und Axiale (2) BE-Konfiguration für die Modellierung von BE mit unterschiedlichem hydraulischen Widerstand

**Tab. 12.1** BE-Anreicherung für die Modellierung einer gemischten Kernbeladung

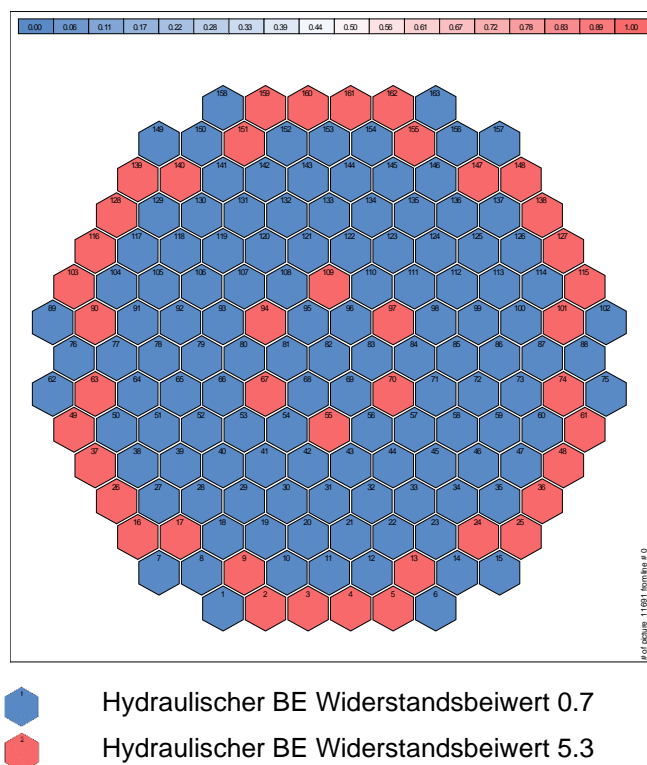
BE-Typ Type	BE-Anreicherung%	Brennstabanreicherung, <sup>235</sup> U %			Gd Stabanreicherung	
		Type A	Type B	Type C	<sup>235</sup> U %	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> %
FA_01	3.48	3.80	3.60	3.30	3.20	3.00
FA_02	3.82	4.20	3.90	3.60	3.30	3.00
blanket	0.714	-	-	-	-	-

### Stationäre Kernabbrandrechnungen mit BE mit erhöhtem hydraulischen Widerstand

Für die rechnerische Abschätzung des Einflusses von unterschiedlichen hydraulischen BE-Widerständen auf sicherheitstechnisch wichtige Kernparameter wurde die 4.

Kernbeladung (4. Zyklus) des X2 Benchmark ausgewählt und die Ergebnisse mit den Ergebnissen der Rechnungen für die tatsächliche Reaktorkernkonfiguration verglichen. Die entsprechende Kernkonfiguration für ein viertel Beladung mit erhöhten hydraulischen Widerstandsbeiwert von 5.3 statt 0.7 ist in Abb. 12.11 für den 4. Zyklus des X2 Benchmarks dargestellt. Die stationäre Reaktorrechnung mit der gewählten Beladung führte für den Zyklusbeginn im Volllastzustand (BOC, HFP) zu folgenden Ergebnissen.

- Der maximale Unterschied in der radialen BE-Leistungsdichteverteilung der Standard-BE, verglichen mit den BE mit erhöhtem hydraulischen Eintrittswiderstand beträgt ca. 1.4 % für das BE an der Position Nr. 48 am Kernrand
- Die maximale Differenz der axialen BE- Leistungsdichteverteilung  $\Delta k_v$  für dieses BE auf der Position Nr. 48 von ca. 3.1 % wird erreicht im oberen Teil des Reaktorkerns (siehe Abb. 12.12 (1))
- Die Unterschiede in der kritischen Borkonzentration im Verlauf des 4. Zyklus sind in Abb. 12.12 (2) zu sehen und betragen ca. 0.023 g/kg.



**Abb. 12.11** Positionen von BE im X2 Benchmark-Reaktorkern mit erhöhten hydraulischen Widerstandsbeiwert für die 4. Beladung

Maximale relative BE-Leistungsdichtewert  $K_v^{\max}$  zu Zyklusbeginn (BOC, HFP) unterscheidet sich von der Beladung mit Standard BE um 1.1 %. In Peripherie BE wird die



Leistungsdichteverteilung für die Kernbeladung mit BE mit erhöhtem Widerstand überwiegend niedriger berechnet im Vergleich mit der Standardbeladung. Im Kerninnern wird die Leistungsdichte überwiegend größer berechnet. Zum Ende des Zyklus ergab der Vergleich der BE-Leistungsdichteverteilungen (Standard-BE, BE mit erhöhtem hydraulischen Widerstand), dass sich die maximale Differenz auf 0.6 % verringert. Je nach Anzahl der unterschiedlichen BE-Typen bei den Kernbeladungen variiert die kritische Borsäurekonzentration zu Zyklusbeginn zwischen 6.6392 g/kg (reine TVSA-Beladung) und 6.8057 g/kg (reine TVS-W-Beladung) sowie die jeweilige Zykluslänge zwischen 280.94 EFPD und 291.10 EFPD.

Für diese Konfiguration des Kernmodells wurden anschließend die folgenden Zyklen 5 bis 8 bei Nachladung von den in Um unterschiedliche hydraulische Widerstände der BE durch das Layout der Abstandshalter und der BE-Fuß- und Kopfstücke zu berücksichtigen, waren Modifikationen des 3D Kinetikprogramms DYN3D und des X2 Reaktorkernmodells notwendig. Dies konnte durch Eingabe unterschiedlicher hydraulische Widerstandsbeiwerte der verschiedenen BE-Typen bei Reaktorkernberechnungen mit dem DYN3D zu berücksichtigen, besteht die Möglichkeit im thermohydraulischen Eingabeblock des Programms DYN3D unterschiedliche hydraulische Widerstandsbeiwerte für den BE-Kühlmitteleintritt einzugeben. Diese Möglichkeit wurde für eine erste Abschätzung der Auswirkungen auf sicherheitstechnisch relevante Kernparameter genutzt.

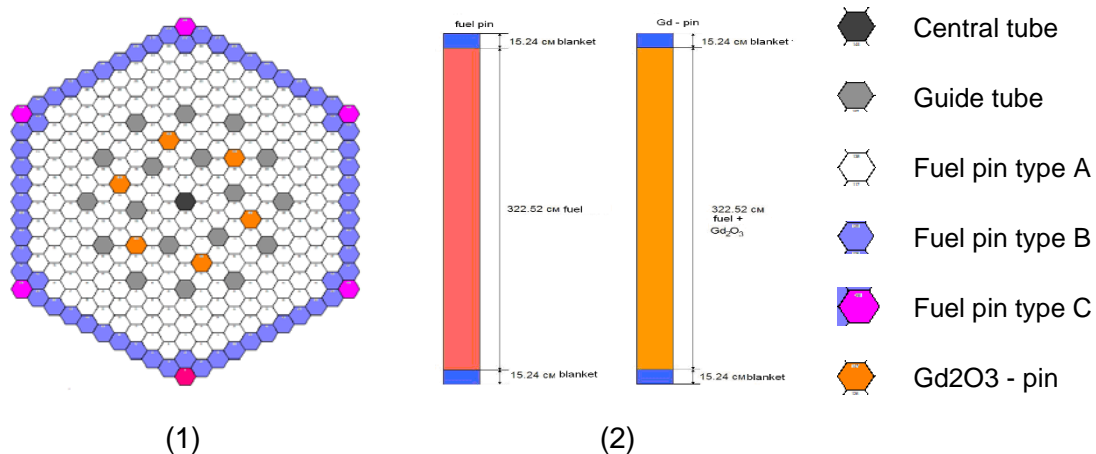
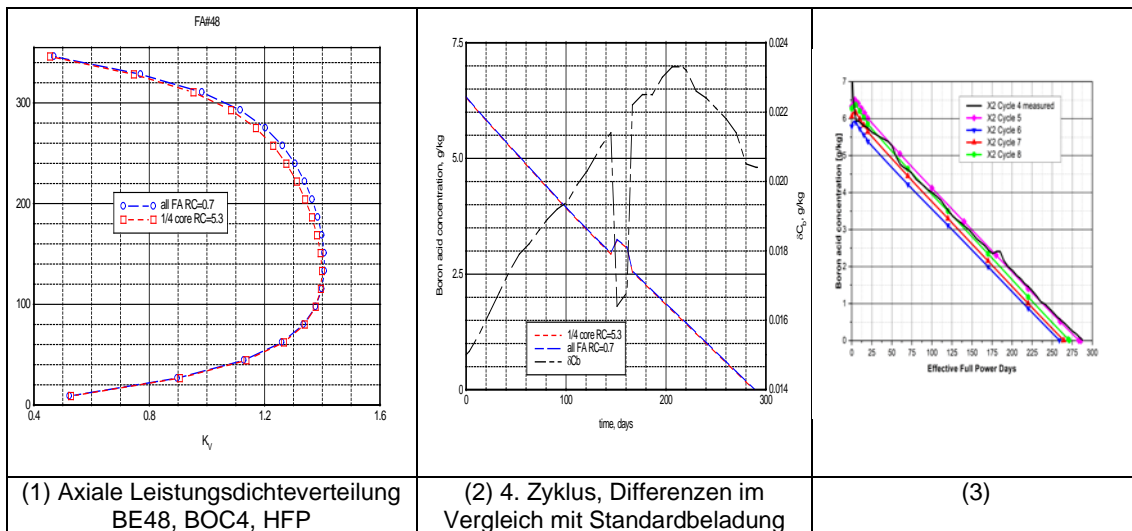


Abb. 12.10 dargestellten BE stationär gerechnet und die Ergebnisse mit den einzuhaltenden Grenzwerten verglichen.

Die stationären Kernabbrandrechnungen sowie die Überprüfung der Grenzwerte für sicherheitstechnische Kernparameter, wie Leistungsdichte, Wirksamkeit der Steuerelement und Reaktivitätskoeffizienten sowie maximal erlaubte BE- und BS-Abbrände, zeigte für alle Zyklen 5 – 8 deren Einhaltung /TUV 20/.



**Abb. 12.12** Axiale Leistungsdichteverteilung  $k_v$  an der Kernposition 48 (1), Änderung der kritischen Borsäurekonzentration im Verlauf des 5. Zyklus (2) sowie der Zyklen 5-8 (3)

### Unterkühlungstransienten mit den gekoppelten Programmen ATHLET und DYN3D

Der signifikante Unterschied zwischen Standard TVSA den TVS-W bzw. TVS-WR BE, welcher das transiente Kernverhalten maßgeblich beeinflussen kann, ist der hydraulische Widerstand, da andere BE-Parameter, wie, z.B. mittlere Anreicherung nicht die festgelegten sicherheitstechnischen Rahmendaten veränderten. Aus diesem Grund wurde die Unterkühlungstransienten „Unbeabsichtigte Aktivierung einer kalten Primärkreisschleife“ unter Ausschluss von manuellen Eingriffen des Reaktoroperators ausgewählt, da diese zu Kernzuständen führen könnte, bei denen Grenzwerte, z.B. für DNBR, erreicht werden könnten. Deshalb wurde der Effekt unterschiedlicher hydraulischer Widerstände der verschiedenen BE-Typen auf den Verlauf einer solcher Transienten zu untersucht. In Anbetracht der speziellen Ereignisbedingungen ist hier der Einsatz der gekoppelten thermohydraulischen System- und 3D Kinetikprogramme ATHLET und DYN3D notwendig. Die 4. Reaktorkernbeladung als Basis und der 4. Zyklus des X2-Benchmarks mit BE mit erhöhtem hydraulischen Widerstand sowie 5 Kernkonfigurationen mit steigendem Anteil der BE mit erhöhtem hydraulischen Widerstand wurden analysiert:

Für die rechnerische Analyse der Auswirkungen von unterschiedlichen hydraulischen Widerstandsbeiwerten der unterschiedlichen BE-Typen in gemischten Kernbeladungen wurde die Transiente „Unbeabsichtigte Aktivierung einer kalten Primärkreisschleife“ unter Ausschluss von manuellen Eingriffen des Reaktoroperators ausgewählt.

Der signifikante Unterschied zwischen Standard TVSA den TVS-W bzw. TVS-WR BE ist der hydraulische Widerstand. Bei der Analyse möglicher Transienten und Störfälle zeigte sich, dass Unterkühlungstransienten, wie z.B. die **Unbeabsichtigte Aktivierung einer kalten Primärkreisschleife**, zu Kernzuständen führen könnte, bei denen Grenzwerte, z.B. für DNBR, erreicht werden könnten. Deshalb wurde der Effekt unterschiedlicher hydraulischer Widerstände der verschiedenen BE-Typen auf den Verlauf einer solcher Transienten untersucht. In Anbetracht der speziellen Ereignisbedingungen ist hier der Einsatz der gekoppelten thermohydraulischen System- und 3D Kinetikprogramme ATHLET und DYN3D notwendig. Für die Analyse werden 5 Kernkonfigurationen betrachtet:

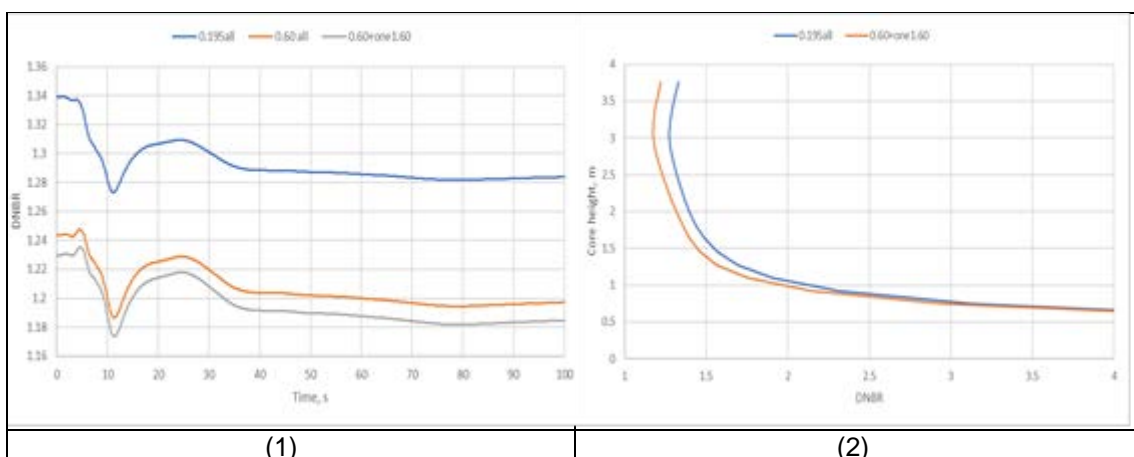
1. Die Kernbeladung besteht aus BE der TVSA Auslegung (Betriebsfall),
2.  $\frac{1}{4}$  des Kerns ist mit BE beladen, die einen erhöhten hydraulischen Widerstandsbeiwert aufweisen;
3.  $\frac{1}{2}$  der Kernbeladung besteht aus BE mit erhöhten hydraulischen Widerstandsbeiwert,
4.  $\frac{3}{4}$  des Reaktorkerns wird mit BE beladen, die einen erhöhten hydraulischen Widerstandsbeiwert aufweisen,
5. Die gesamte Kernbeladung besteht aus BE mit erhöhten hydraulischen Widerstandsbeiwert.

Die berechneten Werte für die stationären Kernzustände der 5 betrachteten Reaktorkernkonfigurationen bei Beginn der Transiente "Unbeabsichtigte Aktivierung einer inaktiven kalten Primärkreisschleife" unterscheiden sich nur unwesentlich, so dass hier der in Tab. 12.2 gezeigte Parametersatz verwendet wurde. Die rechnerische Analyse der Transiente wurde für das Zeitintervall 100 s bis zum Erreichen des stationären Anfangszustands und weiteren 100 s nach dem Aktivieren der bisher inaktiven kalten Primärkreisschleife – dem auslösenden Ereignis der Transiente ohne Berücksichtigung von Aktionen des Reaktoroperators – bis zum stationären Endzustand geführt.

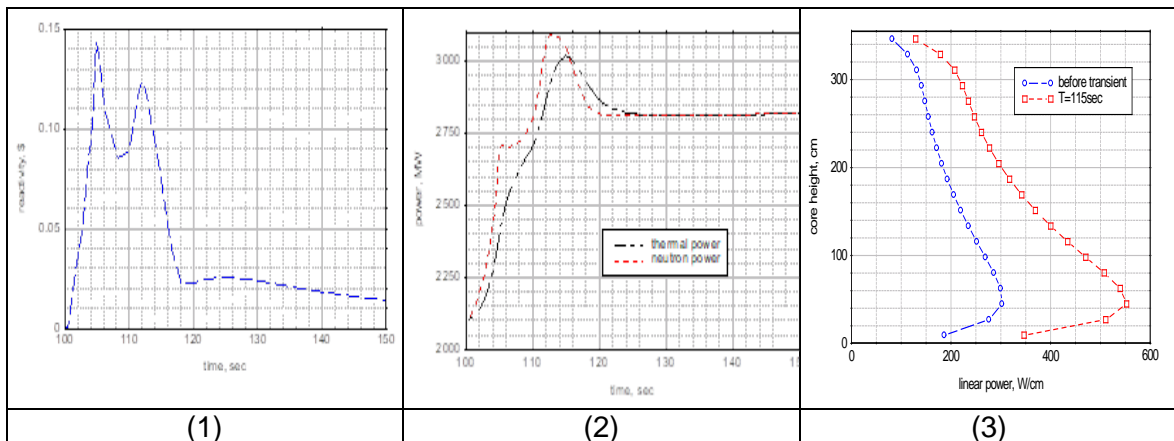
**Tab. 12.2** Parameter des Reaktorkerns im stationären Zustand zu Beginn der Transiente „Aktivierung einer inaktiven kalten Primärkreisschleife“

Parameter	Wert
Reaktorleistung, MW	2104
Mittlere Kühlmitteltemperatur am Kerneintritt, °C	290.7
Kühlmitteldruck, MPa	15.5
Kühlmitteldurchsatz am Kerneintritt, kg/s	11842
Maximaler radiale relative Stableistung, ( $K_r \times K_{eng}$ )	1.72
Position der Arbeitsregelgruppe H10, %	90
Reaktivitätskoeffizient der Kühlmitteltemperatur, $\cdot 10^5 \text{ 1}/(^{\circ}\text{K})$	-64.63
Reaktivitätskoeffizient der Kühlmitteldichte, $\%/(g/cm^3)$	28.48
Reaktivitätskoeffizient der Brennstofftemperatur, $\cdot 10^5 \text{ 1}/(^{\circ}\text{K})$	-3.04

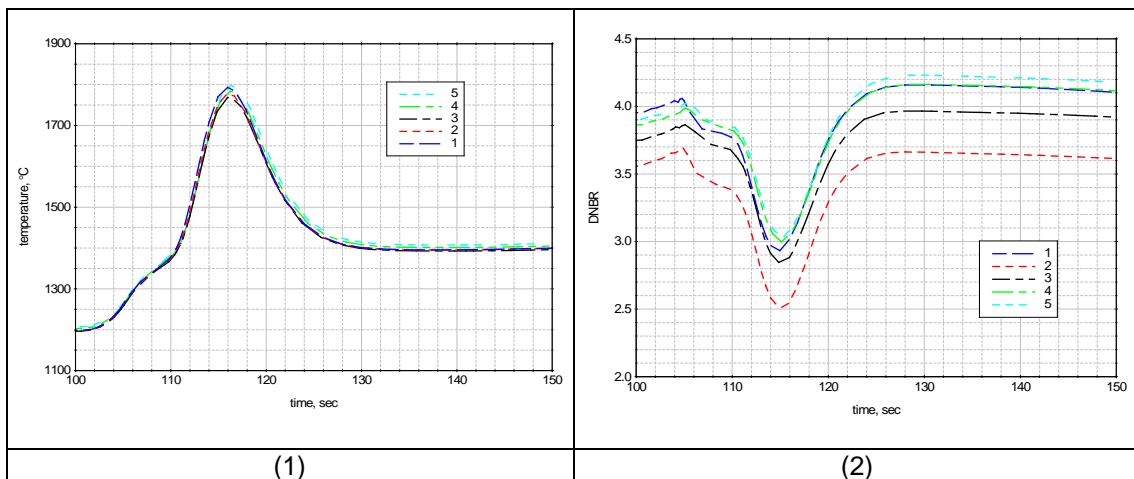
Ergebnisse der Transientenrechnung mit den gekoppelten Programmen ATHLET und DYN3D sind in den Abb. 12.13 bis Abb. 12.15 gezeigt. Die axiale Verteilung des DNBR im Heißkanal zum Zeitpunkt 11.45 s der Transiente ist in Abb. 12.13 (1) zu sehen. Bei der Kurve „0.195all“ handelt es sich um den Verlauf des DNBR für den Fall, das allen Kanälen (BE) der hydraulische Widerstandsbeiwert 0.195 zugeordnet wurde. Für den Fall „0.60all“ ist allen Kanälen der Wert 0.60 und im Fall „0.60+one1.60“ ist daneben einer axialen Schicht der Wert 1.60 zugeordnet worden. Weitere Ergebnisse der Berechnungen sind in Abb. 12.13 (2) bis Abb. 12.15 (2) dargestellt. Wie daraus zu sehen ist, werden im Verlauf der Transiente keine Zustände erreicht, die festgelegte sicherheitstechnische Anforderungen nicht einhalten könnten.



**Abb. 12.13** Minimales DNBR (1) und Axiale Verteilung des DNBR zum Zeitpunkt 11.45 s (2) im Heißkanal im Verlauf der Unterkühlungstransiente „Unbeabsichtigte Aktivierung einer kalten Primärkreisschleife“



**Abb. 12.14** Änderung der Reaktivität (1), der Neutronen- und der thermischen Reaktorleistung (2) sowie Axiale Leistungsdichteverteilung (3) während der Unterkühlungstransiente für Kernbeladung 2



**Abb. 12.15** Brennstofftemperatur (1) und DNB Verhältnis (2) für alle 5 Kernbeladungen für den Heißstab während der Unterkühlungstransiente

### 12.3 Entwicklung eines Modells zur Berechnung der Rekritikalität nach einem schweren Kernschmelzunfall für WWER-Reaktoren (AP 12.2)

Ziel der Arbeiten zu dieser Teilaufgabe AP 12.2 war es Modelle für WWER-Reaktoren zu entwickeln, die die Untersuchung von Brennstoffanordnungen im Hinblick auf Kritikalitätssicherheit nach einem schweren Kernschmelzunfall ermöglichen.

In den deutschen Sicherheitsanforderungen /KKW 15/ ist festgelegt, dass Kernschadenszustände, die mit schweren Brennstoffschäden verbunden sind, zu einem langfristig stabilen und beherrschten (kontrollierbaren) Anlagenzustand gebracht werden müssen. Emission von radioaktiven Stoffen (Brennstoff, Spaltprodukte etc.) in die

Anlagenumgebung muss zuverlässig verhindert werden, was voraussetzt, ein Versagen des Reaktorsicherheitsbehälters (Reaktorgebäude, Containment) zu verhindern. Weil Rekritikalität bei einem schweren Reaktorstörfall zusätzliche Wärmeenergie freisetzt was wiederum die Integrität des RDB und Containments bedrohen könnte, müssen Reaktorkernschadenszustände mit Rekritikalität verhindert werden. Deshalb sind gemäß [8] Störfallsequenzen und Bedingungen sowie Kernzustände zu ermitteln und durch geeignete Maßnahmen auszuschließen, die zu kritischen Brennstoffanordnungen führen können. Es muss durch geeignete Analysen gezeigt werden, dass das Schutzziel „Reaktivitätskontrolle“ durch erforderliche Unterkritikalität des Reaktorkerns bzw. der Brennstoffanordnung von  $k_{eff} < 0.999$  langfristig sichergestellt ist.

Die ukrainischen Sicherheitsanforderungen /NP 08A/ legen fest, dass die Charakteristiken des Kernbrennstoffs, die Auslegung des Reaktorkerns und die Komponenten des Primärkreislauf so ausgelegt sein müssen, dass die Formierung von kritischen Anordnungen bei Auslegungsstörfällen und auslegungsüberschreitenden Störfällen einschließlich schweren Störfällen ausgeschlossen werden kann.

Zur Bearbeitung der Teilaufgabe AP 12.2 wurde deshalb zu Beginn der mögliche (plausible) Ablauf eines schweren Störfalls mit erheblichen Kernschäden (Klasse 4c „Sehr seltene Ereignisse“) betrachtet. Im Rahmen der hier durchzuführenden Arbeiten war es nicht möglich Kernschadensendzustände mit entsprechenden Programmen, wie, z.B. ATHLET-CD, MELCOR, ASTEC etc. zu berechnen. Daher wurden ausgehend von den Kernkonfigurationen und Materialien des Reaktorkerns zu Beginn des Störfalls mögliche Kernschadenszustände definiert und als Ausgangsbedingungen für die Untersuchung der Reaktivität verschiedener Anordnung verwendet.

Schwere Reaktorstörfälle mit Brennstoffschäden umfassen komplexe physikalische, chemische und radiologische Phänomene. Diese spielen in verschiedenen Phasen des Ereignisverlaufs unterschiedlich wichtige Rollen und stellen unterschiedliche Prozesse dar. Diese physikalischen, chemischen und radiologischen Phänomene und die entsprechenden Phasen eines schweren Störfalls werden im Allgemeinen in zwei Gruppen eingeteilt:

1. Eine interne Phase, die die Aufheizung des Reaktors, die Degradierung des Brennstoffs und die Bewegung von Material im RDB bis hin zum Versagen des RDB sowie Freigabe der Schmelze in Räumlichkeiten unter dem RDB umfasst.

2. Eine externe Phase, die thermische und chemische Interaktionen zwischen Reaktorkerntrümmern und Reaktorgebäudestrukturen sowie Containmentreaktionen (einschließlich der Emission von radioaktiven Stoffen) umfasst.

Bei den hier dargelegten Untersuchungen handelt es sich hauptsächlich um die interne Phase des schweren Störfalles. Generell wurde davon ausgegangen, dass 7 Etappen der Kernschmelzsequenz identifiziert werden können, die entsprechend den Materialeigenschaften der BE, BS und Kerneinbauten zu Kernschadenszuständen und -konfigurationen führen, deren Reaktivität im Hinblick auf Kritikalität analysiert werden muss.

### **Entwicklung eines Modells und Durchführung von Testrechnungen zur Berechnung von Rekritikalität nach Kernschmelzunfall**

Im Folgenden wird ein kurzer Überblick zu den Ergebnissen der Analyse gegeben. Die Ergebnisse sind in einem Beitrag zum 28. AER-Symposium /BIL 18/ vorgestellt worden. Alle im Folgenden beschriebenen Rechnungen wurden mit dem Programmsystem SCALE, Version 6.2.3 zusammen mit der 238-Gruppenstandardbibliothek ENDF/B-VII, Release 0 /SCA 18/ durchgeführt.

### **Modell für die Untersuchung möglicher Rekritikalität nach Kernschmelzunfall für WWER-1000**

Im folgenden Abschnitt wird die Möglichkeit der Entstehung einer sich selbst erhaltenden nuklearen Kettenreaktion während des Verlaufs eines schweren Störfalles in Ukrainischen KKW mit WWER-1000 Reaktoren untersucht. Ausgangspunkt für den Störfall initiierende Ereignis ist der Anfang des 3. Zyklus des X2 Reaktorkerns, der mit BE vom Typ TVSA beladen ist. Modelle für die Berechnung der Reaktivität / Kritikalität der Reaktorkerne zu unterschiedlichen Phasen der Entwicklung eines schweren Störfalles im WWER-1000 RDB wurden entwickelt und die Multiplikationseigenschaften der Kernkonfigurationen und des Coriums berechnet. Die Kernbeladung des 3. Zyklus des X2 Benchmarks erwies sich als die reaktivste aller aktuellen Beladungen mit BE vom Typ TVSA von WWER-1000 Reaktoren. Die eingesetzten TVSA-BE-Typen sowie die Abbrandverteilungen und Materialkompositionen entsprechen denen des Zyklus Nr. 3 des X2 Benchmarks /LOE 09/, /LOE 10/. Entsprechend der Kernbeladung wurde der mittlere BE-Abbrand für jeden BE-Typ und die korrespondierenden Kerndichten der Brennstoffisotope  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$  und  $^{241}\text{Pu}$  berechnet. In den ersten drei Berechnungsmodellen wurden die beiden frischen BE-Typen in separaten Modellen beschrieben, um

den abbrennbaren Absorber  $Gd_2O_3$  im Brennstoff einiger Brennstäbe angemessen berücksichtigen zu können.

Der Störfallverlauf im WWER-1000 Reaktor, der zu schweren Kernschadenzuständen führt, wurde in sieben Hauptphasen eingeteilt:

1. Der ursprüngliche intakte Reaktorkern Zeitpunkt der maximalen Kernreaktivität, an dem der Störfall beginnt, der zu einem Anstieg der Temperatur im Kern führt.
2. Beginn der Hüllrohrschäden durch Schwellen.
3. Hüllrohrschmelzen und Abwärtsfließen zum unteren Kernrand.
4. Schmelzen des Materials der Kernttragstrukturen und Kerneinbauten.
5. Homogenisierung des geschmolzenen Materials am Boden des RDB.
6. Strahlenbildung (Stratifikation) des Coriums am Boden des RDB.
7. Versagen des RDB und Ausbreitung des Coriums vom RDB in den Reaktorschacht unter dem RDB

In der rechnerischen Analyse des Reaktivitätsverhaltens während des Störfalls wurden Kompensationsmaßnahmen, wie etwa die Einspeisung von Borsäurelösung in das Kühlmittel untersucht.

In der die Anfangsphase des Störfalls bleibt die BE-Konstruktion und die Kernkonfiguration erhalten. Modell Nr. 1 (siehe Abb. 12.17 und 18 Abb. 12.17) stellt die Kernkonfiguration zu Beginn des Störfalls, die durch nominale Geometrie- und Material-Nennwerten des WWER-1000 Reaktorkerns und der Kerneinbauten charakterisiert ist, dar. Das Modell ist begrenzt durch die äußere RDB-Wand in der Horizontalen und unten durch den RDB-Boden (Abb. 12.17 (1)) und oben durch die den oberen Kernrand (Abb. 12.17 (2)) in der Vertikalen. Randbedingungen sind jeweils Vakuum. Die Brennstofftemperatur sowie die Kühlmitteltemperatur und -dichte entsprechen den Nennbetriebsbedingungen des WWER-1000. D.h., die Brennstofftemperatur wurde mit 1005 K und die Kühlmitteldichte mit  $0.716 \text{ g/cm}^3$  festgelegt. Die Brennstofftemperatur sowie die Kühlmitteltemperatur und -dichte entsprechen den Nennbetriebsbedingungen des WWER-1000. D.h., die Brennstofftemperatur wurde mit 1005 K und die Kühlmitteldichte mit  $0.716 \text{ g/cm}^3$  festgelegt.

Die kritische Borsäurekonzentration für das Modell Nr. 1 mit ausgefahrenen Steuerstäben beträgt  $14 \text{ g/kg}$  für die Kernbeladung mit TVSA BE. Für diesen Kernzustand mit ausgefahrenen Steuerstäben und einer Borkonzentration von  $14 \text{ g/kg}$  erreicht die Multiplikationsfaktor  $k_{\text{eff}}$  einen Wert von  $1.00011 \pm 0.00012$ . Ohne Bor im Kühlmittel ( $C_b=0$



g/kg) beträgt der Multiplikationsfaktor  $1.22008 \pm 0.00011$ . Für den Reaktorkernzustand ohne Borsäure im Kühlmittel und eingefahrenen Steuerstäben ist der Kern unterkritisch mit einem Wert des Multiplikationsfaktors von  $0.93500 \pm 0.00012$ . Tab. 12.3 zeigt die Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen mit dem Programm SCALE für die beschriebenen Konfigurationen.

Im Ergebnis der Berechnungen kann hinsichtlich der Entstehung von Kritikalität gefolgert werden, dass die Brennstoffkonfiguration, wie im Modell Nr. 1 angenommen, sicher ist, wenn Steuerstäbe im Reaktorkern oder eine ausreichend hohe Borsäurekonzentration im Kühlmittel vorhanden sind. Deshalb muss Unterkritikalität durch Steuerstäbe im Reaktorkern oder eine ausreichend hohe Borsäurekonzentration im Kühlmittel sichergestellt werden.

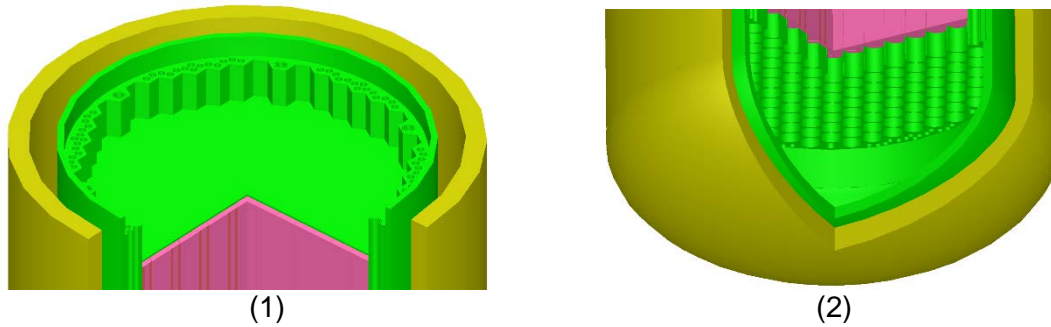
**Tab. 12.3** Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen für Modell Nr. 1

Steuerstäbe (ein/aus)	Wasserdichte (g/cm <sup>3</sup> )	Wassertemperatur (°C)	Borsäurekonzentration C <sub>b</sub> , (g/kg)	Multiplikationsfaktor k <sub>eff</sub>	Kritische Borkonzentration (g/kg)
aus	0.716	305	-	-	14.0
aus	0.716	305	14.0	$1.00011 \pm 0.00010$	-
aus	0.716	305	0	$1.22008 \pm 0.00011$	-
ein	0.716	305	0	$0.93500 \pm 0.00012$	-

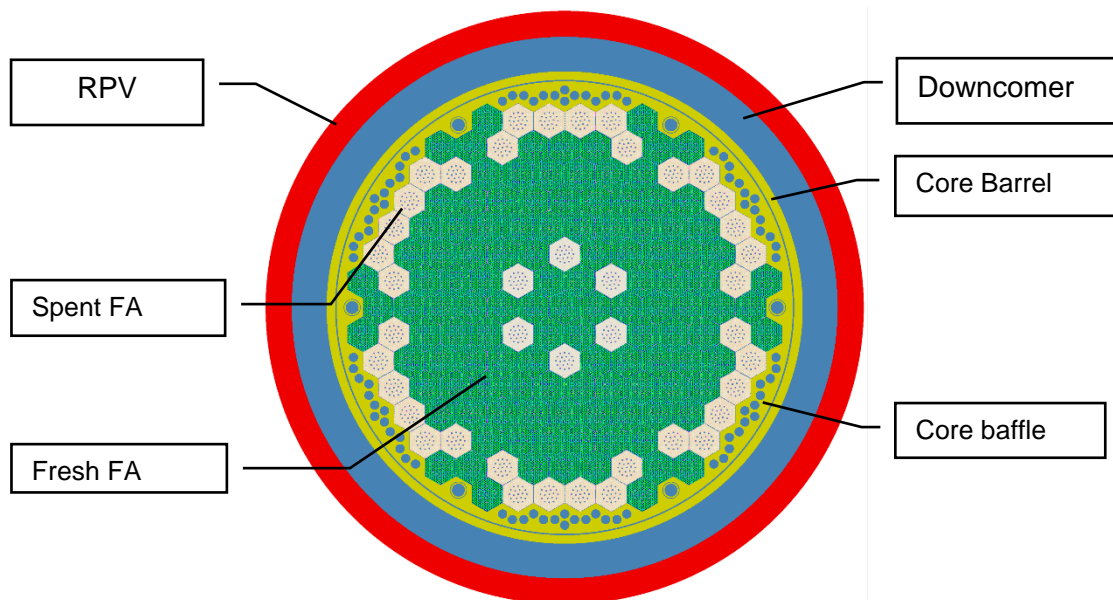
Nach Verlust der Wärmeabfuhr durch Blockade des Kühlmittelflusses und entsprechender Aufheizung und Temperaturanstieg im Reaktorkern beginnen die Brennstäbe zu schmelzen. Mit steigender Brennstofftemperatur (bis zu ca. 1500 K) beginnt die Oxidation und Deformation des Hüllrohrmaterials bevor infolge von Aufblähung zu deren gegenseitigen Kontakt kommt. Deshalb wird als nächste Etappe im Störfallverlauf Modell Nr. 2 (Abb. 12.18 (1)) mit derselben Geometrie wie Modell Nr. 1, jedoch mit größerem Radius der Brennstabhüllrohre betrachtet. Der Hüllrohrinnendurchmesser wurde neuberechnet, um die Querschnittsfläche des Hüllrohrs zu erhalten. Zur Vereinfachung des Modells wurde Oxidation des Hüllrohrmaterials nicht berücksichtigt. Die physikalischen Parameter des Berechnungsmodells sind dieselben wie im Modell Nr. 1.

In der Ukraine wird die Strategie der Primärkreisdruckentlastung angewendet, um die Wasserzufuhr zum Reaktorkern beim schweren Störfall sicher zu stellen. Deshalb wurde zusätzlich ein Kernzustand, der mit Wasser mit einer Dichte von  $0.9584 \text{ g/cm}^3$  und einer Temperatur von  $100^\circ\text{C}$  unter Atmosphärendruck gespeist wird, modelliert.

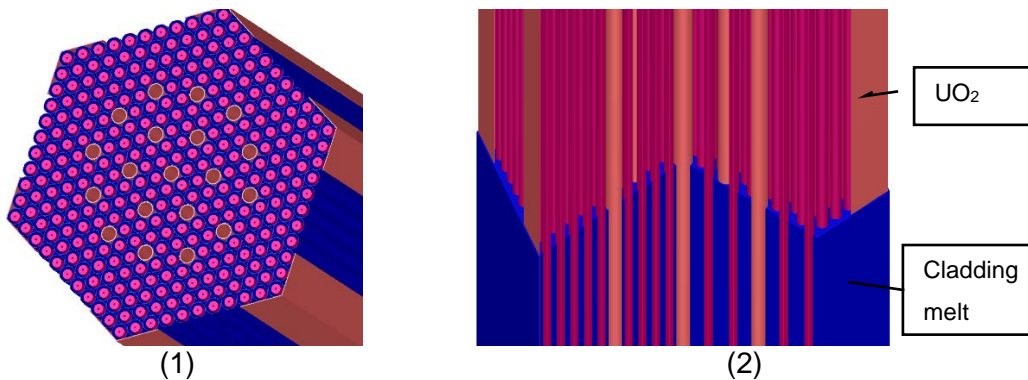
Die Ergebnisse der durchgeführten Kritikalitätsrechnungen mit dem Modell Nr. 2 sind in Tab. 12.4 aufgeführt.



**Abb. 12.16** Oberer Teil (1) und unterer Teil (2) des WWER-1000 Reaktormodells (Vereinfachte Darstellung der BE)



**Abb. 12.17** Querschnitt des Rechenmodells des X2 Reaktorkerns mit unbeschädigten BE zu Beginn des Störfalls



**Abb. 12.18** Querschnitt des BE in Modell Nr. 2 (1) und Abschnitt eines TVS-A BE in Modell Nr. 3 (2)

**Tab. 12.4** Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen für Modell Nr. 2

Steuerstäbe (ein/aus)	Wasserdichte (g/cm <sup>3</sup> )	Wassertemperatur (°C)	Borkonzentration C <sub>b</sub> (g/kg)	Multiplikationsfaktor k <sub>eff</sub>	Kritische Borkonzentration (g/kg)
aus	0.716	305	14	0.856102 ± 0.000092	-
aus	0.9584	100	14	0.910783 ± 0.000095	-
aus	0.9584	100	0	0.98868 ± 0.00010	-
aus <sup>4</sup>	0.716	305	14	0.981583 ± 0.000083	-
aus <sup>4</sup>	0.716	305	0	1.20307 ± 0.00010	-
aus <sup>4</sup>	0.9584	100	14	0.947399 ± 0.000087	-
aus <sup>4</sup>	0.9584	100	0	1.258163 ± 0.000098	-

Ein weiterer Anstieg der Brennstofftemperatur auf 1500-2800 K führt zur Formierung einer Schicht geschmolzenen Hüllrohrmaterials, Materials der Kernstrukturen und -einbauten, Konstruktionskomponenten der BE und Steuerstäbe, welches leicht nach unten zu fließt und dort teilweise gekühlt wird. Für die Modellierung dieses Kernschadenzustandes wird zum Modell Nr. 3 übergegangen. Dieses ist in Abb. 12.18 (2) dargestellt. In dieser Phase und weiter im Verlauf des schweren Störfalls wird angenommen, dass Maßnahmen ergriffen wurden und der Primärkreisdruck auf Atmosphärendruck abgesenkt wurde. Das Modell Nr. 3 besteht aus Trümmern der Brennstäbe mit Schmelze des Materials der BE und Kerneinbauten. Eine Verringerung der UO<sub>2</sub> Menge wegen Wechselwirkung mit dem Zirkonium der Hüllrohre wurde konservativ nicht berücksichtigt. In dieser Phase der Entwicklung des schweren Störfalls sind die Steuerstäbe noch nicht beschädigt. Die für Modell Nr. 3 berechneten Ergebnisse sind in Tab. 12.5 gezeigt.

Im Ergebnis der Berechnungen kann festgestellt werden, dass im Hinblick auf Kritikalitätssicherheit die Kernkonfiguration, die dem Modell Nr. 3 entspricht, unterkritisch ist, wenn ausreichend Borsäure im Kühlmittel vorhanden ist. Die Effektivität der Steuerstäbe allein ist nicht ausreichend, um den beschädigten Reaktorkern in einen sicheren unterkritischen Zustand zu überführen. Die notwendige Unterkritikalität kann nur durch Borsäure im Kühlmittel sichergestellt werden.

---

<sup>4</sup> Ergebnisse zu Kernschadenzuständen mit Hüllrohrschäden.

**Tab. 12.5** Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen für Modell Nr. 3

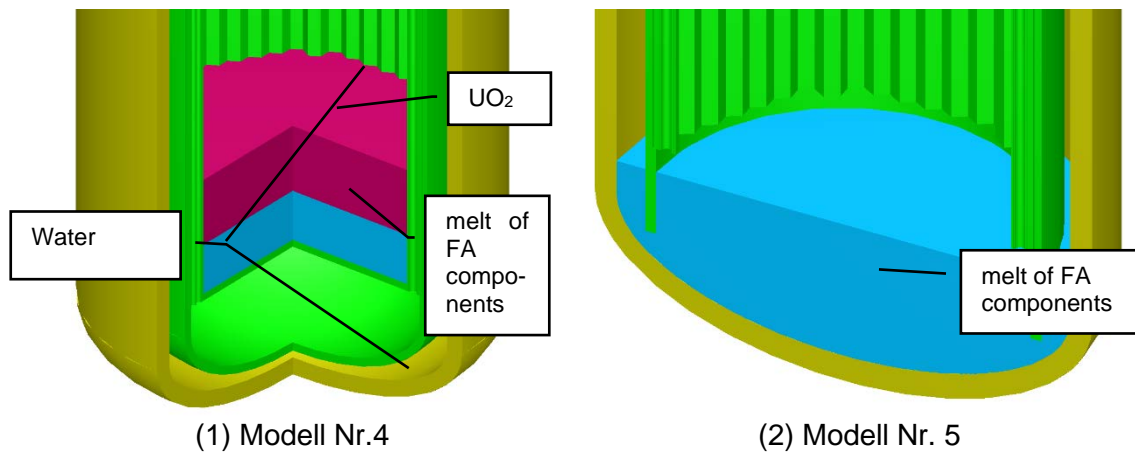
Steuerstäbe (ein/aus)	Wasserdichte (g/cm <sup>3</sup> )	Wassertemperatur (°C)	Borsäurekonzentration C <sub>b</sub> (g/kg)	Multiplikationsfaktor k <sub>eff</sub>	Kritische Borkonzentration (g/kg)
aus	0.9584	100	14	0.922898 ± 0.000080	-
aus	0.9584	100	0	1.28530 ± 0.00010	-
ein	0.9584	100	0	1.05011 ± 0.00010	-
aus	0.9584	100	-	-	9.9
ein	0.9584	100	-	-	1.9

Ein weiterer Temperaturanstieg auf 2800-2900 K führt zum Schmelzen des Brennstoffs UO<sub>2</sub> und dessen Nach-Unten-Fließen zu der Schmelze aus den Materialien der Kernstrukturen und -einbauten. Für die Brennstoffdichte wird deshalb in weiteren Berechnungen ein Wert von 10.96 g/cm<sup>3</sup> angenommen. Diese Kernschadenkonfiguration wird mit dem Modell Nr.4 (siehe Abb. 12.19 (1)) beschrieben. Dieses besteht aus den geschmolzenen Materialien der BE-Strukturkomponenten der WWER-1000 BE (Hüllrohrmaterial, Material der Führungsrohre und des Zentralkanals, BE-Kopf, BE-Fuß, Steuerstäbe) am unteren Reaktorkernrand mit einer Schicht der UO<sub>2</sub>-Brennstoffschmelze von entsprechender Dicke darüber. Die Schichtdicke der geschmolzenen Strukturmaterialien beträgt 71.4 cm und die der UO<sub>2</sub>-Brennstoffschmelze 94.4 cm. Die Wasserschicht über diesen Schichten wurde mit einer Dichte von 0.9584 g/cm<sup>3</sup> und einer Temperatur von 100°C modelliert. Der berechnete Multiplikationsfaktor für diese Konfiguration mit einer Borsäurekonzentration C<sub>b</sub> = 0 g/kg beträgt k<sub>eff</sub> = 0.607833 ± 0.000065.

Dieses Ergebnis zeigt, dass im Hinblick auf Kritikalität solch eine brennstoffhaltiges System entsprechend dem Modell Nr. 4 signifikant unterkritisch und damit sogar im Fall der Einspeisung von unboriertem Wasser sicher ist, da der Multiplikationsfaktor einer solchen Konfiguration wesentlich kleiner Eins ist.

Weitere Wärmefreisetzung in der Schmelze infolge des hinzugekommenen Brennstoffs führt mit der Zeit zu einem wiederholten Aufschmelzen der BE-Materialien, Versagen der unteren Stützgitterplatte und des Stützzylinders sowie des weiteren Abwärtstransport eines Teils der Schmelzen in den RDB-Unterteil. Im weiteren Verlauf des Störfalls kann dies zum Versagen des RDB führen. Das Modell Nr. 5 (siehe Abb. 12.19 (2)), das den beschriebenen Fortschritt des schweren Störfalls berücksichtigt, besteht aus einem homogenen Gemisch von BE-Strukturmaterial, Teilen der Kerneinbauten. Für diese Konfiguration wurde ein Multiplikationsfaktor k<sub>eff</sub> = 0.430169 ± 0.000046 berechnet. Damit ist

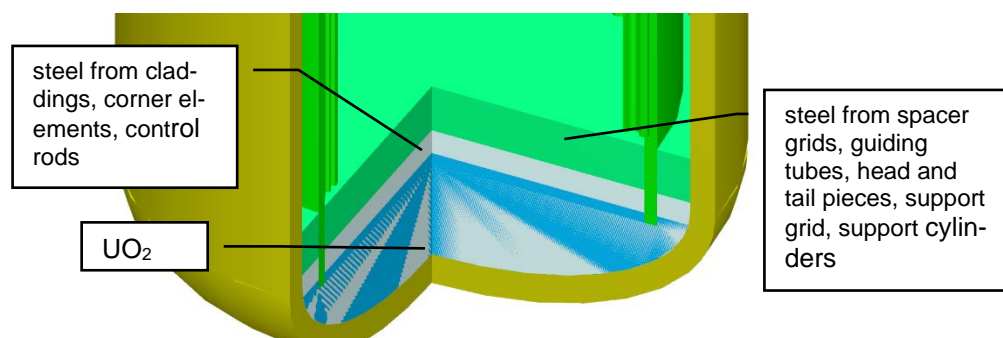
ein brennstoffhaltiges System wie Modell Nr. 5 sogar im Fall der Einspeisung von nicht borisiertem Kühlmittel tief unterkritisch und sicher im Hinblick auf Kritikalitätssicherheit.



**Abb. 12.19** Berechnungsmodell Nr. 4 (1) und Modell Nr. 5 (2)

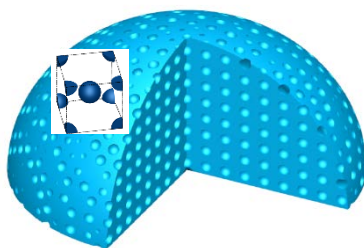
Das System, das durch das Modell Nr. 5 beschrieben wird, bildet mit der Zeit Schichten verschiedener Materialien entsprechend deren Dichten sowie physikalische Formationen, wie Krusten, Keramik, Oxide. So stellt das Modell Nr. 6 (siehe Abb. 12.20) eine Corium dar, das aus drei Schichten am RDB-Boden besteht: oben – leichte Legierungen, Oxide, Materialien der Steuerstäbe mit einer Dicke von 37.7 cm, in der Mitte – Stahl und Oxide des Stützgitters- und Zylindermaterials sowie BE-Komponentenmaterial mit einer Dicke von 19.3 cm und zuunterst Urandioxid am RDB-Boden mit einer Höhe von 87 cm. Wird diese Kernschmelze mit unborisiertem Wasser ( $C_b=0$  g/kg) einer Dichte von  $0.9854$  g/cm<sup>3</sup> und einer Temperatur von  $100^\circ\text{C}$  bedeckt, ergibt die Kritikalitätsrechnung einen Wert für den Multiplikationsfaktor von  $k_{\text{eff}} = 0.592007 \pm 0.000063$ .

Dieses Ergebnis – signifikant kleiner Eins – zeigt, dass die Konfiguration eines brennstoffhaltigen Systems, wie es Modell Nr. 6 darstellt, im Hinblick auf Kritikalitätssicherheit sogar bei Flutung mit unborisiertem Kühlmittel unterkritisch und damit sicher ist.

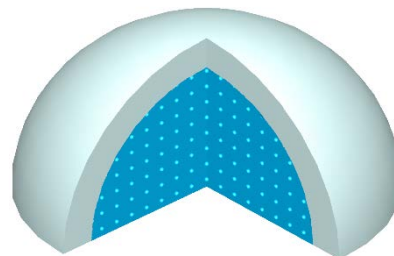


**Abb. 12.20** Konfiguration des Modells Nr. 6

Der Grenzfall im Hinblick auf Kritikalitätssicherheit ist das Versagen des RDB-Bodens /Unterteils und die Formierung eines halbkugligen Coriums – Modell Nr. 7 - auf dem Boden des Reaktorschachtes, um die minimale Neutronenleckage zu erfassen. Mögliche Neutronenmoderation wurde modelliert mit Hilfe von sphärischen Hohlräumen /(Blasen) im Brennstoff, die mit Wasser gefüllt sind. Die halbkugelige Konfiguration des brennstoffhaltigen Systems wurde modelliert mit Hilfe von 20x20 cm Rechenzellen in Würfelform, in deren Ecken und im Zentrum Hohlräume modelliert wurden. Zur Untersuchung verschiedener Neutronenmoderationsbedingungen wurden Kritikalitätsrechnungen mit unterschiedlichen Radien der Hohlräume mit entsprechenden Änderungen des Gesamtradius der Halbkugel unter Beibehaltung des Volumens des brennstoffhaltigen Materials durchgeführt. Anfänglich wurde nur die Brennstoffschmelze untersucht (Abb. 12.21 (1)), welche im Folgenden von einer Schmelze aus Stahl und Absorbermaterial (siehe Modell Nr. 6) bedeckt wurde, wie in Abb. 12.21 (2) dargestellt. Das unborierte Wasser ( $C_b=0$  g/kg) in den Hohlräumen und außerhalb der Brennstoffmasse hat eine Dichte von  $0.9584$  g/cm<sup>3</sup> und eine Temperatur von  $100^\circ\text{C}$ . Der maximale Wert des Multiplikationsfaktors für solch eine halbkugelige Konfiguration von Brennstoff  $\text{UO}_2$  (Abb. 12.21(1)) beträgt  $k_{\text{eff}}=0.90255 \pm 0.00028$ . Der maximale Multiplikationsfaktor der halbkugeligen Brennstoffkonfiguration mit einer Metallschicht (Abb. 12.21(2)) wurde mit  $k_{\text{eff}}=0.92184 \pm 0.00024$  berechnet.



(1) 6.10



(2) 6.11

**Abb. 12.21** Modell Nr. 7 – Hohlraumzellen in der  $\text{UO}_2$  Schmelze (1) und das  $\text{UO}_2$  bedeckt von einer Metallschicht (2)

Die resultierende Unterkritikalität lässt sich vollständig auf das Vorhandensein des Neutronenabsorbers Gadolinium im Brennstoff zurückführen. Um dies zu bestätigen, wurden die Kritikalitätsrechnungen ohne Berücksichtigung von Gadolinium wiederholt. Die Ergebnisse sind in Abb. 12.22 zusammengefasst. Der maximale Wert des Multiplikationsfaktors im System mit Gadolinium wird erreicht bei einer volumetrischen Porosität von  $\approx 29\%$ . Ab einem bestimmten Wasseranteil im System ohne Gadolinium übersteigt der Multiplikationsfaktor den kritischen Wert von Eins. Dieser erreicht seinen maximalen

Wert bei einer volumetrischen Porosität von  $\approx 44\%$  im System mit Gadolinium und beträgt  $k_{\text{eff}}=1.09038 \pm 0.00031$ .

Im Ergebnis der rechnerischen Analysen kann konstatiert werden, dass hinsichtlich der Kritikalitätssicherheit die Reaktivität eines brennstoffhaltigen Systems wie Modell Nr. 7 vollständig von der ursprünglichen Kernbeladung und dem Anteil des Neutronenabsorbers Gadolinium im Brennstoff abhängt. Dieses trifft ebenso auf die Kritikalitätssicherheit – die Reaktivität – der Modelle Nr. 4 und Nr. 5 zu im Falle von porösen Strukturen in der Kernschmelze.

Die Ergebnisse der durchgeführten Untersuchungen lassen die Schlussfolgerung zu, dass als wesentliche Maßnahme zur Begrenzung der Folgen eines schweren Störfalls mit Reaktorkernschäden bis zur Schmelze für die Notkühlung des beschädigten Reaktorkerns und der brennstoffhaltige Konfiguration ausreichend boriertes Kühlmittel vorzusehen ist. Für den Fall das keine Borsäure zur Verfügung steht oder die vorhandene Borsäure verbraucht ist, besteht auch die Möglichkeit, den Reaktor und/oder den Reaktorschacht mit unboriertem oder schwachboriertem Wasser zu fluten. Solch eine Maßnahme kann zur Absenkung der Temperatur des brennstoffhaltigen Systems beitragen, kann aber gleichzeitig zu Kritikalität der Konfiguration führen, wie in /RHW 14/ angemerkt wird.

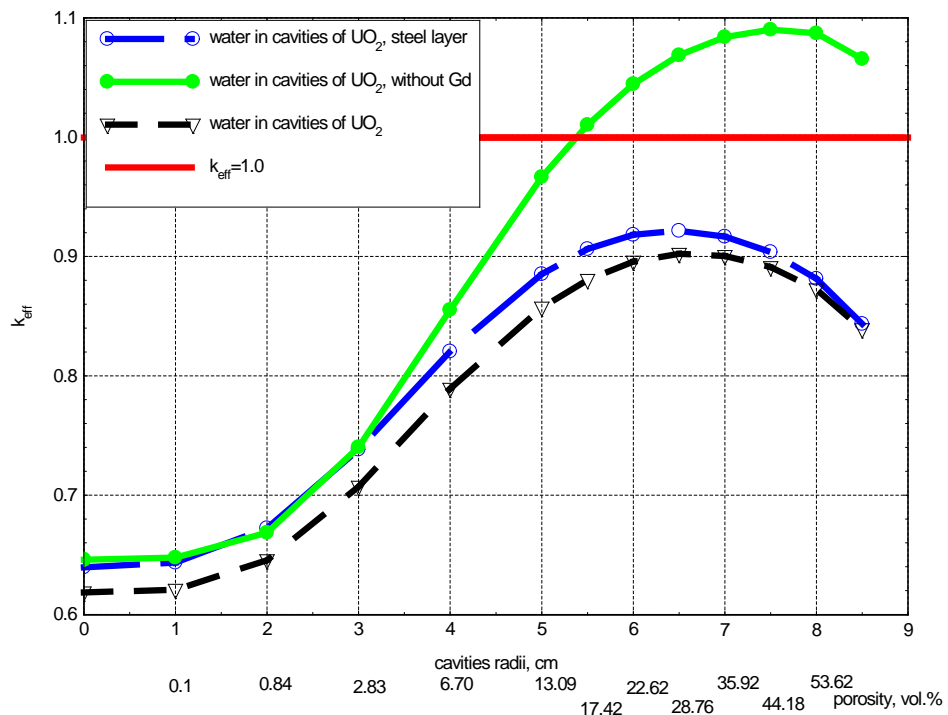


Abb. 12.22 Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen mit dem Modell Nr. 7

Hier wurden mögliche Brennstoffkonfigurationen (Kernschadenzustände) modelliert, die im Verlauf eines schweren Störfalls mit Reaktoren des Typs WWER-1000 entstehen können, sowie die benötigte Borsäurekonzentration abgeschätzt, die notwendig ist, um den beschädigten Reaktorkern oder das Corium in einen sicheren Zustand zu überführen und zu halten. Die hier dargestellten rechnerischen Analysen ergaben, dass kritische Konfigurationen entstehen können, wenn die Brennstäbe ihre Geometrie zu Beginn des schweren Störfalls erhalten (siehe die Modelle Nr. 1-3). Zusätzlich, können im Modell Nr.2 kritische Zustände sich entwickeln, wenn Brennstäbe Ihre Integrität verlieren und der Reaktorkern mit unboriertem Kühlmittel geflutet wird.

Im weiteren Verlauf des Störfalls befinden sich die entstehende Schmelze aus Brennstoff und Strukturmaterial der BE-Komponenten und Kerneinbauten in unterkritischem Zustand (siehe die Modelle Nr. 4-6), solange kein Wasser in Poren und Hohlräume des Systems eindringen kann. Falls Wasser in Hohlräume des brennstoffhaltigen Systems eindringen kann (Modell Nr. 7), so hängt der Wert des Multiplikationsfaktors (die Reaktivität) dieser Konfiguration vollständig von der Zusammensetzung der ursprünglichen Reaktorkernbeladung, d.h. dem Anteil des Neutronenabsorbers Gadolinium im Brennstoff, ab. Im Falle der dritten Kernbeladung des X2 Reaktors des X2 Benchmarks ist solch ein System unterkritisch und damit sicher im Hinblick auf Kritikalitätssicherheit.

### **Modell für die Untersuchung möglicher Rekritikalität im Verlauf und nach Kernschmelzunfall für WWER-440**

In der Ukraine werden zwei Blöcke mit WWER-440 Reaktoren betrieben: KKW Rivne, Block 1 und 2. KKW Rivne, Block 1 ist mit 313 Brennelementen und 36 Abschirmkassetten an der Kernperipherie beladen, um die Neutronenfluenz auf die RDB-Wand zu verringern. Die Reaktorbeladung des KKW Rivne, Block 2 umfasst 312 Brennelemente und 37 Brennstoffunterteile der Steuerelemente. Der obere Teil der Steuerelemente wird von einem hexagonalen Mantel aus Borstahl als Neutronenabsorber (2 % B, 20 % Chrom, 16 % Nickel) gebildet. Der untere Kassettenteil, der sogenannte Brennstoffteil, besteht aus Brennstäben, ähnlich den übrigen Brennelementen. Im Normalbetrieb befinden sich die meisten Absorberoberteile der Steuerelemente in oberer Endlage über dem Reaktorkern und deren Brennstoffunterteil im Reaktorkern. Während einer RESA fallen die Steuerelemente nach unten und damit bewegt sich der Absorberteil in den Kern von oben und den Brennstoffteil aus dem Kern nach unten.

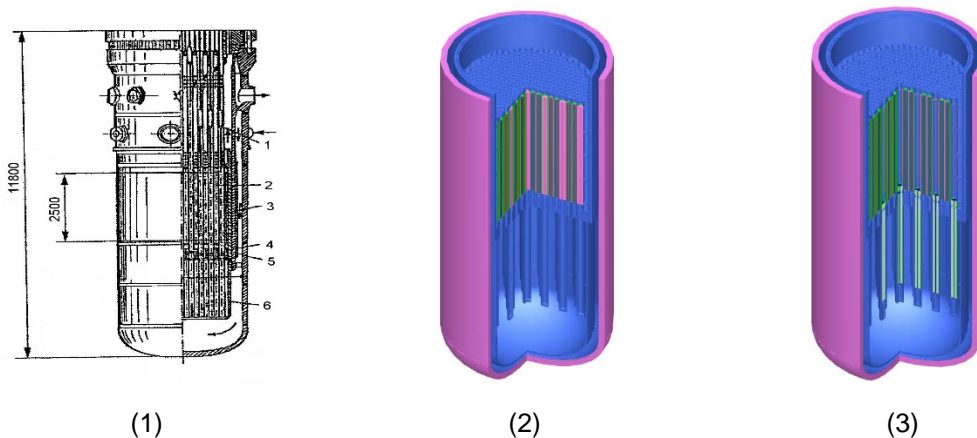
Im unteren Teil des WWER-440 RDB befindet sich ein großes Volumen mit Führungsrohren zur Aufnahme der Brennstoffteile der Steuerelemente. Die Enden dieser



Führungsrohre sind an einer zusätzlichen Bodenplatte befestigt. Mit diesem Volumen im unteren Plenum des Reaktors steht eine Kühlmittelreserve zur Nachwärmeabfuhr zur Verfügung. Eine detaillierte Beschreibung der Kerneinbauten und deren Materialien findet sich im Abschlussbericht und den zugehörigen Anlagen /TUV 20/.

Für die Analyse wurde als Anfangskernbeladung der 35. Zyklus des ersten Blockes des KKW Rivne ausgewählt. Diese besteht aus Brennelementen der 2. Generation mit einer mittleren Anreicherung von 4.25 % sowie Brennstoff der Steuerelementunterteile mit einer Anreicherung von 4.38 %. Damit ist diese Beladung eine der reaktivsten der aktuellen WWER-440 Kernbeladungen (siehe /TUV 20/). Der mittlere Kernabbrand beträgt 24.9 MWd/kgU. Der mittlere Abbrand der BE mit mehreren Einsatzzyklen beträgt 30.71 MWd/kg. Für diese wurde der korrespondierende Nuklidgehalt für die relevanten Isotope  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  and  $^{242}\text{Pu}$  ermittelt. Für die ersten drei Rechenmodelle wurde separat deren abbrennbarer Absorber Gadolinium sowohl für die frischen BE als auch die frischen Brennstoffunterteile der Steuerelemente berücksichtigt.

Die Mehrzahl der Rechnungen betraf die Modellierung der brennstoffhaltigen Systeme, die sich im RDB vor dessen Versagen im Verlauf eines schweren Störfalls bilden könnten. Die Analyse der möglichen Konsequenzen aus der Formierung solcher Systeme hinsichtlich der Kritikalitätssicherheit wurde durch die Berücksichtigung von diskreten Konfigurationen mit Hilfe von sieben Modellen durchgeführt. Der Verlauf des schweren Störfalls stellt tatsächlich einen kontinuierlichen Prozess von Modell Nr. 1 zu Modell Nr. 7 über die Etappen der Modelle Nr. 2 – 6 dar. Die meiste Zeit beim Fortschreiten des schweren Störfalls werden Systeme in Zwischenzuständen im RDB gebildet. Das letzte Modell Nr. 8 korrespondiert mit einem System eines Kernschadenzustandes, das sich sowohl innerhalb des RDB als auch nach dem RDB-Versagen und der Freisetzung einer bedeutenden Menge an Corium außerhalb und unterhalb des RDB im Reaktorschacht bilden können.



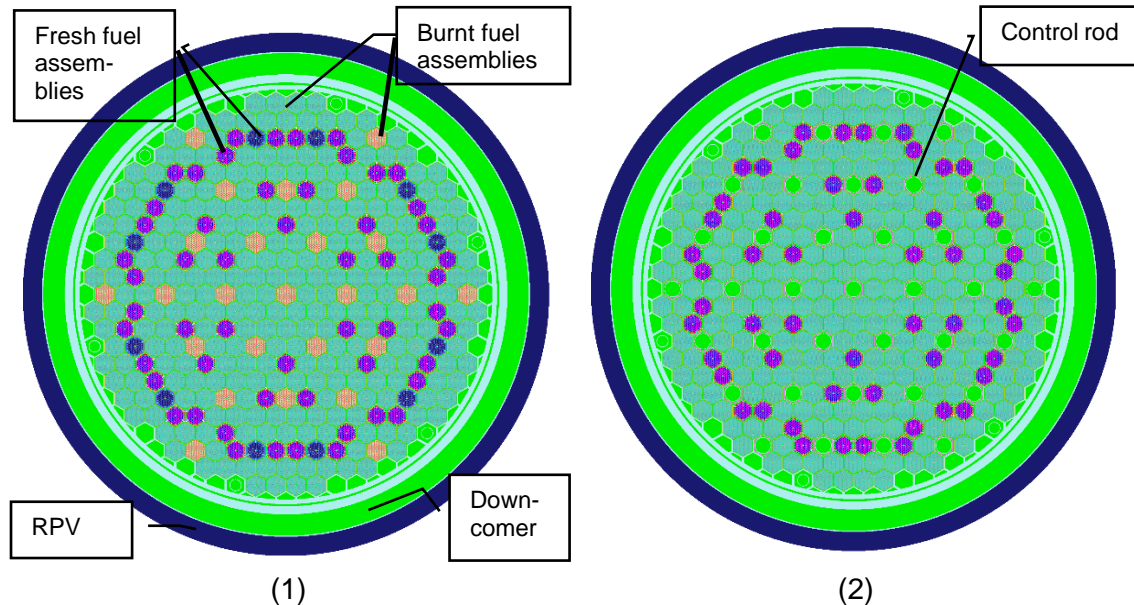
1 – PTU; 2 – CA; 3 – core shroud; 4 – core barrel; 5 – thermal shield; 6 – barrel bottom head.

**Abb. 12.23** WWER-440 RDB (1) und Modell Nr. 1 mit ausgefahrenen (2) und eingefahrenen SE (3)

Zu Beginn des Störfalles bleibt die BE-Geometrie und Konfiguration bleibt erhalten, was mit dem Modell Nr. 1 (Abb. 12.23 bis Abb. 12.24) simuliert wird, bei dem die Konfiguration durch nominelle Geometrie und Materialparameter des Reaktorkerns und der Kerneinbauten charakterisiert ist. Infolge des Verlustes an Kühlmittel und Wärmeabfuhr vom Brennstoff beginnt dann das Schmelzen von Strukturkomponenten und Kerneinbauten aufgrund der niedrigeren Schmelzpunkte im Vergleich zum Schmelzpunkt des Brennstoffs  $\text{UO}_2$ . Die Brennstoff- und Kühlmitteltemperaturen korrespondieren mit den WWER-440 Betriebsparametern, d.h. mittlere Primärkühlmitteltemperatur von 553 K, Kühlmitteldichte  $0.759 \text{ g/cm}^3$  und Brennstofftemperatur von 1000 K. Die kritische Borsäurekonzentration für diesen Kernzustand beträgt  $C_b=13.1 \text{ g/kg}$ .

Mit steigender Brennstofftemperatur (bis zu ca. 1500 K) beginnt das Hüllrohrmaterial zu oxidieren und sich zu deformieren bevor es zu Kontakt zwischen den Brennstäben kommt. Deshalb ist das Modell Nr. 2 ähnlich dem Modell Nr. 1 mit vergrößerten Durchmessern der Hüllrohre (siehe Abb. 12.25 (1)). Der Innendurchmesser wurde so bestimmt, dass die Querschnittsfläche des Hüllrohres erhalten bleibt. Zu diesem Zeitpunkt werden die Steuerelemente in den Reaktorkern eingefahren. Zur Vereinfachung des Rechenmodells wurde die Oxidation des Hüllrohrmaterials nicht berücksichtigt. Die physikalischen Charakteristiken der Elemente des Berechnungsmodells sind dieselben wie im Falle des Modells Nr. 1. In der Ukraine wird bei schweren Störfällen die Strategie der Druckentlastung angewendet, d.h. der Primärkreisdruck wird verringert, um die Kühlmittleinspeisung während des schweren Störfalles sicher zu stellen. Deshalb werden die Rechnungen nach dem Fluten des Reaktorkerns mit einer Wasserdichte

von  $0.9584 \text{ g/cm}^3$  und einer Kühlmitteltemperatur von  $100^\circ\text{C}$  sowie mit Atmosphärendruck durchgeführt.

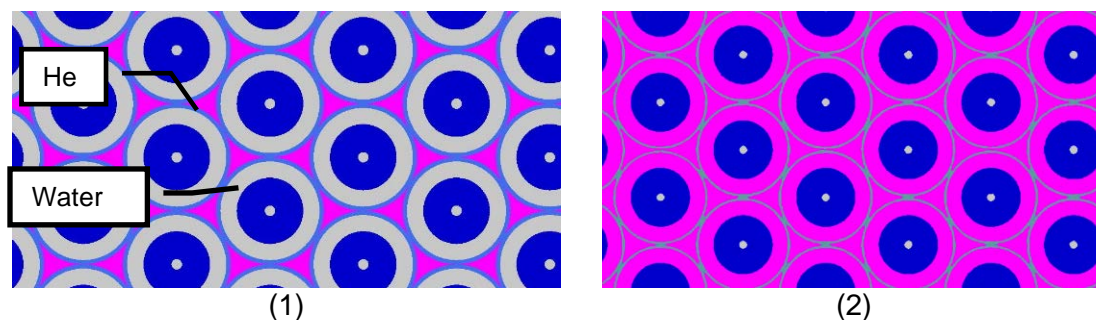


**Abb. 12.24** Horizontaler Querschnitt des WWER-440 Rechenmodells Nr. 1 mit ausgefahrenen Steuerelementen (1) und eingefahrenen Steuerelementen (2) im Bereich des Reaktorkerns

Weil im Stör- und Notfall die Steuerelemente in den Kern eingefahren und damit die unteren Brennstoffteile der Steuerelemente aus dem Kern ausgefahren werden, berücksichtigt das Modell nur die Deformation von Hüllrohren der permanent sich im Reaktorkern befindenden BE.

Für das System der Konfiguration mit vergrößerten Durchmessern der intakten Hüllrohre (Abb. 12.25 (1)) sowie Kühlmittel mit einer Dichte von  $0.9594 \text{ g/cm}^3$  sowie einer Temperatur von  $100^\circ\text{C}$  und einer Borsäurekonzentration  $C_b=0 \text{ g/kg}$  wurde ein Multiplikationsfaktor von  $k_{\text{eff}}= 0.83046 \pm 0.00010$  berechnet. Der berechnete Multiplikationsfaktor der Konfiguration aus defekten Hüllrohren (Abb. 12.25 (2)) mit denselben Kühlmittelparametern und einer Borsäurekonzentration  $C_b=13.1 \text{ g/kg}$  beträgt  $k_{\text{eff}}= 0.902462 \pm 0.000088$ . Enthält das Kühlmittel keine Borsäure  $C_b=0 \text{ g/kg}$  so wird der Multiplikationsfaktor mit  $k_{\text{eff}}= 1.12288 \pm 0.00012$  größer Eins. Das System ist somit überkritisch.

Im Hinblick auf Kritikalität ist das brennstoffhaltige System mit intakten Hüllrohren und vergrößerten Hüllrohrdurchmessern und **boriertem** Kühlmittel entsprechend dem Modell Nr. 2 sicher.



**Abb. 12.25** WWER-440 Rechenmodell Nr. 2 mit aufgeblähten Hüllrohren (1) und defekten Hüllrohren (2)

**Tab. 12.6** Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen für das WWER-440 Modell Nr. 2

Steuerstäbe (ein/aus)	Wasserdichte (g/cm <sup>3</sup> )	Wassertemperatur (°C)	Borkonzentration C <sub>b</sub> (g/kg)	Multiplikationsfaktor k <sub>eff</sub>	Hüllrohre intakt <sup>5</sup> / defekt <sup>6</sup>
aus	0.9584	100	0	0.83046 ± 0.00010	Intakt
aus	0.9584	100	13.1	0.902462 ± 0.000088	defekt
aus	0.9584	100	0	1.12288 ± 0.00012	defekt

Weiterer Anstieg der Brennstofftemperatur (1500-2400 K) führt zur Formierung einer Schmelzschicht aus Hüllrohrmaterial, das langsam nach unten zu den BE-Fußstücken und dem Stützgitter fließt. Dort wird das Material teilweise gekühlt. Ab einer Temperatur von 1500 K (ca. 1200°C) setzte Zirkon-Wasserdampf-Reaktion ein, die zusätzliche Wärmeenergie in das System bringt. Mit weiter steigender Temperatur erhöht sich die Reaktionsrate rapide. Übersteigt die Temperatur 1850 K (ca. 1580°C) setzt schnell autokatalytische Oxidation (ZrO<sub>2</sub> Phasentransformation) ein. Steigt die Temperatur im Reaktorkern weiter, kann lokales Schmelzen des Hüllrohrmaterials beginnen, was zur Formierung von „Tropfen“ geschmolzenen Hüllrohrmaterials führt. Bewegen sich diese in den unteren Teil des Reaktorkerns und der BE, führt dies durch Erstarren der Schmelze zur Blockade des Kühlmitteldurchflusses. Der Kassettenmantel der WWER-440 BE verhindert das Querströmen des Kühlmittels oder in diesem Fall des Wasserdampfes zwischen den BE. Deshalb kann eine Blockade innerhalb des BE nicht nur in Verringerung des Durchsatzes, sondern auch zu einem intensiven Aufheizen des oberen Teils des Brennstabbandels, das nicht mehr gekühlt werden kann, resultieren.

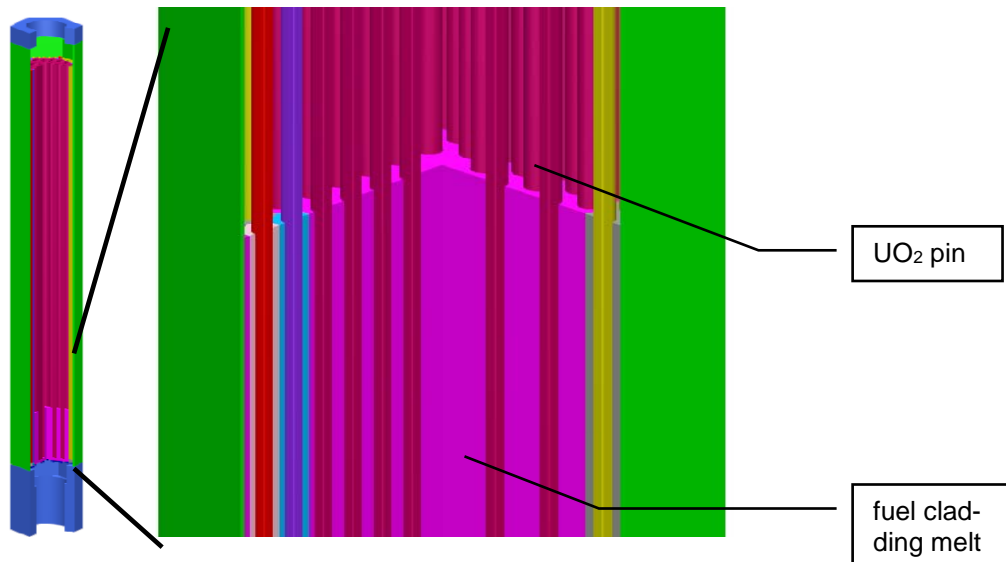
<sup>5</sup> Siehe Abb. 12.25 (1)

<sup>6</sup> Siehe Abb. 12.25 (2)

Diese Phase wird durch den Übergang zum Modell Nr. 3 simuliert. In dieser Phase des Störfalls wird angenommen das der Kassettenmantel des BE noch nicht geschmolzen ist. Das in Abb. 12.26 gezeigte Modell Nr. 3 stellt eine Konfiguration aus geschmolzenem Hüllrohrmaterial und Führungsrohren im Reaktorkern dar. Die Reduzierung der  $\text{UO}_2$  Brennstoffmenge infolge der Wechselwirkung mit dem Zirkonium der Hüllrohre wird zur Vereinfachung des Modells nicht berücksichtigt. Die Kritikalitätsrechnung mit dem Programmpaket SCALE ergab für dieses System mit einer Wasserdichte von  $0.9584 \text{ g/cm}^3$  und einer Temperatur von  $100^\circ\text{C}$  bei boriiertem Kühlmittel  $C_b=13.1 \text{ g/kg}$  einen Multiplikationsfaktor  $k_{\text{eff}}= 0.897245 \pm 0.000089$ . Bei unboriiertem Wasser beträgt der Multiplikationsfaktor  $k_{\text{eff}}= 1.16908 \pm 0.00010$ .

Die Hochtemperatur-Wechselwirkung zwischen Wasserdampf und Hüllrohrmaterial führt zu Oxidation und Generierung von Wasserstoff. Daneben erzeugt die exothermische chemische Reaktion eine Wärmemenge, die mit der der Nachzerfallsleistung vergleichbar ist. Etwas von dem produzierten Wasserstoff wird von der Zirkoniumlegierung absorbiert. Das Vorhandensein des Kassettenmantels aus  $\text{Zr}+2.5\%\text{Nb}$  Legierung in den WWER-440 BE erzeugt zusätzliche Fläche, welche an den Oxidationsreaktionen und der Generation von Wasserstoff beteiligt ist.

Die frühe Phase der Reaktorkernschädigung wird initiiert als Resultat von eutektischen Reaktionen des Reaktorkernmaterials bei Temperaturen, die unterhalb der Schmelzpunkte von Brennstoff und Hüllrohrmaterial sind. Diese Niedrigtemperatur-Wechselwirkung generiert eine metallische Schmelze, die in der Lage ist, andere Strukturen und Einbauten des Reaktorkerns chemisch zu lösen. Die  $\text{UO}_2$ -Brennstofftabletten können verflüssigt werden durch Lösung in der geschmolzenen  $\text{Zr}+1\%\text{Nb}$  Legierung des Hüllrohrmaterials oder durch Wechselwirkung zwischen  $\text{UO}_2$  Brennstoff und  $\text{ZrO}_2$  unterhalb deren Schmelzpunkten.



**Abb. 12.26** Rechenmodell Nr. 3 des WWER-440 BE

In einem WWER-440 kann das Schmelzen des Borstahlteils der Steuerelemente sowie von Kerneinbauten der nächste Schritt in der Reaktorkernschädigung sein. Wenn der Störfall nicht eingegrenzt wird, wird sich das geschmolzene Material der in die untere Region des Reaktorkerns verlagern. Im Falle des WWER-440 sind zwei verschiedene Verlagerungswege in das untere Plenum unterscheidbar: Erstens durch die BE-Kassetten des Kerns und die untere Kernplatte, der andere durch die Steuerelemente. Die SE-Führungsrohre und die Führungsrohrplatte am unteren Kernrand bilden eine zusätzliche Barriere und verzögern die Verlagerung der Schmelze zum RDB-Boden. Die in den unteren Brennstoffteilen der SE unterhalb des Reaktorkerns erzeugte Leistung führt zu einiger Beschleunigung des Versagens der unteren Kernstützplatte.

Modell Nr. 4 stellt daher eine Schmelze aus Materialien der WWER-440 BE (Hüllrohrmaterial, Zentralkanal, BE Kopf- und Fußstücke, Kassettenmantelmaterial, Borstahl der Absorbenteile der SE, oberes Gitter des Kernbehälterunterteils) mit einem Schmelzpunkt zwischen 2800 und 2900 K auf der unteren Gitterplatte des Kernbehälters (siehe Abb. 12.27 (1)). Unboriertes Wasser ( $C_b=0$  g/kg) mit einer Dichte von  $0.9584$  g/cm<sup>3</sup> und einer Temperatur von  $100^\circ\text{C}$  über und unter der Kernschmelze ist hier modelliert. Es wurde angenommen, dass die oberen SE-Führungsrohre über dem Kern (PTU) noch nicht geschmolzen sind. Die im unteren Teil des Kernbehälters befindlichen Kernbauteile können für eine kurze Zeit die weitere Verlagerung der Schmelze nach unten stoppen.

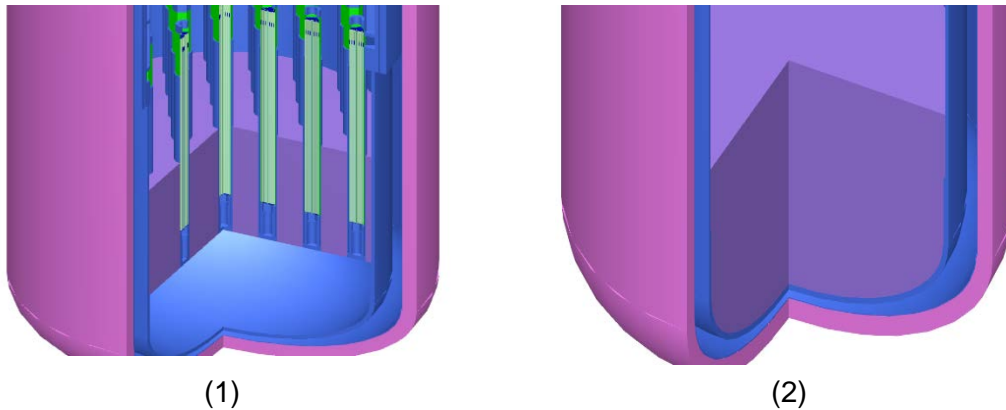
Der Multiplikationsfaktor für die Modellkonfiguration Nr. 4 beträgt  $k_{\text{eff}}=0.73973 \pm 0.00010$ . Im Hinblick auf Kritikalitätssicherheit befindet sich dieses System somit unter sicheren Bedingungen.

Zur selben Zeit wird eine recht große Menge an Wasser unter dem Reaktorkern das Corium kühlen. Auf der anderen Seite geben freigelegte Brennstoffunterteile der SE zusätzliche Wärme an das Corium ab. Die erhöhte Wärmefreisetzung von Brennstoff, der zur Schmelze hinzukommt, kann mit der Zeit zum Schmelzen der SE-Brennstoffunterteile, zum Versagen des unteren Kernbehälterbodens und der Führungsrohre führen sowie zur weiteren Verlagerung eines Teils der Schmelze nach unten in die elliptische RDB-Bodenkalotte. Bei Vorhandensein von Wasser in der unteren Kühlmittel-eintrittskammer entwickelt sich eine Wechselwirkung zwischen Corium und Wasser, was Fragmentierung unter Bildung von Dampf und einer signifikanten Freisetzung von flüchtigen Spaltprodukten zur Folge hat. Kühlung der Schmelze mit Wasser führt beim Kontakt des Wassers mit dem Corium zum kompletten Verdampfen des Wassers mit nachfolgender weiterer Aufheizung der Schmelze.

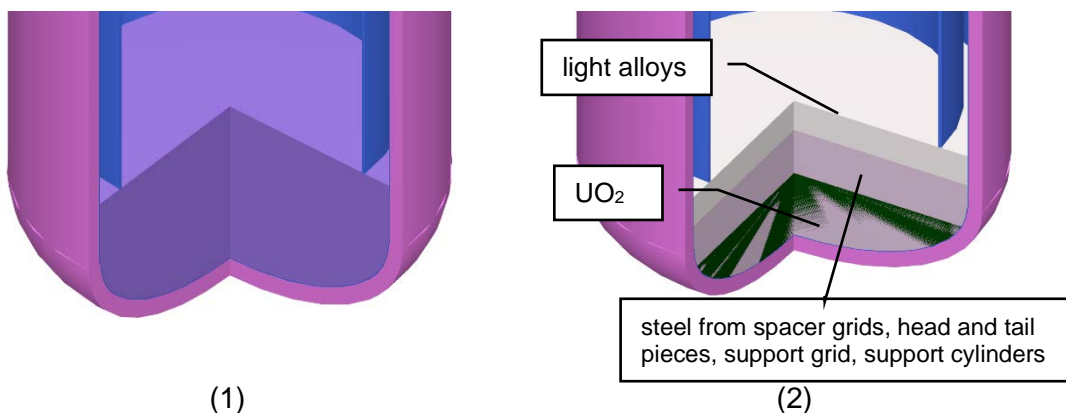
Die Formierung des Coriums im elliptischen RDB-Boden ist in Modell Nr. 5 dargestellt (siehe Abb. 12.27 (2)). Für diese Konfiguration des Modells Nr. 5 mit unboriertem Wasser  $C_b=0$  g/kg, eine Wasserdichte von  $0.9584$  g/cm<sup>3</sup> und einer Temperatur von  $100^\circ\text{C}$  wurde ein Multiplikationsfaktor  $K_{\text{eff}} = 0.458032 \pm 0.000063$  berechnet. Damit kann geschlossen werden, dass das brennstoffhaltige System, das durch das Modell Nr. 5 beschrieben wird, sicher im Hinblick auf Kritikalitätssicherheit ist.

Die letzte Phase der Kernschadensequenz innerhalb des RDB ist die Formierung eines Schmelzpool im unteren Plenum und Beginn der Wechselwirkung zwischen Schmelze und RDB-Wand, die zu einem Versagen des RDB führt. Im WWER-440 kann das Corium die elliptische Bodenkalotte auffüllen bis zum zylindrischen Teil des RDB. Dies ist im Modell Nr. 6 in Abb. 12.28 (1) abgebildet. Das Rechenmodell Nr. 6 stellt eine homogene Mischung aus allen oben erwähnten Materialien der Kerneinbauten und des Reaktorkerns einschließlich der vollständigen BE-Kernbeladung. Der Multiplikationsfaktor, der für diese Konfiguration mit unboriertem Wasser  $C_b=0$  g/kg berechnet wurde, beträgt  $k_{\text{eff}}=0.443668 \pm 0.000067$ . Deshalb kann geschlussfolgert werden, dass ein solches System sicher im Hinblick auf Kritikalitätssicherheit ist.





**Abb. 12.27** Rechenmodell Nr. 4 (1) und Nr. 5 (2)



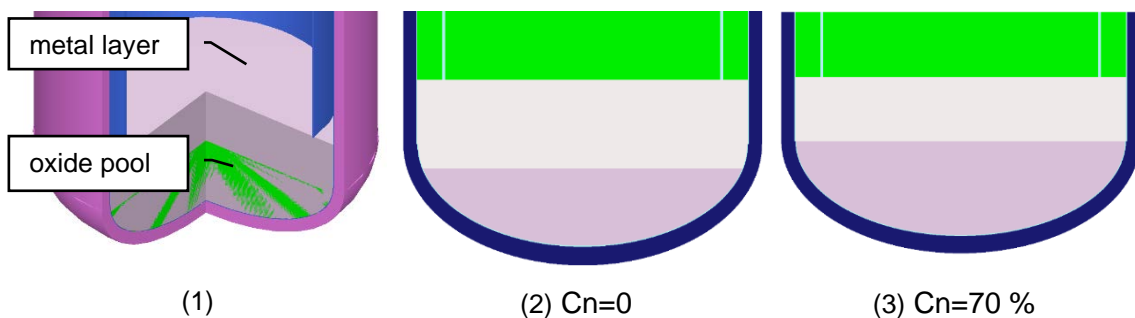
**Abb. 12.28** Rechenmodell Nr. 6 (1) und Modell Nr. 7 (2)

Das mit Modell Nr. 6 beschriebene System geht mit der Zeit zu Stratifikation entsprechend den Materialdichten und der physikalischen Form der Bestandteile (Krusten, Keramik, Oxide) über. Deshalb wird das Modell Nr. 7 (siehe Abb. 12.28 (2)) aus einem Corium gebildet, das am RDB-Boden aus drei Schichten besteht: leichte Legierungen, Oxide und Material der SE zuoberst (Dicke von 31 cm), danach in der Mitte Stahl und seine Oxide (Dicke von 24 cm) und  $\text{UO}_2$  zuunterst (mit einer Höhe von 65 cm vom RDB-Boden). Diese Konfiguration, die mit unboriertem Wasser ( $C_b=0 \text{ g/kg}$ ) mit einer Dichte von  $0.9584 \text{ g/cm}^3$  und einer Temperatur von  $100^\circ\text{C}$  bedeckt ist, ist mit einem Multiplikationsfaktor  $k_{\text{eff}}=0.594119 \pm 0.000060$  unterkritisch und damit im Hinblick auf Kritikalitätssicherheit ein sicheres brennstoffhaltiges System.

Als Variation des vorhergehenden Modells stellt das Modell Nr. 7a in Abb. 12.29 (1) ein Corium dar, das in zwei Schichten am RDB-Boden geteilt ist: zuunterst am Boden eine Schicht von Oxiden und eine Metallschicht darüber. Die Oxidschicht besteht aus  $\text{UO}_2$ ,  $\text{Gd}_2\text{O}_3$  und  $\text{ZrO}_2$ . Die Metallschicht enthält Stahl der Kerneinbauten, Zirkonium der



Brennstabhüllrohre und der Kassettenmäntel. Die Materialdichten sind /BAR 04/, /DOM 98/ entnommen. Nach der Durchsicht einer Reihe von Untersuchungen von schweren Störfällen mit Reaktorkernschmelzen, z.B. /MAT 09/, /CAR 19/, /SAN 16/ wurden die Temperaturen für die Oxidschicht mit 3000 K und für die Metallschicht mit 1500 K festgelegt. Unterschiedliche Oxidationsindices für Zirkonium  $C_n = Zr_{ox} / Zr_z$  im Bereich von 30 bis 70% wurden in der Analyse berücksichtigt. In Abhängigkeit von  $C_n$  wurden verschiedene Schmelzkonfigurationen modelliert, wie in Abb. 12.29 (2) und (3) zu sehen ist. Die Ergebnisse enthält Tab. 12.7. Die Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen zeigen, dass die Zirkoniumoxidation zu mehr unterkritischen Konfigurationen führt.



**Abb. 12.29** Rechenmodell Nr. 7a

Der direkte Kontakt der Schmelze mit dem RDB heizt diesen substantiell auf. Diese Aufheizung in Kombination mit Belastung infolge eines sich erhöhenden Systemdrucks und dem Gewicht der Kernschmelze kann in einem kriechende Bruchversagen des RDB resultieren. Nach dem Versagen des RDB-Bodens fließt das flüssige Corium aus dem RDB in den Reaktorschacht und bildet dort allmählich ein festes Corium. Dazu kann sich festes Corium auch innerhalb des RDB bilden, wenn dieser nicht Versagen sollte. Eine kritische Konfiguration kann sich auch entwickeln, wenn das Corium mit Wasser in Kontakt kommt im Reaktorschacht während des Störfalles.

**Tab. 12.7** Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen für das WWER-440 Modell Nr. 7a

Oxidation index	$k_{eff} \pm \sigma$
Cn=0%	$0.568190 \pm 0.000060$
Cn=30%	$0.487648 \pm 0.000052$
Cn=50%	$0.446466 \pm 0.000047$
Cn=70%	$0.408109 \pm 0.000045$

Im Hinblick auf Kritikalität ist der Grenzfall das RDB-Versagen und die Konfiguration des Coriums auf dem Boden des Reaktorschachtes in Form einer Halbkugel (Modell Nr. 8) mit geringster Neutronenleckage. Neutronenmoderation innerhalb des Coriums wurde

modelliert mit Hilfe von Blasen oder Poren im Brennstoff, die mit Wasser gefüllt sind. Die halbkugelige Konfiguration des brennstoffhaltigen Materials wird mit 20x20 cm großen Rechenzellen in Form von Würfeln in den Ecken und im Zentrum, in denen Blasen modelliert sind (siehe Abb. 12.30 (1)). Die unterschiedlichen Konditionen der Neutronenmoderation wurden modelliert mit Hilfe von Variationen der Blasendurchmesser mit entsprechender Änderung des Halbkugelradius. Dabei wurde das Volumen des brennstoffhaltigen Materials konstant gehalten. Weiterhin wurde eine Konfiguration analysiert, bei der das Corium mit einer Metallschicht aus geschmolzenem Stahl und Absorbiermaterial bedeckt ist (Abb. 12.30 (2)).

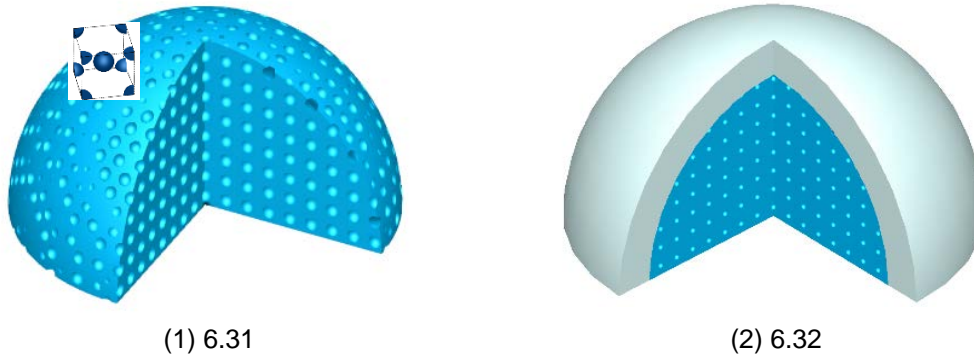
Es besteht die Möglichkeit, dass das Corium nicht wie im Modell Nr. 7 zur Strahlenbildung übergeht, sondern in homogener Form wie in Modell Nr. 6 verbleibt.

Das unborierte Wasser ( $C_b=0$  g/kg) in den Poren und Blasen innerhalb sowie außerhalb des brennstoffhaltigen Coriums hat eine Dichte von  $0.9584 \text{ g/cm}^3$  und eine Temperatur von  $100^\circ\text{C}$ . Für diese  $\text{UO}_2$ -Konfiguration in Form einer Halbkugel (Abb. 12.30 (1)) beträgt der maximale Wert des Multiplikationsfaktors  $k_{\text{eff}} = 1.06886 \pm 0.00042$ . Wird diese von einer Metallschicht der Strukturmaterialien bedeckt, wie in Abb. 12.30 (2) gezeigt, ergibt die Kritikalitätsrechnung als größten Wert des Multiplikationsfaktors  $k_{\text{eff}} = 1.06970 \pm 0.00031$ . Ist die Halbkugel ein homogenes Gemisch der Schmelze aus Brennstoff  $\text{UO}_2$  und Strukturmaterialien, so ergibt sich als maximaler Wert des Multiplikationsfaktors  $k_{\text{eff}} = 0.81419 \pm 0.00025$ .

Abb. 12.31 zeigt die Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen bei Variation der Konfigurationen brennstoffhaltiger Systeme im Rahmen des Modells Nr. 8. Der maximale Multiplikationsfaktor wird erreicht bei  $\text{UO}_2$ -Halbkugeln, die mit unboriertem Wasser gefüllte Hohlräume enthalten und im Bereich der volumetrischen Porosität zwischen  $\approx 36\text{-}54\%$ .

Aus den Ergebnissen der hier beschriebenen Kritikalitätsrechnungen kann der Schluss gezogen werden, dass die Kritikalitätssicherheit brennstoffhaltiger Systeme, welche dem Rechenmodell Nr. 8 entsprechen, vollständig abhängt von der Schmelzstratifikation, d.h. von der inneren Struktur der Konfiguration. Handelt es sich um eine homogene Schmelze am Reaktorboden oder am Boden des Reaktorschachts ist das System unterkritisch. Separiert sich die  $\text{UO}_2$ -Brennstoffschmelze von anderem Coriummaterialien infolge der Stratifikation, hängt die Reaktivität (der Wert des Multiplikationsfaktors) von der Borsäurekonzentration des Kühlmittels ab. Diese Ergebnisse für das Modell Nr. 8 sind

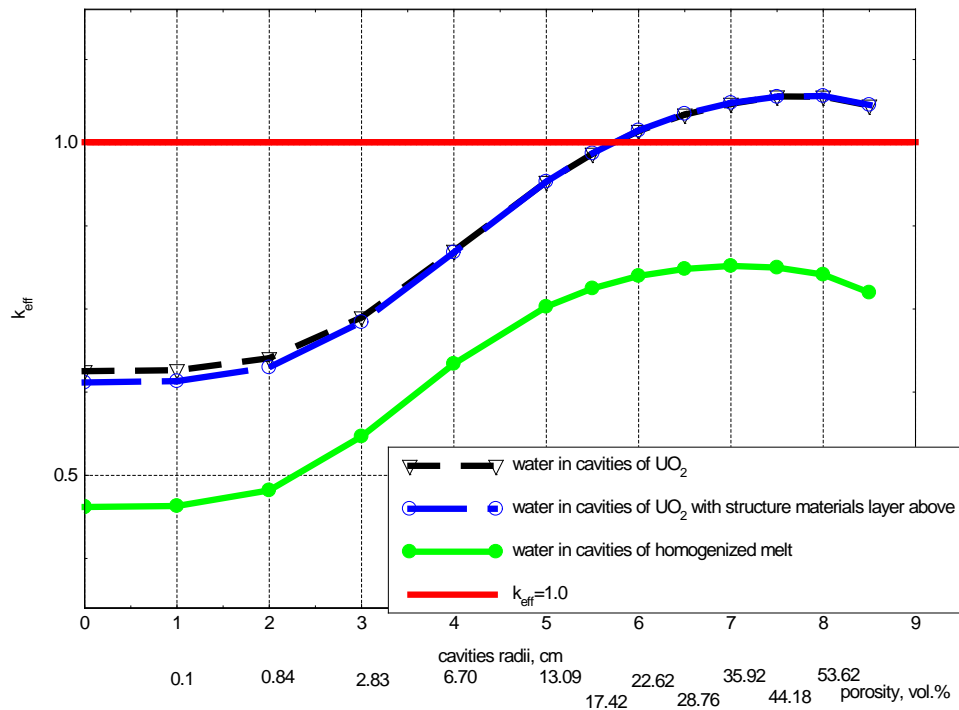
auch übertragbar auf die Modelle Nr. 5, 6 und 7, wenn die Kernschmelze poröse Strukturen bildet.



(1) 6.31

(2) 6.32

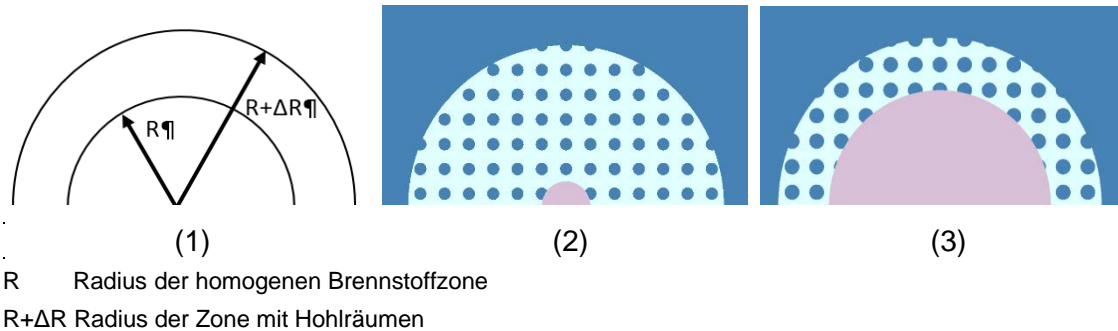
**Abb. 12.30** Modell Nr. 8 aus Corium und Porenzellen (1) und das mit einer Metallschicht bedeckte Corium (2)



**Abb. 12.31** Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen für das WWER-440 Modell Nr. 8

Hohlräume im Corium entstehen mit größerer Wahrscheinlichkeit an der Oberfläche oder in Schichten nahe der Oberfläche des Coriums. Die Reaktivität solcher Systeme wird mit einer Variante des vorherigen Modells, dem Modell Nr. 8a untersucht (Abb. 12.32). Das Modell wird durch eine Halbkugel mit Hohlräumen, die in der Außenschicht des Systems mit Wasser gefüllt sind. Ähnlich wie im vorigen Modell Nr. 8 werden unterschiedliche Neutronenmoderationsbedingungen modelliert durch Änderungen der Hohlraumdurchmesser mit entsprechenden Änderungen des äußeren Radius der Halbkugel. Dabei wird

das  $\text{UO}_2$  - Brennstoffvolumen konstant gehalten. In Abhängigkeit vom Radius der inneren Halbkugel  $R$  (siehe Abb. 12.32 (1)), die Brennstoff ohne Hohlräume enthält, und dem Radius der Zone mit Hohlräumen im Brennstoff, erhält man  $R+\Delta R$  – den Außenradius der Gesamthalbkugel. Die Ergebnisse dieser Variantenrechnungen sind aus Abb. 12.33 ersichtlich.



**Abb. 12.32** Rechenmodell Nr. 8a mit unterschiedlichen Radien der homogenen Brennstoffzone  $R$  und der Zone  $R+\Delta R$  mit Hohlräumen

Die Kritikalitätsrechnungen mit dem Modell Nr. 8a zeigten, solange für den Radius der Brennstoffhalbkugel die Bedingung  $R \leq 50$  cm erfüllt ist, ist die Reaktivität vergleichbar der des Modells Nr. 8. D.h., der Maximalwert des Multiplikationsfaktors ist  $k_{eff}^{max} \approx 1.07$ . Mit Vergrößerung des Radius der inneren homogenen Brennstoffzone  $R$  nimmt die Reaktivität des Systems ab. Generell kann festgestellt werden, dass bei  $R \geq 110$  (was mit  $2.8 \text{ m}^3$   $\text{UO}_2$ -Brennstoff in der inneren homogenen Halbkugel korrespondiert) oder  $\Delta R < 40$  oder einer volumetrischen Porosität  $< 17\%$  diese Konfiguration im Hinblick auf Kritikalitätssicherheit ein sicheres System darstellt.

Die Ergebnisse der durchgeführten Untersuchungen lassen die Schlussfolgerung zu, dass als wesentliche Maßnahme zur Begrenzung der Folgen eines schweren Störfalls mit Reaktorkernschäden bis zur Schmelze für die Notkühlung des beschädigten Reaktorkerns und der brennstoffhaltige Konfiguration ausreichend boriertes Kühlmittel vorzusehen ist. Für den Fall das keine Borsäure zur Verfügung steht oder die vorhandene Borsäure verbraucht ist, besteht auch die Möglichkeit, den Reaktor und/oder den Reaktorschacht mit unboriertem oder schwach boriertem Wasser zu fluten. Solch eine Maßnahme kann zur Absenkung der Temperatur des brennstoffhaltigen Systems beitragen, kann aber gleichzeitig zu Kritikalität der Konfiguration führen, wie in /RHW 14/ angemerkt wird.

Die durchgeführten Untersuchungen zeigen, dass zu Beginn und während der ersten Phasen eines schweren Störfalls mit Kern- und BE-Schäden (Modelle Nr. 1 – Nr. 3) Kritikalität entstehen kann, wenn der Reaktorkern mit unboriertem Kühlmittel geflutet wird. In dieser Phase des Störfallverlaufs sind die in der Reaktoranlage vorhandenen Borwasservorräte für die Notkühlung ausreichend, um die notwendige Unterkritikalität sicher zu stellen. Beim weiteren Fortschreiten des schweren Störfalls, verbunden mit Brennstoff- und Strukturmaterialschmelzen, kann Unterkritikalität sichergestellt werden, wenn kein Wasser in sich bildende Hohlräume (Blasen, Poren) in der Schmelze eindringen kann (siehe die Modelle Nr. 4 – Nr. 7). Wenn Wasser in die sich bildenden Hohlräume eindringt, hängt die Reaktivität der Systeme von der Borsäurekonzentration im Wasser sowie den Dimensionen der Hohlräume ab, wie die Kritikalitätsrechnungen mit den Modellen Nr. 8 und Nr. 8a zeigten.

### **12.3.1 Modellverifizierung mit Hilfe des Monte Carlo Programms SERPENT**

Kritikalitätsrechnungen für Kernschadenzustände nach einem schweren Kernschmelzstörfall eines WWER-Reaktors gibt es nur wenige. Das Hauptaugenmerk der meisten Untersuchungen wird für gewöhnlich auf die thermohydraulischen und thermomechanischen Phänomene solcher Prozesse gelegt. Deshalb ist eine weitergehende Verifizierung der Annahmen und entwickelten Modelle erforderlich. Bei der Entwicklung von Modellen für Kritikalitätsrechnungen für Kernschadenzuständen nach einem schweren Störfall mit Reaktorkernschäden und Kernschmelzen ist ein wichtiger Punkt die Durchführung von Rechnungen mit unterschiedlichen Programmen zur Verifizierung. Zu diesem Zweck wurde das Modell Nr. 8 (Abb. 12.30) ausgewählt und Verifizierungsrechnungen mit dem Monte Carlo Programm SERPENT vom HZDR durchgeführt.

Die Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen mit Serpent für das Modell Nr. 8 sind in Abb. 12.34 (1) dargestellt. Die Differenzen der Multiplikationsfaktoren aus den Kritikalitätsrechnungen mit den Programmen SCALE und SERPENT zeigt Abb. 12.34 (2). Eine Zusammenfassung dieser Ergebnisse enthält Tab. 12.8.

#### **12.4 Internationaler Informationsaustausch über aktuelle Fragen der Sicherheitsbewertung von WWER- und DWR-Anlagen sowie der Validierung und Verifizierung von reaktorphysikalischen Daten und Programmen (AP 12.3)**

Wie in den Vorläufervorhaben festgestellt wurde, ist der internationale Informationsaustausch für eine dem Stand von Wissenschaft und Technik angemessene sicherheitstechnische Bewertung von neuen Entwicklungen durch rechnerische reaktorphysikalischen Analysen von großer Bedeutung. Ziel dieser Teilaufgabe war die Fortführung des in den Vorläuferprojekten geführten Erfahrungs- und Informationsaustausches zu aktuellen Entwicklungen auf dem Gebiet der sicherheitstechnischen Analysen und Sicherheitsbewertung von KKW mit WWER-Reaktoren. Ebenso waren neuere Entwicklungen bei der Validierung und Verifizierung sowie dem Einsatz von Programmpaketen und Datenbibliotheken für reaktorphysikalische Analysen diskutiert worden.

Die im Rahmen des Vorhabens erzielten Ergebnisse wurden in Form von Beiträgen zu den jährlich stattfindenden Symposien des Atomic Energy Research Forums (AER) veröffentlicht (siehe Literaturverzeichnis). Dieses Forum diente dem Erfahrungsaustausch über aktuelle Fragen der Sicherheitsbewertung und Sicherheitsanalysen von WWER- und DWR-Anlagen sowie der Validierung und Verifizierung von reaktorphysikalischen Modellen, 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 Zeitraum der Bearbeitung des AP 12 fanden die AER-Symposien, Nr. 27, 28 und 29 sowie regelmäßige Arbeitstreffen statt. Die Ergebnisse in Form von Veröffentlichung und Beiträgen der AER-Kooperation sind in der Literaturliste erfasst (siehe, z. B. /IER 10/, /IER 18/, /BIL 18/) sowie in Protokollen und Arbeitsberichten im Abschlussbericht /TUV 20/ und dessen Anlagen dargestellt.

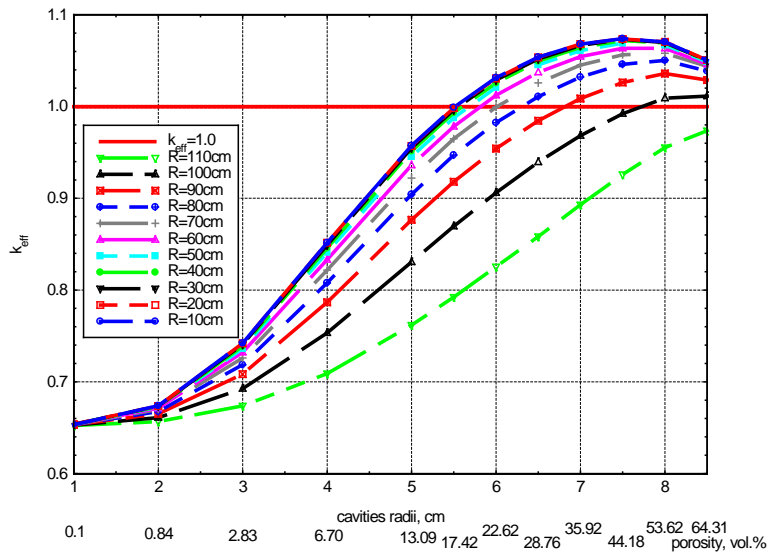


Abb. 12.33 Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen mit dem Modell Nr. 8a

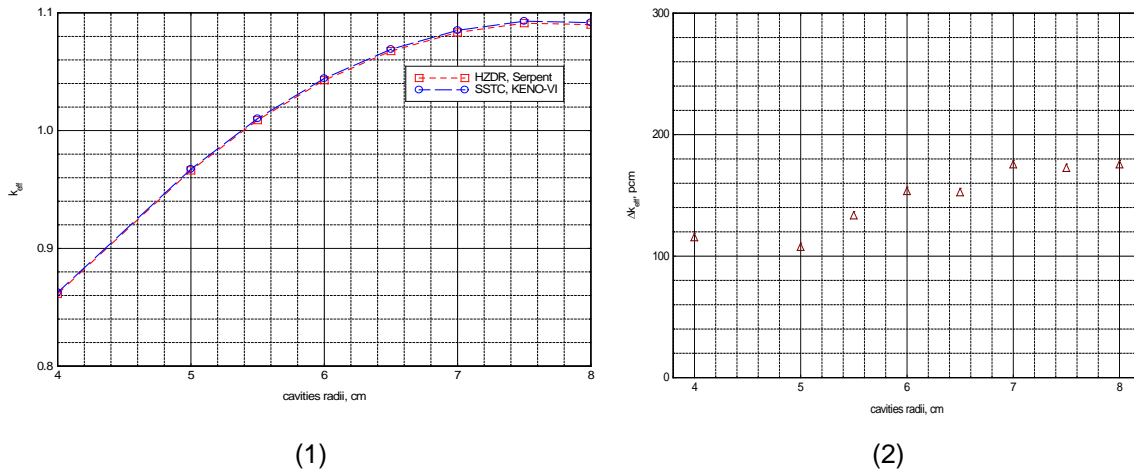


Abb. 12.34 Ergebnisse der Rechnungen für das Modell Nr. 8 (1) und Differenzen der mit SCALE und SERPENT berechneten Multiplikationsfaktoren (2)

**Tab. 12.8** Zusammenfassung der Verifikation der Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen für das Modell Nr. 8

cavities radius, cm	SSTC, KENO-VI	HZDR, SERPENT	$\Delta k_{\text{eff}} = \text{SSTC} - \text{HZDR}$ , pcm
4.0	0.862577	0.86143	115
5.0	0.96733	0.96626	107
5.5	1.01024	1.00891	133
6.0	1.04428	1.04275	153
6.5	1.06906	1.06754	152
7.0	1.08515	1.08340	175
7.5	1.09294	1.09122	172
8.0	1.09171	1.08996	175

## 12.5 Zusammenfassung und Schlussfolgerungen

Im Rahmen der Teilaufgabe AP 12.1 „Sicherheitstechnische Analysen für gemischte Reaktorkerne von WWER-1000-Reaktoren“ wurden die Anforderungen internationaler und nationaler Regelwerke (IAEA, UA, DE) zusammengestellt und das entsprechende Vorgehen für die weitere Abarbeitung festgelegt. Darauf aufbauend sind die erforderlichen Modellweiterentwicklungen sowohl bei der BE-Datenbereitstellung als auch im 3D Kinetikprogramm DYN3D definiert worden.

Für die BE-Datenbereitstellung sind neue Modelle für folgende BE entwickelt worden:

1. Neues WWER-1000 BE mit IFBA abbrennbarem Absorber (Westinghouse Design);
2. WWER-1000 BE mit Metallstab zum Austausch eines defekten Brennstabes;
3. Neues WWER-440 BE mit modifiziertem des Kassettenmantels (“Shroudless” Design);
4. Neues WWER-440 BE mit reduziertem Durchmesser der Brennstäbe;

Die BE-Abbrandrechnungen wurden mit dem Programm HELIOS Version 1.10 vom SSTC durchgeführt. Diese wurden mit dem Programm HELIOS Version 2.02 und dem Monte Carlo Programm SERPENT vom HZDR verifiziert. Zusätzlich wurden die Rechnungen mit dem Programmsystem PHYBER-WWER durch IBBS mit entsprechenden Ergebnissen verifiziert /TUV 20/.



Für die rechnerischen Analysen gemischter Reaktorkernbeladungen mit dem Programm DYN3D wurden folgende Programmverbesserungen implementiert:

- Das Spaltgasmodelle für Brennstäbe des Westinghouse Designs mit neuer Brennstofftabletten- und Hüllrohrgeometrie wurde angepasst.
- Thermophysikalische Eigenschaften des Westinghouse Brennstoffs wurden in die DYN3D-Bibliothek implementiert.
- DYN3D-Programmcode zur Berücksichtigung unterschiedlicher hydraulischer BE-Widerstände in den axialen Nodes wurde implementiert.

Zur Untersuchung des Einflusses gemischter Reaktorkernbeladungen auf sicherheitstechnisch wichtige Reaktorkernparameter wurden stationäre Kernabbrandrechnungen mit dem Programm DYN3D und dem Programmpaket PHYBER-WWER sowie Transientenrechnungen mit den gekoppelten Programmen ATHLET und DYN3D durchgeführt.

Modelle für WWER-1000 und WWER-440 zur Berechnung der Rekritikalität nach einem schweren Kernschmelzunfall wurden im Rahmen des AP.12.2 für das Programmsystem SCALE entwickelt und soweit im Vorhaben möglich mit dem Monte Carlo Programm Serpent verifiziert.

Mögliche Kernschmelzunfallsequenzen wurden als Ausgangspunkt für die Modellentwicklung ausgewählt. Darauf aufbauend wurden die wahrscheinlichen Kernschmelzendustände für die einzelnen Phasen der Sequenzen definiert und für diese Konfigurationsmodelle entwickelt mit deren Hilfe untersucht wurde, welche Bedingungen zu kritischen Systemen führen können. Diese Modelle wurden für einen WWER-1000 und WWER-440 Reaktorkern entwickelt. Grundlagen bildeten die dritte Kernbeladung des X2 WWER-1000 Reaktorkerns und die Beladung des 35. Zyklus des ersten Blockes des KKW Rivne. Diese sind im Vergleich zu anderen Kernbeladungen die jeweils reaktivsten.

Im Rahmen der Teilaufgabe AP 12.3 wurden Internationaler Informationsaustausch über aktuelle Fragen der Sicherheitsbewertung von WWER- und DWR-Anlagen sowie Diskussion der im Vorhaben erarbeiteten Ergebnisse organisiert. Dies erfolgte in Form von Arbeitstreffen zwischen den am Vorhaben beteiligten Experten sowie durch Teilnahme an Symposien und Arbeitsgruppen des AER.

Zusammenfassend kann konstatiert werden, dass die Arbeiten im Rahmen des Vorhabens zu einer weiteren Verbesserung von reaktorphysikalischen Berechnungen, der Entwicklung neuer Rechenmodelle sowie der Verbesserung und Verifizierung der Modelle

und Programme für sicherheitstechnische Einschätzungen insbesondere bei Einsatz neuer BE-Typen und neuer Kernbeladungen sowie neuer Fragestellungen bezüglich der nuklearen Sicherheit der Auslegung, des Betriebs und bei Störfällen geführt haben.



## **13 Pilotanwendung, Weiterentwicklung und Optimierung von Wissensnetzen und Informationsplattformen (AP 13)**

### **13.1 Aufgabenstellung**

Das Ziel der Forschungsarbeiten im diesem Arbeitspunkt bestand in der Weiterentwicklung und Optimierung von Wissensnetzen und Informationsplattformen, insbesondere der Plattform NEXTRA/InfoServer als Basis für die Informationsbereitstellung, den Wissensaustausch und die Zusammenarbeit im In- und Ausland. Besondere Schwerpunkte waren dabei die Erprobung von innovativen und geeigneten Pilotanwendungen, die konzeptionelle Weiterentwicklung des mehrstufigen Systems aus Intranet, BMU/GRS-Extranet (NEXTRA/InfoServer) und Internet für institutsinterne sowie organisationsübergreifende Wissensentwicklung und Zusammenarbeit sowie die Betreuung und Weiterentwicklung der neu etablierten Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“. Darüber hinaus erfolgten kontinuierlich Unterstützungsarbeiten zum Betrieb und Weiterentwicklung der implementierten Wissens- und Zusammenarbeitsportale sowie Datensammlungen und Datenbanken, wie DokuINT und IntPro.

Schwerpunkte der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, die sich vorrangig aus der Anwendung von SharePoint als zentralem Tool ergaben, waren:

- die Konzeptionelle Weiterentwicklung des mehrstufigen Systems aus Intranet, BMU/GRS-Extranet (NEXTRA/InfoServer) und Internet für GRS-interne sowie organisationsübergreifende Wissensentwicklung und Zusammenarbeit,
- die Erprobung von geeigneten Pilotanwendungen des NEXTRA/InfoServers als Basis für Wissenserfassung, Wissensaustausch und Zusammenarbeit sowie zur Informationsbereitstellung infolge konzeptioneller Verbesserungen,
- Betrieb und Aktualisierung der implementierten Wissens- und Zusammenarbeitsportale sowie Datensammlungen und Datenbanken innerhalb der NEXTRA-Umgebung,
- die Verbesserung der Benutzerfreundlichkeit des NEXTRA,
- Betrieb und Weiterentwicklung der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“,
- Betrieb und Weiterentwicklung des Riskaudit-Portals,
- Pflege und Aktualisierung DokuINT, DataBerlin, IntPro und weitere Dokumentensammlungen,
- die Weiterentwicklung der Datenbank DokuINT,

- die Weiterentwicklung des GRS-Thesaurus und die Erprobung geeigneter semantischer Tools (SKOS-Editoren),
- die Anbindung weiterer GRS-Datenbestände an die NEXTRA-Umgebung bzw. deren Überführung in ein zentrales SharePoint basiertes Dokumentenzentrum,
- die Weiterentwicklung der Benutzerhilfen sowie Erstellung von Anleitungen und Dokumentationen.

## **13.2 Konzeptionelle Weiterentwicklung für interne sowie organisationsübergreifende Wissens- und Informationsplattformen**

Im Arbeitspaket 13 wurden zahlreiche Untersuchungen zur konzeptionellen Verbesserung der NEXTRA-Umgebung und speziell des InfoServers inklusive aller seiner Portalbereiche und Dokumentensammlungen durchgeführt. Diese Arbeiten dienen der Weiterentwicklung des mehrstufigen Systems aus Internet, Extranet (NEXTRA-InfoServer) und Intranet (GRS-Portal) für die organisationsinterne und -übergreifende Wissensentwicklung und Kollaboration.

### **13.2.1 Weiterentwicklung der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“**

Zu Beginn des Vorhabens wurde sich zunächst auf den Ausbau der Integration sowie auf die konzeptionelle Weiterentwicklung der Ende 2016 neu aufgebauten Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ als zentralen Bestandteil des InfoServers konzentriert. Dabei stand zunächst die Vervollständigung und Ausbau der Wissensbasis durch Überführung bereits bestehender sowie durch Aufarbeitung und Bereitstellung neuer Inhalte im Vordergrund. Während des Betriebes der Wissensbasis wurden zahlreiche Fehler identifiziert und beseitigt. Ebenfalls ergaben sich aus den Erfahrungen bei der anfänglichen Nutzung der Wissensbasis umfangreiche Diskussionen zur Weiterentwicklung und Verbesserung der Nutzerfreundlichkeit. Die resultierenden Vorschläge zu gewünschten Anpassungen der Wissensbasis wurden gesammelt, konsolidiert sowie deren technische Realisierungsmöglichkeiten erörtert.

Ein Schwerpunkt der konzeptionellen Überlegungen war eine Vereinfachung bzw. effektivere Erarbeitung von neuen Inhalten der Wissensbasis, insbesondere bei der Aktualisierung von Landesinformationen und von Informationen zu den bereitgestellten Reaktorkonzepten. Die Informationen sollten dabei möglichst unkompliziert und schnell mittels in der GRS standardmäßig zur Verfügung stehenden Tools gesammelt und

abgelegt werden. Die entsprechenden Untersuchungen ergaben, dass für diese Aufgabe das Tool OneNote als besonders geeignet angesehen wird. Dieses ermöglicht es dem Mitarbeiter, erhaltene Informationen (beispielsweise durch Mail, Internetrecherche usw.) schnell und unkompliziert zur späteren Weiterverarbeitung durch den fachlichen Verantwortlichen strukturiert abzulegen. Diese Funktion steht sogar im Offline-Modus zur Verfügung, jedoch ist ein regelmäßiger Synchronisationsvorgang zur Konsolidierung der gesamten Informationsmenge erforderlich. Darüber hinaus kann OneNote um verschiedene nützliche Funktionalitäten erweitert werden. Die Erweiterungen wurden im Rahmen von Piloterprobungen getestet (s. Kapitel 13.3.1). Vorschläge zur Strukturierung der entsprechenden Notizbücher zur Verwendung innerhalb der Wissensbasis wurden unterbreitet, abgestimmt und umgesetzt (s. Kapitel 13.5). Eine entsprechende Benutzeranleitung zur Unterstützung der Experten bei der Verwendung wurde erarbeitet (s. Kapitel 13.8).

Weitere konzeptionelle Überlegungen wurden zur Verbesserung der Navigation zu relevanten Inhalten innerhalb der Wissensbasis angestellt. Zur Verbesserung der Übersichtlichkeit und Benutzerfreundlichkeit wurden Vorschläge zur Anpassung sowohl der globalen als auch der lokalen Navigation innerhalb der Wissensseiten der Wissensbasis erarbeitet, abgestimmt, getestet und umgesetzt (s. Kapitel 13.3.1, Kapitel 13.5). Über die globale Navigation können nun die Wissensseiten über verschiedene Hierarchieebenen direkt erreicht werden. Die lokale Navigation wurde sowohl für Länderinformationsseiten als auch für Reaktorseiten vereinheitlicht. Der Einsatz von entsprechenden Taxonomien und Navigationslisten gewährleistet dabei eine gewisse Flexibilität bei der Umsetzung und weiteren Anpassungen. Außerdem wurden Untersuchungen zur verbesserten Darstellung von Nachrichten-Seiten für Landesinformationen und Reaktortypenseiten sowie deren technische Realisierungsmöglichkeiten angestellt.

Ein weiterer Arbeitsschwerpunkt waren konzeptionelle Überarbeitungen der Wissensbasis hinsichtlich der Verbesserung der Inhaltsbereitstellung sowie der Erweiterung um Wissensseiten zu wichtigen Themen der nuklearen Sicherheit. Diese Arbeiten betrafen neben Änderungen im Layout zur Verbesserung der Benutzerfreundlichkeit insbesondere die Aufnahme zusätzlicher Inhalte, aktuelle Themen der nuklearen Sicherheit und Fachdossiers. Außerdem wurden Verbesserungen bei der Dokumentation von Konferenz- und Tagungsmaterialien sowie das Nachhalten von Dokumenten zu Bundestagsanfragen untersucht. Unter Berücksichtigung der zunehmenden Verknüpfung der Inhalte wurde das Metadatenkonzept der Wissensbasis überarbeitet. Diese strukturellen Änderungen in der Datenarchitektur ermöglichen, mehrdeutige Informationen bzw. Doku-

mente der Wissensbasis über Ansichten matrixartig den entsprechenden Wissensbereichen oder Suchgebieten zuzuordnen. Dadurch werden inhaltlich verwandte Bereiche miteinander verknüpft und dem Benutzer zu einem Thema weiterführende Informationen direkt bereitgestellt, was eine schnelle Auffindbarkeit relevanter Informationen stark verbessert. Die Ergebnisse dieser konzeptionellen Überlegungen wurden in einer Präsentation und zusammengefasst und im März 2018 mit dem Auftraggeber besprochen. Die zur technischen Umsetzung erforderlichen Vorgaben wurden mit den entsprechenden Fachexperten abgestimmt und in einem Lastenheft dokumentiert. Die im Rahmen dieses Arbeitspunktes umgesetzten Anpassungsarbeiten werden in Kapitel 13.5 detailliert beschrieben.

### **13.2.2 Weiterentwicklung der Prozesse des Wissensmanagements unter Nutzung des InfoServers**

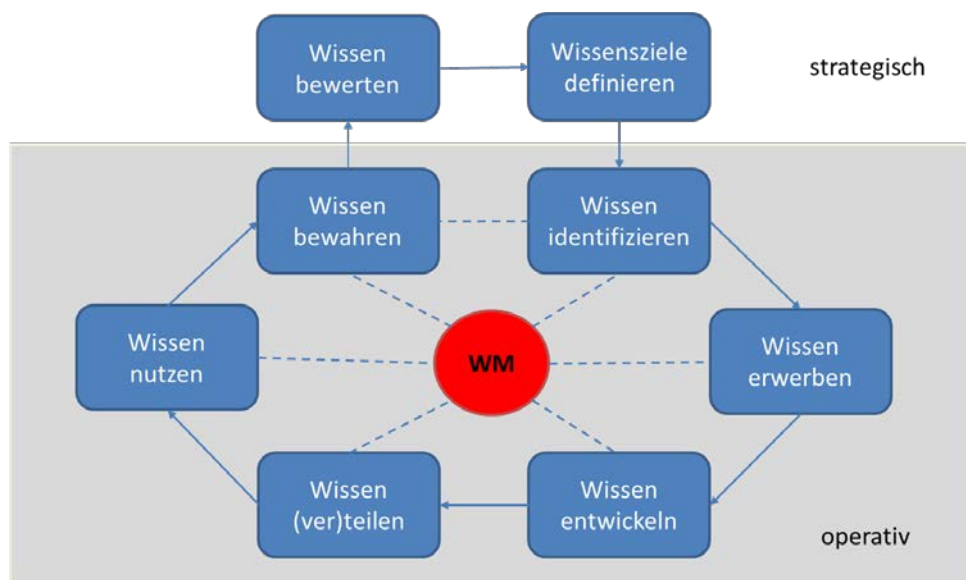
Bei der konzeptionellen Entwicklung und Anwendung des InfoServers, der auf der SharePoint-Version 2013 und ihrer Vorläuferversionen basiert, wurde in den bisherigen Untersuchungen mehr auf technische Aspekte des Informationsmanagement wie Speicherung, Darstellung und Sicherung Wert gelegt, mit dem Ziel die erforderlichen Informationen zur richtigen Zeit und im richtigen Format dem Experten zur Verfügung zu stellen. Das Wissen wurde vorwiegend als Projektdokumentation archiviert und zugänglich gemacht. Ein explizit formulierter Prozess des umfassenden Wissensmanagements war mit diesem Anwendungsmodell nicht zwingend geboten, da sich einzelne Schritte zur Weiterentwicklung von Strukturen und Inhalten aufgabenbezogen ableiten und umsetzen ließen. Erfahrungen bei der Nutzung des InfoServers haben jedoch gezeigt, dass aufgrund des stetig anwachsenden Umfangs der Wissensinhalte, deren zunehmende Vernetzung sowie der steigenden Informationsdichte und Diversifizierung der Informationsquellen mit der bisherigen Struktur eines implizit angewandten Informationsmanagements immer schwerer darstellbar ist. Die sich daraus ergebende sowie die veränderte Struktur von Informationserwerb, die zunehmende Komplexität der Wissensverarbeitung aber die veränderten Anforderungen an die Informations- und Wissenssicherung machen eine Optimierung der entsprechenden Wissensmanagementprozesse erforderlich. Zunächst wurde im Rahmen von Piloterprobungen die Einsatzmöglichkeiten von externen Tools auch in diesem Zusammenhang überprüft. Die Erkenntnisse aus diesen Untersuchungen zeigen jedoch, dass der Einsatz von Tools nur in Verbindung mit einem stringenten und optimierten Wissensmanagement erfolgversprechend ist.

In Vorbereitung auf die dazu notwendigen konzeptionellen Überlegungen zur Verbesserung der Wissensmanagementprozesse und Portalentwicklung konnten zahlreiche Erkenntnisse von folgenden Veranstaltungen und Seminaren, die während der Projektlaufzeit besucht bzw. online verfolgt wurden, genutzt werden:

- März 2018: Seminar „Erfolgreicher Wissenstransfer in der Kerntechnik“,
- Juni 2019: Webinar zum Thema „Modernes Intranet mit SharePoint“,
- August 2019: Webinar zum Thema „Wissenstransfer bei Personalwechsel“,
- November 2019: Konferenz „Stuttgarter Wissensmanagement Tage 2019“.

Darüber hinaus wurden umfangreiche Literaturstudien und Internetrecherchen zum Thema Wissensmanagement und Prozessoptimierung durchgeführt.

Bei Konferenzen und Seminaren waren vor allem die Erfahrungsberichte bei der Umsetzung von Wissensmanagementprojekten sowie die Vorstellung von entsprechenden Methoden und Tools von Interesse. Besondere Beachtung fanden dabei die Beispiele der praktischen Umsetzung dieser Wissensmanagementprojekte in anderen Organisationen und Unternehmen sowie die in diesem Zusammenhang aufgetretenen Probleme und Lösungen. Zur Umsetzung eines stringenten Wissensmanagements wurden bei den Betrachtungen alle wesentlichen Prozesselemente eines Wissensmanagement-Zyklus (s. Abb. 13.1) berücksichtigt.



Quelle: Zyklus des Wissensmanagements nach Probst/Raub/Romhardt

**Abb. 13.1** Zyklus des Wissensmanagement nach Probst/Raub/Romhardt (2006)



Bei den Methoden der Wissensidentifikation sowie des Wissenserwerb stand neben der optimierten Nutzung vorhandener Wissensquellen die Nutzbarmachung bisher ungenutzter Wissensquellen im Vordergrund. Die Wissensentwicklung und der Wissenserwerb erfolgen bei den verschiedenen Organisationen und Unternehmen hauptsächlich innerhalb der Projektarbeit bzw. im Rahmen der Instrumente zur Aus- und Weiterbildung. Hier waren beispielsweise die Methoden zum Wissenstransfer bei Personalwechsel von besonderem Interesse. Als besonders umfangreich und vielseitig stellen sich die Methoden und Tools zur Wissensverteilung, der Wissensnutzung und der Wissensbewahrung dar. Gestützt wird sich dabei immer mehr auf den Einsatz von modernen Technologien, insbesondere von KI-gestützten Tools und Suchverfahren. Hier muss in weitergehenden Untersuchungen bzw. Erprobungen die jeweiligen für die jeweilige Organisation passenden Methoden und Tools ermittelt werden. Basierend auf den Erfahrungen der GRS beim Betrieb von Wissensportalen wurden erste Untersuchungen in diesem Bereich angestellt. Unter dem Gesichtspunkt des Wissensmanagements können die Elemente solcher Portale als logische Schichten einer Portal-Architektur innerhalb eines Portalkonzeptes zusammengestellt werden (s. Abb. 13.2). Die Funktionalitäten eines netzwerk-basierten Portals, die aus strategischen, strukturellen und zyklischen Aspekten des Wissensmanagement abgeleitet werden können, determinieren die Anforderungen an dieses Schichtenmodell. Um eine langfristige zweckdienliche Benutzung des GRS-InfoServers zu gewährleisten, ist ein derart spezifiziertes Portalkonzept zu implementieren, zu überprüfen und weiterzuentwickeln. Dieses ist außerdem in Übereinstimmung mit dem konzipierten Wissensmanagement-Prozess zu bringen.

Einen wesentlichen Einfluss auf die Umsetzung eines solchen Wissensmanagementzyklus haben die strategischen Prozesselemente. Grundvoraussetzung für die Implementation von Wissensmanagementprozessen ist die Definition von Wissenszielen. Diese unterscheiden sich je nach Typ der Organisation sowie deren Aufgabenschwerpunkte. Im Rahmen der Untersuchungen wurden dazu verschiedene strategischen Überlegungen und Ansätze in Verbindung mit deren Implementierung verfolgt. Darüber hinaus konnten Erkenntnisse zu neuen Methoden der Wissensbewertung, wie z.B. „Knowledge Scorecard“, gewonnen werden. Auch der Faktor Mensch gewinnt in den strategischen Betrachtungen zum Wissensmanagement immer mehr an Bedeutung. Generell wird in Organisationen und Unternehmen immer mehr der Ansatz eines integrierten Wissensmanagements bevorzugt (s. Abb. 13.3).

Daneben wurden weitere theoretische Betrachtungen zur Optimierung der Wissensmanagementprozesse unternommen. Als Ergebnis der Untersuchungen wurde ein Konzept

zur „Organisation und Optimierung von Prozessen des Wissensmanagements unter Nutzung des InfoServer“ erarbeitet. Dieses Konzept beschreibt neben den konzeptionellen Entwicklungen und Erfahrungen erste Überlegungen zur Weiterentwicklung und mögliche Anpassungen.

Wissenszugriff	Browser auf dem Dienstrechner,
Portaltypen	Informations- und Kooperationsplattform
Portalfunktionalitäten	Präsentation, Navigation, Suche, Indizierung, Klassifizierung, Personalisierung, Authentifizierung, Autorisierung, Integration, Aggregation, Distribution, Moderation, Adaption, Aufmerksamkeit, etc.
Nutzerverwaltung	Zulassungen, Monitoring, etc.
Wissensanalyse und -verwaltung	Regeln, Sprache, Verzeichnisse, Strukturen, Metadaten, Synchronisierung, Kontexterfassung, Formatierung, Datenformate, etc.
IT Infrastruktur	NEXTRA- Umgebung basierend auf MS SharePoint, InfoFileServer, AD-Server, Disaster Recovery (Backupkonzept), diverse Inhalts-Datenbanken, MS Office Web Apps, Browser, Sicherheit, etc.
Wissensressourcen	Internet, Intranet, externe Datenbanken, Dokumentensammlungen, Email, etc.

Abb. 13.2 Schichtenmodell eines netzwerkbasiereten Wissensportals

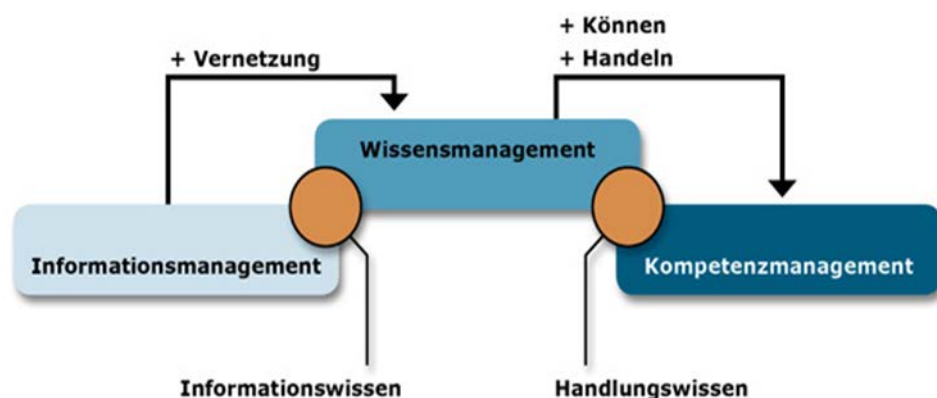


Abb. 13.3 Integriertes Wissensmanagement in Anlehnung an Reinmann-Rothmeier, 2001

Erste Untersuchungen zu Prozessen der Informationsbereitstellung für die in der GRS verwendeten Wissensquellen und Projektergebnisse zum Themenbereich „Nukleare

Sicherheit im Ausland“ wurden bereits im Rahmen der Projektlaufzeit durchgeführt und sollen fortgeführt werden.

### **13.2.3 Konzeptionelle Überlegungen zur Verbesserung der Suche**

Ein wesentlicher Punkt zur Verbesserung der Akzeptanz und Nutzerfreundlichkeit von Wissens- und Informationsportalen ist das schnelle Auffinden relevanter Informationen. Das kann zum einen durch eine klar strukturierte Ablage aber auch durch eine Verbesserung der Ergebnisse von Suchanfragen erzielt werden. Mit zunehmendem Umfang und erhöhter Komplexität von Wissensportalen nimmt die Bedeutung von effektiven Suchprozessen daher immer mehr zu.

Hinsichtlich einer optimierten Auffindbarkeit von relevanten Informationen, insbesondere innerhalb von SharePoint-Umgebungen, wurden im Projektzeitraum generelle Überlegungen zur Verbesserung von Suchergebnissen angestellt. Bei den größtenteils theoretischen Betrachtungen standen dabei folgende Fragestellungen im Vordergrund:

- Ermittlung Kriterien zur Bewertung von Suchen,
- Analysemethoden von Suchverhalten. (inkl. Beispiele für typische Suchabläufe),
- Methoden zur Messbarkeit von Suchen und Suchergebnissen (Ermittlung entsprechender Performanceindikatoren),
- Tools zur Bewertung unter Beachtung von Datenschutzregelungen,
- Verbesserungsmöglichkeiten von Suchen.

Diese Untersuchungen verschafften der GRS neue Erkenntnisse bezüglich Identifizierung und Bewertung des Suchverhaltens von Portalnutzern. Mit neuen Methoden zur Optimierung der entsprechenden Wissensmanagementprozesse und zur Weiterentwicklung des Portalkonzeptes konnte sich vertraut gemacht werden. Die Ergebnisse dieser Betrachtungen konnten außerdem in den entsprechenden Arbeiten im Rahmen des BMU-Vorhabens UM18R01500 zur Verbesserung der Suche berücksichtigt werden.

### **13.3 Erprobung von geeigneten Pilotanwendungen des NEXTRA/ InfoServers**

Die zunehmend leistungsfähiger werdenden Ressourcen der IT ermöglichen die Erfassung großer Mengen an Informationen und deren Bereitstellung für die tägliche Arbeit. Für eine effiziente Nutzung dieser Informationen gewinnt die Entwicklung intuitiver

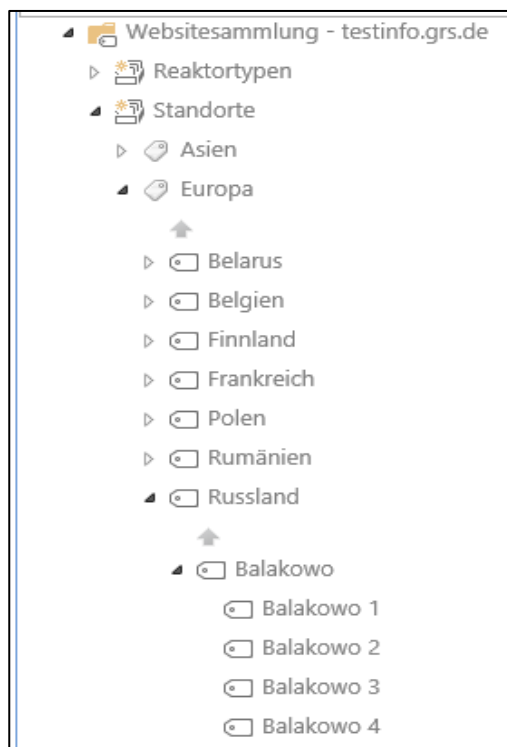
Schnittstellen zwischen Anwender und Ressource immer mehr an Bedeutung. Sowohl die Aufbereitung und Bereitstellung als auch die Aktualisierung und der Austausch komplexer Informationen und Inhalte erfordern moderne Verfahren und Werkzeuge. Zur Verbesserung und Weiterentwicklung des InfoServers informierte sich die GRS regelmäßig über erweiterte Einsatzmöglichkeiten der SharePoint 2013 Umgebung sowie Neuerungen und entwickelte Ergänzungen durch Drittanbieter. Dazu wurden verschiedene Informationsveranstaltungen, Workshops und Webinare 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 Webseiten und Portalbereichen überprüft worden. Ein Großteil der Erprobungen wurde in jeweiligen Anwenderstudien dokumentiert. Für umfangreiche Piloterprobungen, vor allem von Drittanbieter-Tools wurde eine entsprechende Testumgebung eingerichtet. Damit konnte das Produktivsystem vor eventuellen ungewollten Einflüssen während der Erprobungsphasen geschützt werden, was den generellen Regeln der Informationssicherheit entspricht. Bei ausgewählten Piloterprobungen, die einen Eingriff in die IT-Infrastruktur der GRS erforderten, wurde in Abstimmung mit dem Auftraggeber ein entsprechender Unterauftrag mit dem IT-Dienstleister der GRS abgeschlossen (s. Kapitel 13.11).

### **13.3.1 Piloterprobungen zur Weiterentwicklung der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“**

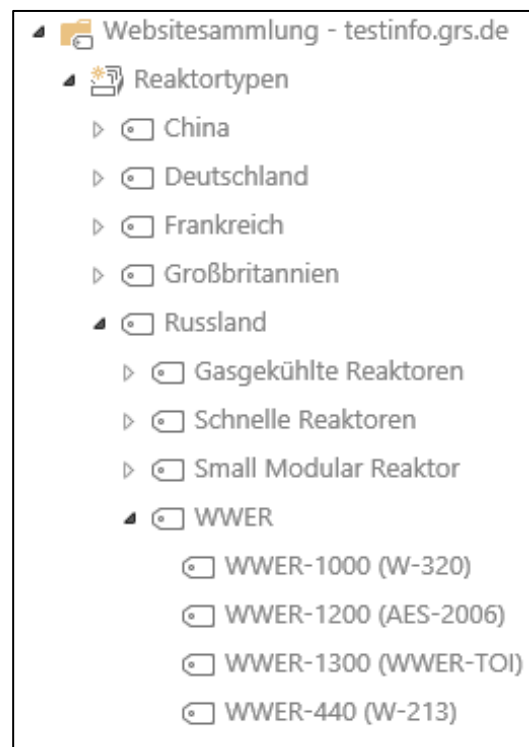
Besondere Bedeutung bei der Erprobung neuer Funktionalitäten hatte die Weiterentwicklung der neu etablierten Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“. Im Vordergrund stand zunächst die Erhöhung der Effektivität bei der Bereitstellung der Inhalte durch die entsprechenden Experten. Als Ergebnis konzeptioneller Überlegungen (s. Kapitel 13.2.1) konnte eine vereinfachte und schnelle Methode mit Hilfe des Tools OneNote erprobt und implementiert werden. Die durchgeführten Tests ergaben, dass mithilfe dieses Tools die innerhalb der fachlichen Projektaktivitäten erarbeiteten oder recherchierten Inhalte sehr leicht abgelegt und weiterverarbeitet werden können. Die Basis für die Informationsbereitstellung stellen hierbei Notizbücher dar, die entsprechend der Inhaltsarchitektur der Wissensbasis strukturiert bereitgestellt wurden. Da OneNote Teil der Microsoft Office Produktfamilie ist, kann die Informationsablage von allen Standardprogrammen der Experten erfolgen. Darüber hinaus ist über die Druckfunktion von Windows prinzipiell aus jeder verfügbaren Anwendung die Ablage von Inhalten in OneNote-Notizbüchern möglich. Da diese Notizbücher von der SharePoint 2013 Umgebung standardmäßig unterstützt werden, können sie auf den entsprechenden Teamsites integriert und



Aufgrund der wesentlichen konzeptionellen Änderungen an der Wissensbasis hinsichtlich der Verbesserung der Inhaltsbereitstellung (z.B. bzgl. Metadatenkonzept unter Verwendung einer Taxonomie, Pagelayout, etc.) wurde festgelegt, dass die Implementierung einzelner Erweiterungen vorerst auf dem Testserver erprobt werden soll. Im Fokus der Erprobungen stand der Einsatz entsprechender Taxonomien für die Optimierung der Navigation innerhalb der Wissensbasis sowie bei der Strukturierung von Informationen zu Betriebsereignissen in ausländischen Anlagen. Zur Nutzbarmachung bereits erstellter GRS-Taxonomien im SKOS-Format, die im Rahmen des Vorgängervorhabens mit einer nicht mehr zur Verfügung stehenden Software erstellt wurden, mussten im Vorfeld entsprechende alternative Tools auf Eignung überprüft werden (s. Kapitel 13.3.2). Als Ergebnis dieser Arbeiten war es möglich, die vorhandenen Taxonomien bei den Erprobungen zur Weiterentwicklung der Wissensbasis zu verwenden. Für den Erprobungszeitraum wurde eine Kopie der Wissensbasis auf den Testserver überführt sowie exemplarische Testseiten erstellt. Zur Überprüfung des Einsatzes von Taxonomien bei der Inhaltsnavigation innerhalb der Wissensbasis wurden Taxonomien zu Ländern, Kernkraftwerksanlagen und Reaktortypen erstellt, in die Testumgebung überführt und auf den entsprechenden Testseiten verfügbar gemacht (s. Abb. 13.5, Abb. 13.6). Darüber hinaus wurden exemplarische Datensätze zur Überprüfung der entworfenen Ansichten und anderen Inhaltsdarstellungsformen erzeugt.



**Abb. 13.5** Taxonomie der Standorte



**Abb. 13.6** Taxonomie der Reaktortypen

### **13.3.2 Erprobung geeigneter semantischer Tools zur Weiterentwicklung von Taxonomien**

Mit dem Ziel der Nutzbarmachung sowie der Weiterentwicklung des im Rahmen des Vorgängervorhabens erstellten GRS-Thesaurus wurden geeignete Tools untersucht und erprobt. Bei der Analyse der ermittelten Anwendungen wurde besonderes Augenmerk auf deren Eignung unter Berücksichtigung von Kosten/Aufwand und Nutzen gelegt. Zunächst war im Rahmen der Aufgabenstellung geplant, in diesem Zusammenhang das Tool PoolParty, welches bisher bei der IAEO zum Einsatz kommt, zu überprüfen und zu erproben. Jedoch wurde basierend auf den Untersuchungen und Erfahrungen seitens der IAEO sowie der Erkenntnisse der GRS zur Nutzung des Tools PoolParty entschieden, sich auf andere, kostengünstigere Tools zu konzentrieren. Eine entsprechend angepasste Arbeitsplanung zur Erprobung geeigneter Semantischer Tools und deren Integration in SharePoint unter Berücksichtigung einer notwendigen Unterbeauftragung des IT-Dienstleisters ist erstellt worden. Die geplanten Erprobungen unterstützten dabei Szenarien zur Nutzung von Metadaten, Thesauri, Taxonomien und Ontologien mit dem Ziel einer Verbesserung der Wissensorganisation auf dem InfoServer.

Bei der Untersuchung von geeigneten SKOS-Editoren wurde das Tool „Graphs for SharePoint (GRASP)“ als besonders interessant und geeignet ermittelt. Dieses Tool erfüllt alle Anforderungen hinsichtlich der Aufgabenstellung, ist jedoch darüber hinaus direkt in die SharePoint-Umgebung integrierbar. GRASP stellt dabei eine SharePoint-Lösung zur Verbesserung der Verwaltung von Terminologien sowie zur Implementierung von semantischen Webstandards in SharePoint dar. Semantische Technologien bieten die Möglichkeit, alle diese Informationen zu verknüpfen und sie über die Grenzen der einfachen Daten- und Dateiablage hinaus nutzbar zu machen, indem ihnen eine konkrete Bedeutung (Semantik) zugeordnet wird. Diese Technologien ermöglichen den Abruf vorhandener Informationen mit Hilfe komplexer vernetzter Strukturen, was einen schnellen und bedarfsgerechten Zugriff auf Datenquellen erlaubt. Aus diesem Grund wurde entschieden, die Funktionen dieses Tool innerhalb einer Piloterprobung auf dem Testserver zu überprüfen. Die Erprobungen erfolgten basierend auf dem erstellten Arbeitsplan. Besondere Herausforderungen bei den durchgeführten Tests bestanden zum einen in dem begrenzten Testzeitraum von 30 Tagen sowie in der Einrichtung der Testumgebung im Rahmen eines Unterauftrags. Die Installation von GRASP stellte sich dabei als technisch sehr aufwändig dar. Während der Erprobungen wurden verschiedene Funktionalitäten überprüft. Im ersten Schritt konnte mithilfe dieses Tools der bereits bestehende GRS-Thesaurus, der im Rahmen von Erprobungen des semantischen Tools

COGITO/Webstudio im Vorgängervorhaben erstellt worden ist, erfolgreich nutzbar gemacht werden. Dieser Thesaurus konnte in seiner Mehrsprachigkeit (deutsch, englisch, russisch) erhalten und in den Terminologie-Speicher (Termstore) von SharePoint überführt werden. Dadurch wurde er ebenfalls für andere Anwendungsfälle, wie die Verbesserung der Navigation innerhalb der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ wiederverwendbar. Darüber hinaus zeigten die Tests, dass GRASP ein effizienteres Management von Terminologien als die SharePoint Standard-Funktionen ermöglicht. Dabei können Terminologien sowohl innerhalb als auch außerhalb der SharePoint-Umgebung mit externen SKOS-Editoren (wie Protégé) weiterentwickelt werden, was den Mehrwert hinsichtlich der Flexibilität und Kollaborationsfähigkeit noch einmal erhöht. Zur Verwendung in der SharePoint-Suche ist mit GRASP zudem ein einfacher Export von Synonymwörterbüchern direkt aus der entwickelten Terminologie möglich. Darüber hinaus wurden mehrere semantische Webparts des Tools GRASP zur Verbesserung von Datenstrukturen und Suchergebnissen überprüft. Dabei konnten umfangreiche Erkenntnisse zur Anwendung von Ontologien bei der Verbesserung der Dokumentensuche gewonnen werden. Die Verwendung dieser semantischen Webparts kann das Finden von gesuchten Inhalten innerhalb der SharePoint-Suche stark optimieren. Notwendige Voraussetzungen für diesen Effekt sind jedoch eine systematische Entwicklung und die zentrale Verwaltung von Terminologien innerhalb einer Organisation sowie das Vorhandensein von konsequent nach Thesaurus verschlagworteten großen Dokumentenmengen. Die detaillierten Untersuchungsergebnisse wurden in einer Anwenderstudie dokumentiert.

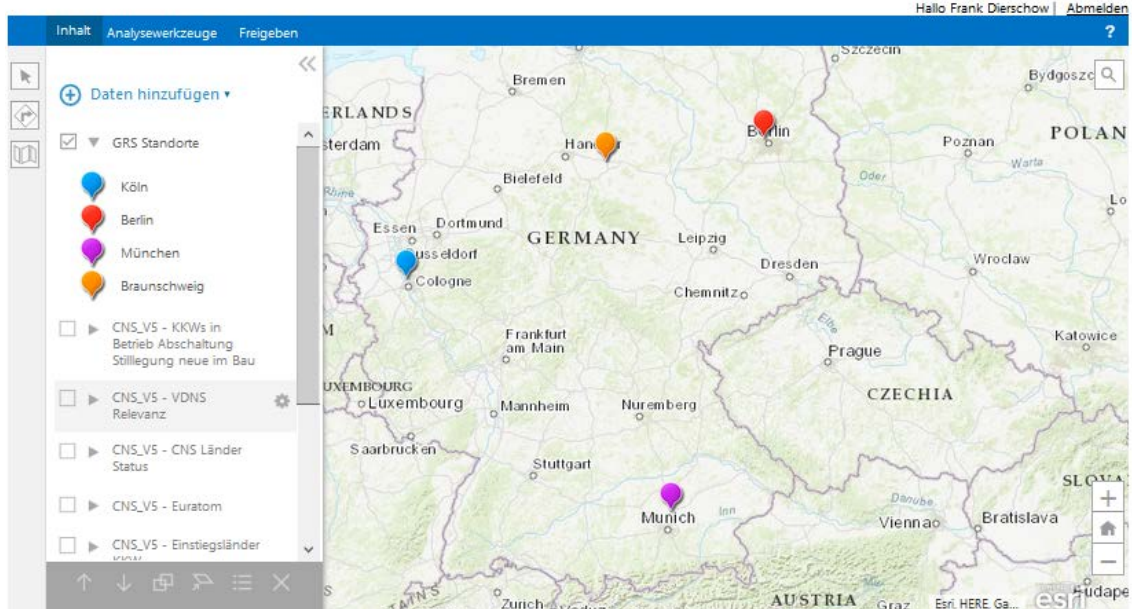
### **13.3.3 Erprobung des Einsatzes von Geoinformationssystemen (GIS)**

Zur Verbesserung der Visualisierung von Landesinformationen, insbesondere innerhalb der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ wurde im Projektzeitraum intensiv untersucht, in wieweit die Integration Geographischer Informationssysteme (GIS) in die vorhandene Infrastruktur des Informationsmanagements der GRS einen Zugewinn für den intuitiven Zugang zu den vorhandenen Informationen ermöglichen könnte. Dabei konnten sowohl bereits gemachte Erfahrungen mit in der GRS vorhandenen Desktop-Anwendungen genutzt als auch die erweiterten Einsatzmöglichkeiten durch Verwendung moderne Tools zur webbasierten Bereitstellung von Geoinformationen getestet werden. Dabei wurden zwei Methoden der Inhaltsbereitstellung betrachtet. Die erste Methode stellt Informationen direkt auf einer beliebigen Webseite über den Dienst „ArcGIS Online“ bereit. Die zweite Methode ermöglicht die Darstellung von Geoinformationen in SharePoint über die Lösung „ArcGIS Maps for SharePoint“. Dabei erfolgt die Inhalts-



bereitstellung über ein Webpart mit der Möglichkeit der Verknüpfung mit in SharePoint gespeicherten Inhalten. Im Rahmen der Untersuchungen wurden zahlreiche Arbeitstreffen, Workshops und Seminare durchgeführt bzw. besucht.

ArcGIS Maps

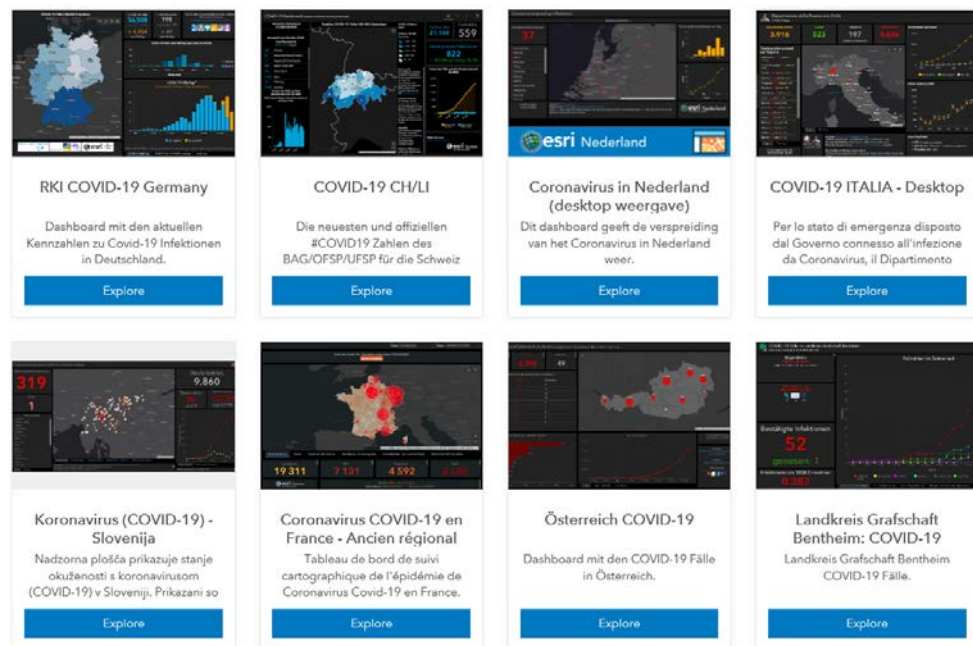


**Abb. 13.7** Anzeige einer geokodierten GRS-Standortliste in SharePoint

Ein Großteil der zur Verfügung gestellten Funktionalitäten von „ArcGIS Online“ und „ArcGIS Maps for SharePoint“ konnte erfolgreich getestet werden. Erfordernisse der GRS bezüglich Darstellung von länder- bzw. ortsspezifischen Informationen können durch eine Kombination aus beiden Tools abgebildet werden. Jedoch war ein erheblicher Aufwand bei Installation des Tools „ArcGIS Maps for SharePoint“ sowie bei der Einrichtung der Funktionalitäten im SharePoint Umfeld der GRS notwendig. Hier sollte zukünftig rechtzeitig der Entwickler der Tools mit eingebunden werden. Aufgrund der zahlreichen weiteren Anwendungsmöglichkeiten dieser Tools ist eine Fortführung der Erprobungen sowie ein zukünftiger Einsatz in der GRS empfehlenswert.

Am Beispiel der Situation im Hinblick auf die derzeitige Corona-Pandemie kann man sehr gut die Einsatzmöglichkeiten und den erheblichen Mehrwert dieser Anwendung verdeutlichen. Alle relevanten Darstellungen von erhobenen Daten und landesbezogenen Informationen zu den Auswirkungen der Corona-Pandemie wurden auf der Basis von ArcGIS Online bereitgestellt (Beispiel s. Abb. 13.8, <https://npgeo-corona-npgeo-de.hub.arcgis.com/>).

## COVID-19 Anwendungen



**Abb. 13.8** Auszug aus dem NPGeo Corona Hub 2020

Die Ergebnisse der sehr umfangreichen Untersuchungen wurden in mehreren Anwenderstudien sowie in einer abschließenden Technischen Notiz (/GRS 20a/) dokumentiert.

### 13.3.4 Erprobung sonstiger Tools zur Verbesserung von SharePoint Portalen

Zur Erleichterung der Arbeit mit dem InfoServer wurden im Rahmen der Projektlaufzeit weitere Tools ermittelt und überprüft. Ziel der Untersuchungen war sowohl eine Verbesserung der Bereitstellung von Unterlagen zu Konferenzen und Tagungen als auch eine Verbesserung der Datenstruktur der DokuINT.

Zur Verbesserung der Anbindung von SharePoint an den InfoFileServer wurden verschiedenen Tools getestet. Hierzu wurden zunächst die Demoversionen verschiedener Anbieter, wie AvePoint (FileShare Navigator) oder Bamboo (File Share Library), vorübergehend in einer Testumgebung installiert und die Funktionen über den zur Verfügung stehenden Testzeitraum von jeweils 30 Tagen ausführlich getestet. Eine vergleichende Anwenderstudie der beiden oben genannten Tools wurde erstellt. Der Einsatz des Tools „FileShare Navigator“ der Fa. AvePoint wurde dabei als am besten geeignet befunden.

Weiterhin wurde das Tool harmon.ie unter Verwendung der aktualisierten Version zur Verbesserung der Dokumentenablage in SharePoint getestet. Dabei handelt es sich um ein in Outlook integriertes Tool zur Ablage und Verwaltung von Dokumenten in einer SharePoint-Umgebung. Aufgrund der veränderten SharePoint-Seitenstruktur des InfoServers nach der Migration zu SharePoint 2013 sowie durch das Update von MS Outlook war die bisher verwendete Version nur noch eingeschränkt funktionstüchtig. Eine entsprechende Testversion für das neue Outlook wurde installiert und die Funktionalitäten erfolgreich überprüft. Die Ergebnisse wurden in einer Anwenderstudie dokumentiert.

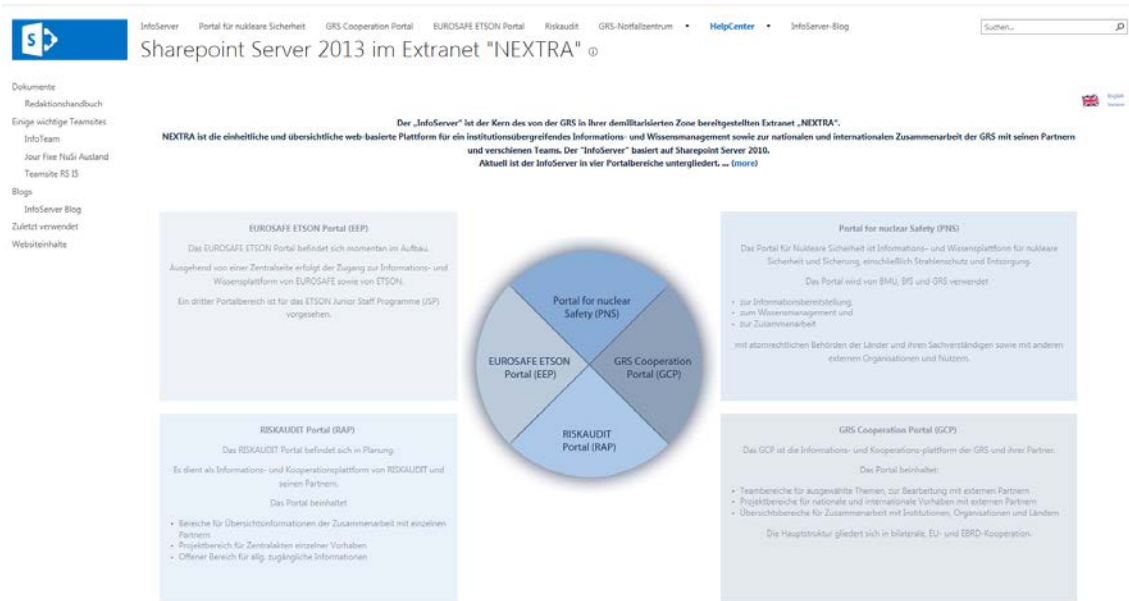
Als weitere Anwendung zur Verbesserung der Dokumentenverwaltung und Dokumentenhandling in SharePoint wurden die Tool DragPad und DocumentFactory als für den Einsatz potenziell geeignet identifiziert. Auf dieser Basis von Informationen aus Webinaren sowie weiterer Recherchen ist eine erste Anwenderstudie zum Tool DragPad erstellt worden. Es wird vorgeschlagen, mit dem Entwickler Kontakt aufzunehmen, um die Tools innerhalb der GRS-SharePoint Infrastruktur zu erproben.

#### **13.4 Betrieb und Aktualisierung der implementierten Wissens- und Zusammenarbeitsportale auf dem InfoServer**

Ein besonders wichtiger Aufgabenbereich, um wertvolle Erkenntnisse zur Verbesserung der Informationsbereitstellung und der organisationsübergreifenden Zusammenarbeit mit SharePoint zu gewinnen, ist die Betreuung sowie die 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 und RAP weiter fortgesetzt.

Besonderes Augenmerk lag dabei auf die Anpassung und Aktualisierung des PNS hinsichtlich der Integration der neu etablierten Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ in diese Portallandschaft. Außerdem wurden umfangreiche Anpassungsarbeiten innerhalb der Bereiche des GCP geleistet, die für die Umsetzung sowie der Dokumentation der EU-Kooperationsprojekte im Rahmen des Instrumentes zur Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit (INSC) genutzt werden.

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 (/GRS 20b/).



**Abb. 13.9** Startseite des InfoServers

### 13.4.1 Weiterentwicklung des Portals für Nukleare Sicherheit (PNS)

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. Für alle erstellten Portalseiten im PNS wurde kontinuierlich Benutzersupport geleistet. Dieser beinhaltete neben der Benutzerverwaltung und fachlichen Beratung der Seitenverantwortlichen.

Ein wesentlicher Bereich des PNS zur organisationsübergreifenden Zusammenarbeit mit dem BMU sowie zur Erprobung von Werkzeugen der SharePoint Plattform bietet der Zusammenarbeitsbereich „Team NuSi Ausland“. Über diese Teamsite wurden die Projektgespräche mit dem BMU organisiert und nachgehalten sowie Arbeits- und Besprechungsergebnisse aufbereitet und zur Verfügung gestellt. Diese Seite nimmt dadurch eine zentrale Stellung in der Zusammenarbeit ein.

Der Fokus der Arbeiten lag hauptsächlich in der Einbindung der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ in die Portalstruktur des InfoServer gemäß den konzeptionellen Vorgaben. Diese inhaltlichen Verknüpfungen wurden im Projektzeitraum umgesetzt und kontinuierlich aktualisiert. Beispielsweise wurden Verlinkungen sowohl zu themenspezi-

fischen Teamseiten im PNS mit detaillierteren Informationen als auch zu historischen Datenbeständen sichergestellt.

The screenshot displays the CNS-Portal interface for the 7th Review Conference 2017. On the left, a vertical navigation menu lists various sections including 'Start', 'Basisdokumente', 'CNS-Berichte', 'Erstellungsprozesse' (with sub-items for years 2008, 2011, 2014, 2017), 'Fragen und Antworten', 'Überprüfungskonferenzen' (with sub-items for years 1999, 2002, 2005, 2008, 2011, 2014, 2017), 'Zuletzt verwendet', and 'Kontakte'. The main content area is titled '7. Überprüfungskonferenz 2017' and contains a tabbed interface with 'Überblick' selected. Below the tabs is a grid of document links organized by country groups:
 

<b>Argentina</b>	<b>Korea</b>
Argentina VDNS Mitigation	Korea VDNS Mitigation
Argentina VDNS Prevention	Korea VDNS Prevention
<b>Armenia</b>	<b>Mexico</b>
Armenia VDNS Mitigation	Mexico VDNS Mitigation
Armenia VDNS Prevention	Mexico VDNS Prevention
<b>Belarus</b>	<b>Netherlands</b>
Weißrussland VDNS Mitigation	Netherlands VDNS Mitigation
Weißrussland VDNS Prevention	Netherlands VDNS Prevention
<b>Belgium</b>	<b>Pakistan</b>
Belgium VDNS Mitigation	Pakistan VDNS Mitigation
Belgium VDNS Prevention	Pakistan VDNS Prevention
<b>Brazil</b>	<b>Romania</b>
Brazil VDNS Mitigation	Romania VDNS Mitigation
Brazil VDNS Prevention	Romania VDNS Prevention
<b>Bulgaria</b>	<b>Russian Federation</b>
Bulgaria VDNS Mitigation	Russian Federation VDNS Mitigation
Bulgaria VDNS Prevention	Russian Federation VDNS Prevention
<b>Canada</b>	<b>Slovakia</b>
Canada VDNS Mitigation	Slovak Republic VDNS Mitigation

 On the right, the 'Allgemeine Dokumente' section lists various documents, categorized by type: 'Dok-Art : Coordinators Report (7)' (Country Group 1-7), 'Dok-Art : General (2)' (Prov. Timetable 7th CNS RM, Prov. List of Participants), and 'Dok-Art : Meeting-Dok. (7)' (2017 - President's Letters, 2017 - INFIRCIS, 2017 - Vienna Declaration Rev.1, 2017 - Template).

Abb. 13.10 CNS-Portal, Seite zur 7. Überprüfungskonferenz 2017

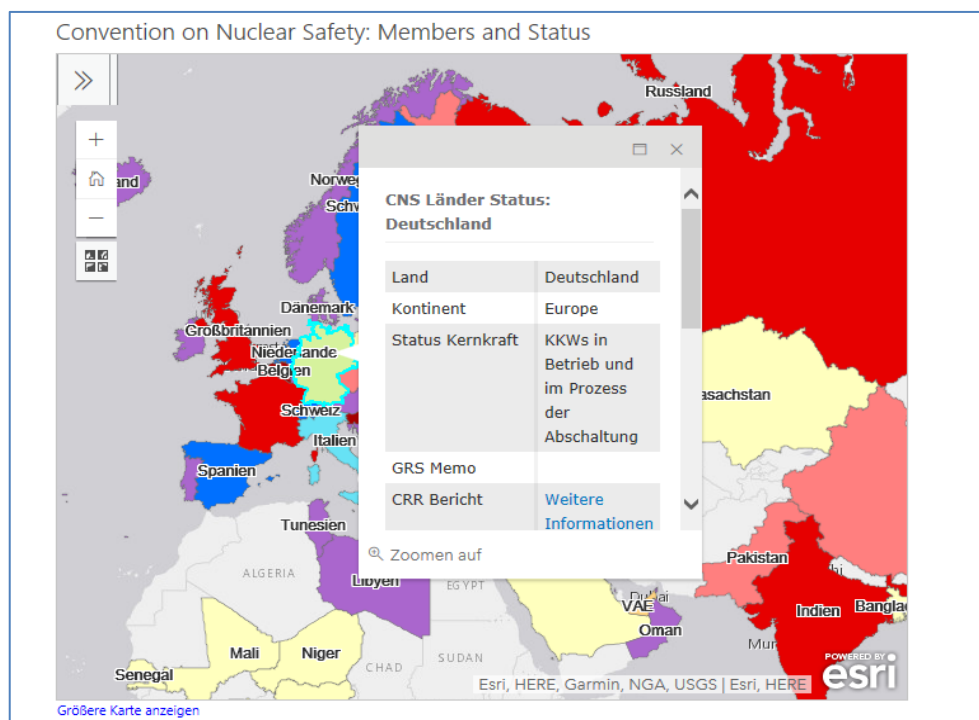
Beispielsweise sind folgende Teamsites neu erstellt und verfügbar gemacht bzw. umfangreiche Aktualisierungen vorgenommen worden:

- CNS-Portal. Unterstützungsarbeiten bei der Anpassung und Aktualisierung der deutschen Teamsite zur Vor- und Nachbereitung der Überprüfungskonferenzen 7 und 8 der CNS,
- Kontinuierlich Pflege und Aktualisierung der Wissensseiten zu Standorten mit Reaktoren russischer Bauart im Bereich Fachaufgaben, Anpassung des News-blogs,
- 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,
- Aktualisierung der Unterlagen zu internationalen Konferenzen und Tagungen,
- Teamseite zur strukturierten Bereitstellung von Dokumenten und Sitzungsunterlagen zu Stilllegungsfonds der EBRD,
- Erstellung einer Pilotseite zu Dokumentensammlung über die Erstellung und Analyse von Durchführungsberichten gemäß Artikel 14.1 der Richtlinie 2011/70/Euratom im Bereich Fachaufgaben

- Aktualisierung der Teamseite zur Verfolgung und Bewertung kerntechnischer Aktivitäten im Ausland im Rahmen der Umweltvorsorge im Bereich Fachaufgaben.

Außerdem sind die Informationen und Dokumente zur Mitarbeit in nationalen und internationalen Gremien und Instrumenten auf dem Gebiet nukleare Sicherheit regelmäßig aktualisiert und verfügbar gemacht worden.

Bei den Arbeiten zur Anpassung des CNS-Portals zur 7. Überprüfungs-konferenz der GRS konnte bereits erste Erfahrungen mit dem Einsatz von geographischen Informationssystemen (GIS) gemacht werden (s. Kapitel 13.3.3).



**Abb. 13.11** CNS-Portal – Visualisierte Landesinformationen

### 13.4.2 Weiterentwicklung des GRS Cooperation Portal (GCP)

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. Für alle erstellten Kooperationsseiten im GCP wurde kontinuierlich Benutzersupport geleistet. Dieser beinhaltete neben der Benutzerverwaltung und fachlichen Beratung bei

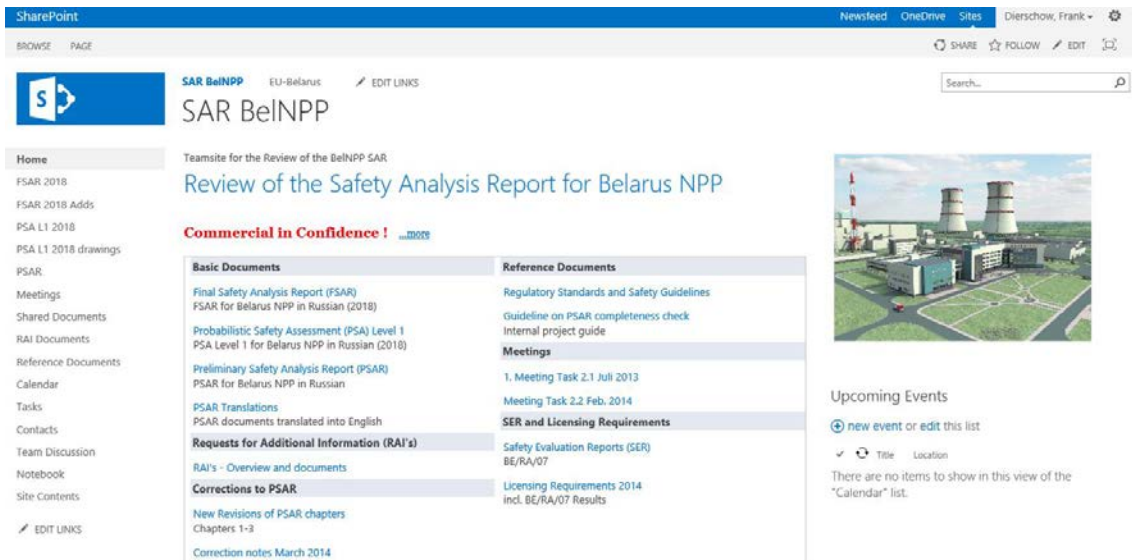
Seitenanpassungen insbesondere die Unterstützung von zahlreichen externen Partnern, die im Rahmen dieser Projekte Zugang sowie Hilfe bei der Benutzung von SharePoint benötigten.

Besonderer Fokus bei der Aktualisierung des GCP lag auf der Informationsbereitstellung im Bereich für EU-Kooperationsprojekte (EU-Cooperation). Dies betraf sowohl die aktuell laufenden als auch bereits abgeschlossene Kooperationsprojekte im Rahmen des Instrumentes für Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit (INSC) der EU. Dabei wurde zwischen Bearbeitung laufender und der Ergebnisdarstellung abgeschlossener Vorhaben unterschieden. Basierend auf konzeptionellen Überlegungen erfolgt die Zusammenarbeit in laufenden INSC-Vorhaben über speziell angepasste Teamsites, während die Ergebnisse abgeschlossener Vorhaben in Form von Dossiers erfolgt.

Zunächst wurden alle verfügbaren Informationen bezüglich der INSC Projekte, an denen die GRS beteiligt war bzw. ist, ermittelt und zusammengetragen. Anschließend erfolgte eine Analyse der Informationen sowie der Entwurf der entsprechenden Portalseiten einschließlich der erforderlichen Daten- und Informationsstruktur in Abstimmung mit den fachlichen Verantwortlichen. Vor der Implementierung der Zusammenarbeitsseiten wurden verschiedenen Optionen der Darstellung mithilfe von Wiki-Seiten getestet. Zur bedarfsgerechten Informationsbereitstellung mussten die vorliegenden Daten aufbereitet und verschlagwortet abgelegt werden. Zunächst wurde mit den INSC-Projekten begonnen, mit deren Partnern die GRS eine langfristige Zusammenarbeit pflegt (Armenien, Ukraine, Belarus). Diese wurden später um die INSC-Projekte in Vietnam und Indonesien ergänzt. Diese Arbeiten wurden während der Projektlaufzeit kontinuierlich fortgeführt und die Datenbestände vervollständigt, insbesondere bezüglich der Aktualisierung der Seiten zur Zusammenarbeit mit Armenien, der Ukraine und Belarus. Die lokale Navigation der Dossiers wurde geeignet strukturiert und angepasst. Die Aufbereitung sowie die Pflege der Inhalte und Dokumente erfolgte dabei im BMU-Vorhaben 4717R01510 (LV1) im Arbeitspunkt 2.

Daneben gab es umfangreiche Anpassungsarbeiten zur Nutzung der Kooperationsseite für das aktuelle INSC-Projekt mit Belarus (BE/RA/09) sowie den angegliederten Seiten für die Arbeiten zur Begutachtung des Sicherheitsberichtes und der Vorort-Unterstützung (One-Site Mission). Dadurch konnte der Zugang zur Projektdokumentation der einzelnen Teilaufgaben erleichtert sowie die bisherigen Ergebnisse durch den Einsatz geeigneter Website-Elemente konsolidiert und strukturiert verfügbar gemacht werden.





**Abb. 13.12** Teamseite zum SAR Review BelNPP

Ein weiterer Schwerpunkt der Arbeiten war die Bereitstellung der Unterlagen zur Bewertung der Sicherheitsdokumentation des Belarus NPP auf dem GCP (und darüber hinaus im GRS-Intranet), die im Rahmen der INSC Zusammenarbeitsprojekte mit Belarus benötigt werden. Eine besondere Herausforderung war dabei der Anzahl sowie die Größe der übermittelten Dateien. Um diese verfügbar zu machen, musste ein Großteil umgewandelt und gegebenenfalls umbenannt werden. Aufgrund des restriktiven Zugriffes auf diese Seite wegen der Sensibilität der Unterlagen war eine geeignete Prozedur zum Upload und Bereitstellung zu entwickeln und umzusetzen. Da die Sicherheitsdokumente im Rahmen des Genehmigungsprozesses mehrfach aktualisiert wurden, mussten diese Arbeiten mehrfach erfolgen. Insgesamt konnten 1.009 Dateien in 150 Ordnen mit einer Gesamtkapazität von ca. 23,2 GB bereitgestellt werden.

Zusammenfassend sind hauptsächlich folgende Kooperationsseiten neu erstellt, verfügbar gemacht bzw. umfangreiche Aktualisierungen vorgenommen worden:

- Startseite zu EU-Kooperationen mit Zugang zu Basisinformationen und den wesentlichen INSC-Projektseiten und Dossiers,
- Teamseiten zu länderspezifischen Verfolgung der langfristigen Zusammenarbeit im Rahmen von EU-Kooperationsprojekten, insbesondere mit Armenien, Belarus und Ukraine,
- Teamseiten zur Zusammenarbeit zur Unterstützung der belarussischen Behörde im Rahmen der INSC-Projekte BE/RA/08 und BE/RA/09,



- Teamseite zu den projektübergreifenden Arbeiten hinsichtlich der Bewertung der Sicherheitsdokumentation zum KKW Belarus im Rahmen der INSC-Kooperationsprojekte,
- Teamseite zur Planung und Dokumentation der projektübergreifenden Arbeiten im Rahmen der Vorortunterstützung der belarussischen Behörde im Rahmen der INSC-Kooperationsprojekte,
- Teamseite zur Zusammenarbeit zur Unterstützung der ukrainischen Behörde im Rahmen des INSC-Projektes UK/TS/58,
- Erstellung und Aktualisierung von 28 Dossier-Seiten zur strukturierten Darstellung von Projektergebnissen abgeschlossener INSC-Vorhaben im Bereich EU-Cooperation,
- Mehrere Teamseiten von EU-Projekten zur Implementierung der Forderungen von EU-Direktiven in das nationale Regelwerk der Mitgliedsstaaten,
- Mehrere Teamseiten zur gemeinsamen Erstellung von Angeboten mit externen internationalen Partnern zur Umsetzung von EU-Unterstützungsprojekten mit externen internationalen Partnern
- Anpassung und Aktualisierung des Teambereichs zur Bereitstellung von Unterlagen für Workshops mit SSTC/SNRIU zur Nutzung von Wissensportalen im Bereich „Bilateral Cooperation“ auf der Kooperationsseite GER-UKR.

Bei der Konzipierung dieser neuen Portalbereiche und Seiten wurden außerdem verschiedene SharePoint-Funktionalitäten zur Inhaltsdarstellung getestet, z.B. die Verwendung Inhaltstypen zur Darstellung von wesentlichen Ergebnissen aus INSC-Vorhaben in einer speziellen Ansicht.

### **13.4.3 Weiterentwicklung des RISKAUDIT-Portals (RAP)**

Nach der Entwicklung und Einrichtung des RISKAUDIT-Portals (RAP) werden die entsprechenden Portalseiten inhaltlich eigenständig von RISKAUDIT betreut. Die im Rahmen der Aufgabenstellung geleisteten Arbeiten beschränkten sich weitestgehend auf die Gewährleistung eines kontinuierlichen Benutzersupports der Seitenverantwortlichen. Dieser beinhaltete neben der Benutzerzulassung und -verwaltung und fachlichen Beratung bei Seitenanpassungen insbesondere die Unterstützung von zahlreichen externen Partnern, die im Rahmen dieser Projekte Zugang sowie Hilfe bei der Benutzung von SharePoint benötigten.

Ein Großteil der Arbeiten lag jedoch auch besonders bei der Unterstützung des Betriebes der Portalseiten in der der Project-Area, da dieser Bereich zur Verbesserung der Zusammenarbeit und der Implementierung der laufenden INSC Vorhaben genutzt wird.

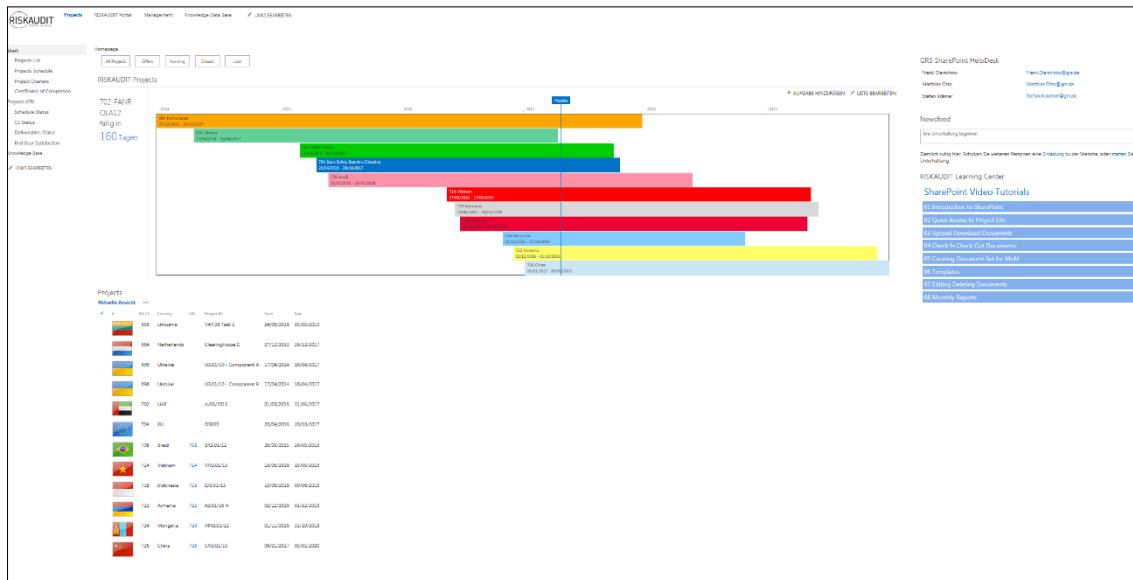


Abb. 13.13 Riskaudit Portal – Einstiegsseite des Teilbereichs „Projects“

Die Vervollständigung und Verschlagwortung der im Riskaudit-Portal bereitgestellten Riskaudit-Berichte wurde ebenfalls intensiv unterstützt. In Verbindung mit den auf dem RAP bereitgestellten Projektseiten stellen diese Dokumente wesentliche Wissensquellen zur Verfolgung und Aufbereitung relevanter Unterlagen und Ergebnisse von INSC-Projekten dar. Diese bilden eine entscheidende Grundlage bei der Erstellung der entsprechenden Dossier-Seiten auf dem GCP (s. Kapitel 13.4.2).

### 13.4.4 Weiterentwicklung des EUROSAFE-ETSON-Portals (EEP)

Neben der kontinuierlichen Aktualisierung der Inhalte wurde das EEP im Projektzeitraum weiterentwickelt und ausgebaut. Ergänzend zu den ETSON-Aktivitäten im AP 14 wurde im Projektzeitraum insbesondere die Kooperationsseite der ETSON Knowledge Management Group aktualisiert. Ein besonderer Schwerpunkt der Arbeiten war die Weiterentwicklung des gemeinsamen Informationspools zum Wissensmanagement innerhalb von ETSON. Sowohl die GRS-eigenen als auch die von den ETSON Partnern zur Verfügung gestellten Dokumente und Informationen wurden verfügbar gemacht sowie aktualisiert bzw. ergänzt. Die hinterlegten Hyperlinks im Bereich des InfoPools wurden geprüft und erforderlichenfalls berichtigt. Weitere (neue) auf der GRS-Webseite vorhandenen spezifischen und generischen Berichte wurden mit den Vorhandenen

abgeglichen und ergänzt (insbesondere in Hinblick auf das nächste Meeting der KMG-Group). Abstimmungsgespräche bezüglich Benutzererfahrung oder Weiterentwicklung dieses sogenannten ETSON InfoPools wurden ebenfalls durchgeführt.

Für alle erstellten Kooperationsseiten im EEP wurde kontinuierlich Benutzersupport geleistet. Dieser beinhaltete neben der Benutzerverwaltung und fachlichen Beratung bei Seitenanpassungen, insbesondere die Unterstützung von zahlreichen externen Partnern, die im Rahmen dieser Projekte Zugang sowie Hilfe bei der Benutzung von SharePoint benötigten.

Durch die Einführung einer ETSON Communication Group (ECG) wechselte die Verantwortung für die Außendarstellung als auch für die interne Kommunikation von ETSON und somit auch für das EEP zu dieser Gruppe. Im Rahmen der ersten Aktivitäten der ECG wurden intensive Gespräche zur Anpassung der Portalstruktur des EEPs geführt und erste Anforderungen formuliert. Diese wurden gesichtet und bewertet. Mit der Erstellung eines aktualisierten Portalkonzepts wurde begonnen.

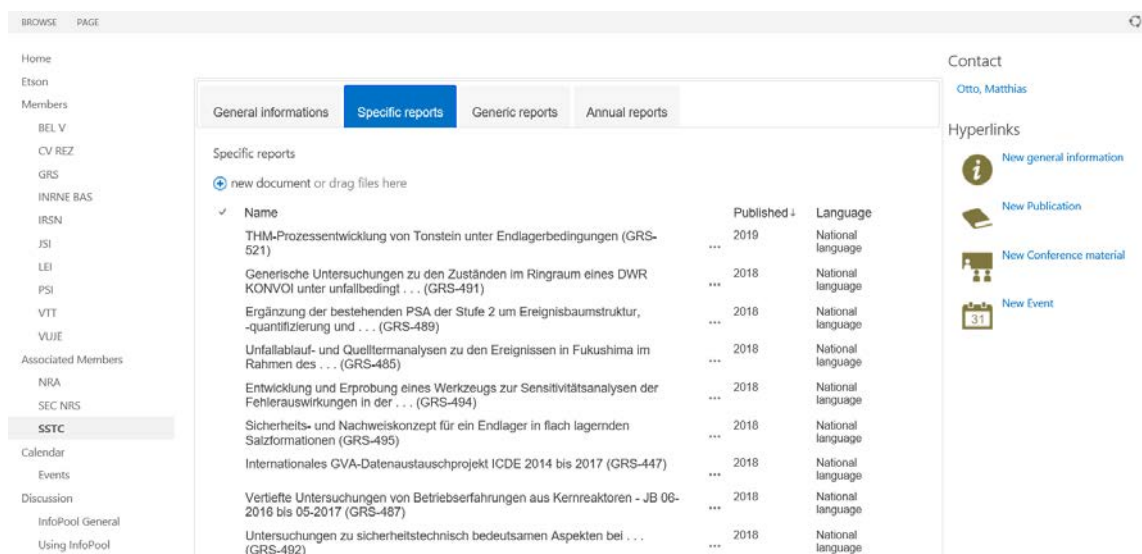


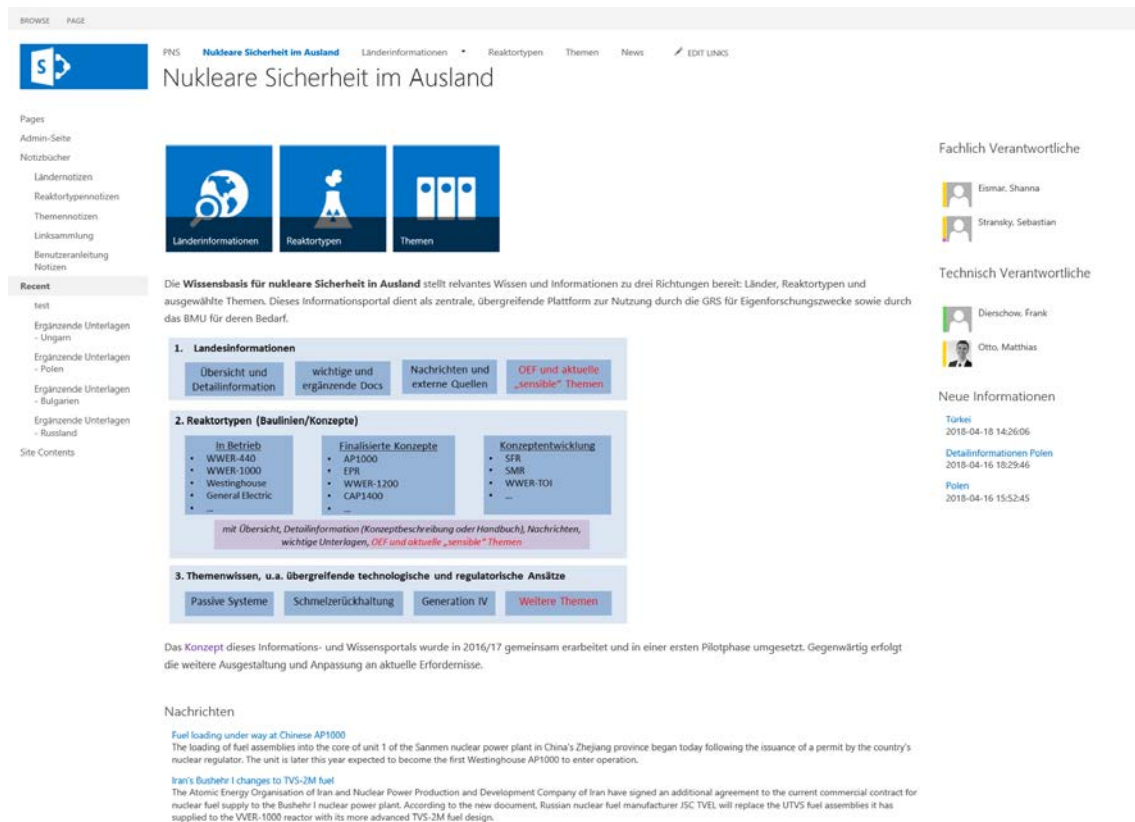
Abb. 13.14 Informationsseite der GRS im ETSON InfoPool

### 13.5 Betrieb und Weiterentwicklung der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“

Ein besonderer Schwerpunkt der Arbeiten dieses Arbeitspunktes war die Sicherstellung des ordnungsgemäßen Betriebs der neu etablierten Wissensbasis zur nuklearen Sicherheit im Ausland. Neben der kontinuierlichen Aktualisierung der Inhalte wurde die Wissensbasis im Projektzeitraum ständig weiterentwickelt und ausgebaut. Zahlreiche

Wissensseiten wurden neu erstellt bzw. angepasst. Für alle Wissensseiten wurde kontinuierlich Benutzersupport geleistet. Dieser beinhaltete insbesondere die fachliche Beratung der Seitenverantwortlichen bei gewünschten Seitenerstellung und -anpassungen.

Basierend auf ersten Erfahrungen bei der Benutzung und Inhaltsbereitstellung sind gemäß den konzeptionellen Verbesserungen (s. Kapitel 13.2.1) und Erprobungen (s. Kapitel 13.3.1) umfangreiche Anpassungsarbeiten sowohl zur Beseitigung von Fehlern als auch zur Verbesserung der Nutzerfreundlichkeit durchgeführt worden. Dazu wurden im Vorfeld zahlreiche Diskussionen und Arbeits- bzw. Abstimmungsgespräche durchgeführt. Zur technischen Umsetzung der Anpassungen ist zunächst ein detailliertes Konzept erstellt und umgesetzt worden. Weitere Anpassungen erfolgten auf der Basis von Anforderungen, die sich aus der täglichen Arbeit der Experten mit der Wissensbasis ergaben. Dazu gehörten neben notwendige Layoutanpassungen, Erweiterung der Funktionalitäten zur Bereitstellung zusätzlicher Inhalte insbesondere die Optimierung der Navigation zu relevanten Wissensseiten.

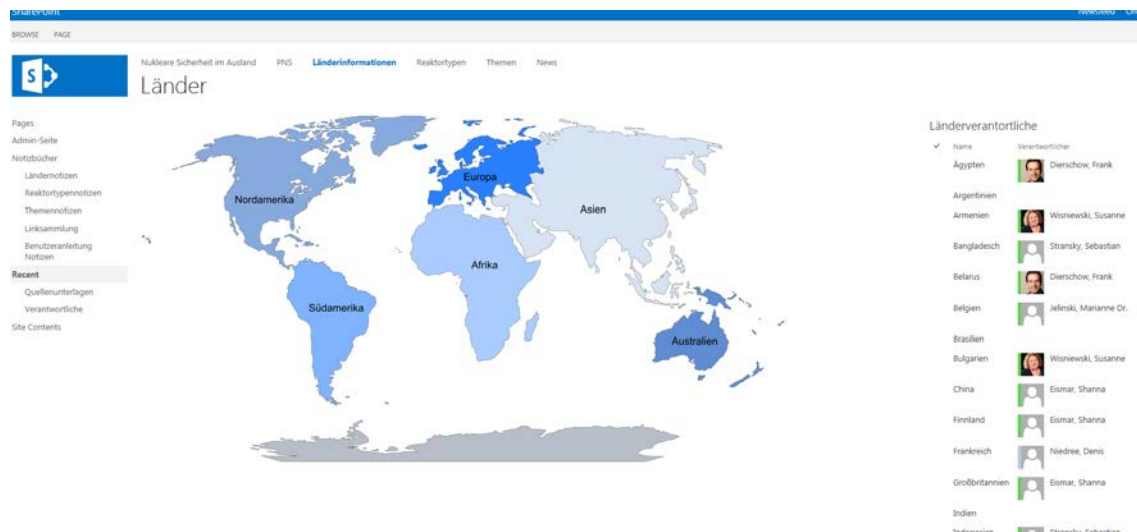


**Abb. 13.15** Überarbeitete Startseite der Wissensbasis

Zur Verbesserung der Übersichtlichkeit sowie zur Verdeutlichung des Konzeptes der Wissensbasis wurde die Startseite angepasst. Diese stellt übersichtlich den Zugang zu den drei Teilbereichen (Länderinformationen, Reaktortypen, Themen) bereit und enthält

jetzt zusätzliche Informationen zu Inhalt und Struktur der Wissensbasis sowie eine Erläuterung des zugrundeliegenden Konzepts.

Die Wissensseiten im Bereich Länderinformationen wurden kontinuierlich aktualisiert bzw. angepasst oder neu erstellt. Derzeit stehen in der Wissensbasis 45 Länderübersichten sowie 43 Länderdetailinformationen zur Verfügung.



**Abb. 13.16** Startseite des Bereichs zu Landesinformationen

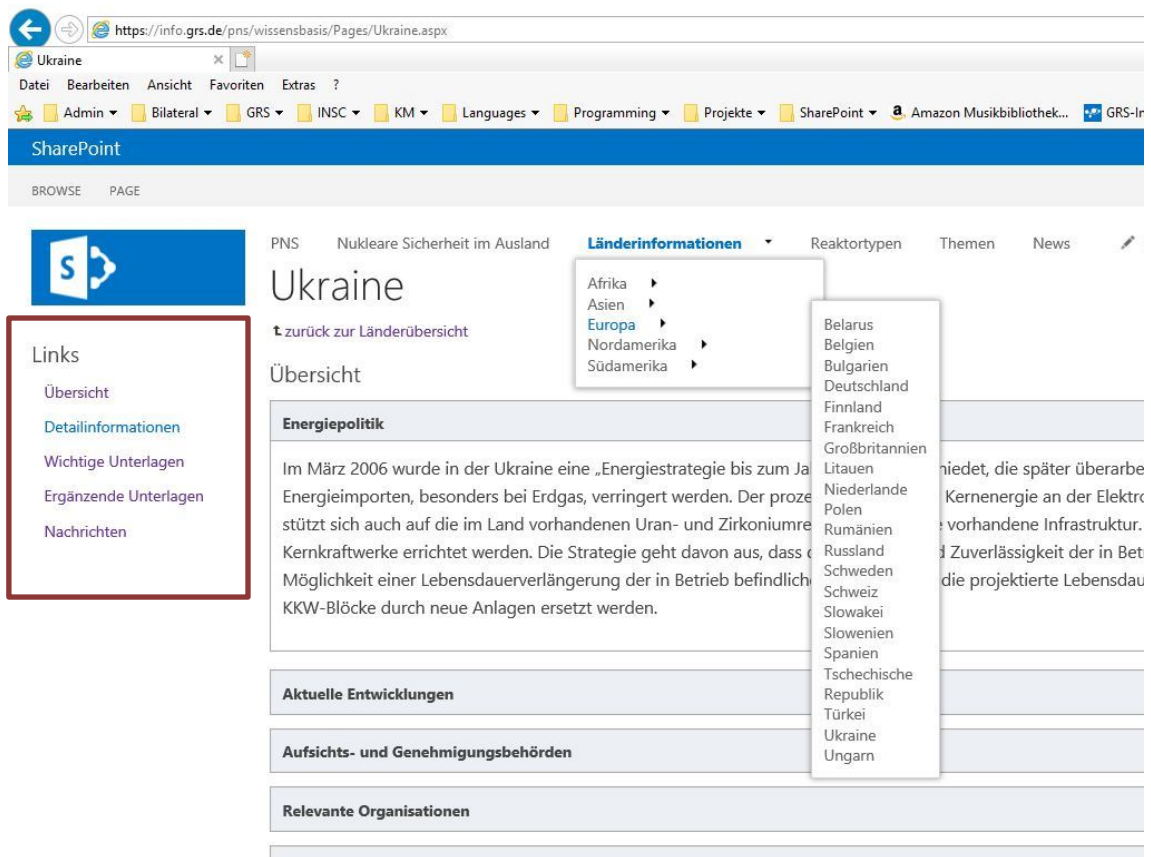
Ein weiterer wesentlicher Schwerpunkt der Arbeiten war die Optimierung der Navigation zu den relevanten Wissensseiten und Inhalten der Wissensbasis. Dabei wurde sich zunächst auf die globale Navigation der Wissensbasis konzentriert. Ziel war eine schnellere Erreichbarkeit von relevanten Länderinformationen direkt von der Startseite. Hierzu ist im Vorfeld der Einsatz von entsprechenden Taxonomien erprobt worden (s. Kapitel 13.3.2). Diese erfolgreichen Tests ermöglichten die Wiederverwendbarkeit bereits bestehender Taxonomien sowie deren Anpassung im Rahmen der Umstellung der Navigation. Nach Implementierung der Änderungen ist jetzt ein direkter Aufruf einer jeweiligen Länderübersichtsseite von jeder beliebigen Seite der Wissensbasis aus möglich.

Die lokale Navigation auf den jeweiligen Wissensseiten mit Länderinformationen wurde ebenfalls verbessert. Diese Anpassungen gewährleisteten damit einen einheitlichen Zugang zu den verfügbaren landesspezifischen Informationen. Die Umsetzung über eine entsprechende SharePoint-Liste erlaubt die freie Konfigurierbarkeit dieses Navigationsbereichs. Die derzeitige Navigationsstruktur für Landesinformationen wurde wie folgt

umgesetzt:

1. Übersicht
2. Detailinformationen
3. Wichtige Unterlagen
4. Ergänzende Unterlagen
5. Nachrichten

Dabei ist die Inhaltsarchitektur für Länderinformationen entsprechend erweitert worden. Beispielsweise wurde die Dokumentensammlung um die Bibliotheken für ergänzende Unterlagen ergänzt. Je nach Verfügbarkeit der Informationen und Inhalte wurden die Wissensseiten kontinuierlich entsprechend angepasst und werden weiter vervollständigt.



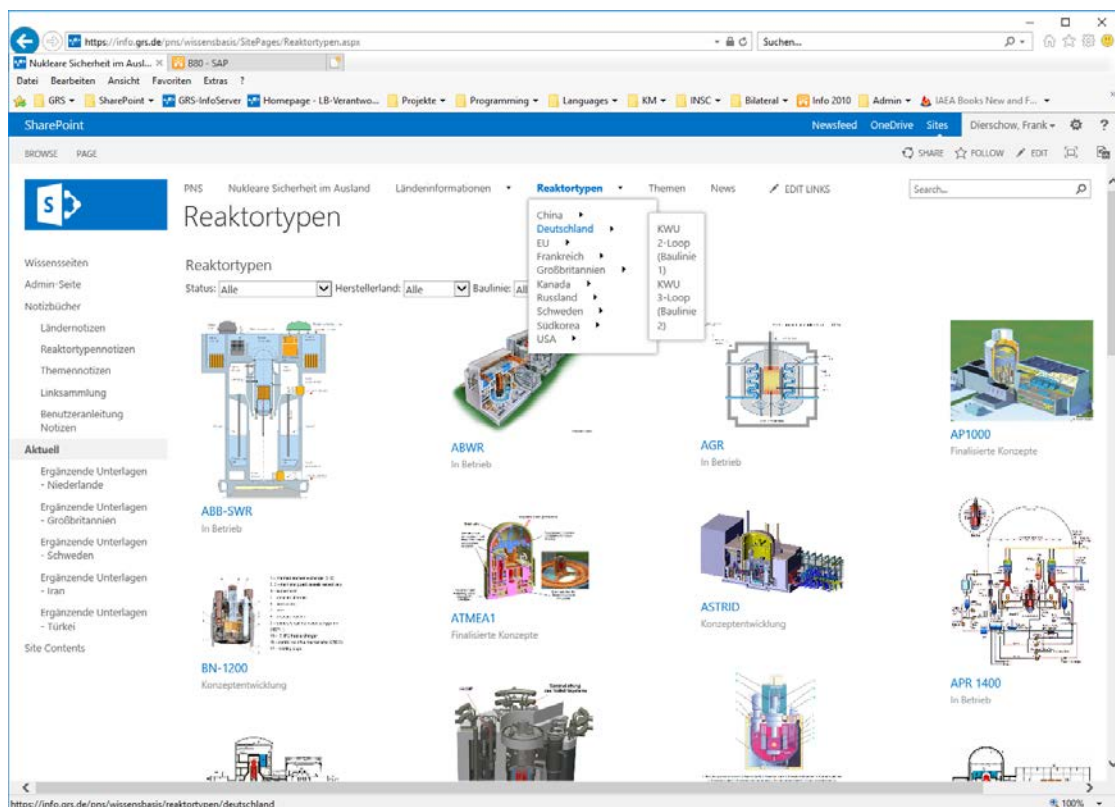
**Abb. 13.17** Ländernavigation (global, lokal)

Die Wissensseiten im Bereich Reaktortypen wurden ebenfalls kontinuierlich aktualisiert bzw. angepasst oder neu erstellt. Derzeit stehen in der Wissensbasis 39 Wissensseiten zur Verfügung. Darüber hinaus wurden in diesem Bereich umfangreiche Anpassungen durchgeführt, um die Struktur der abgelegten Informationen weiter zu optimieren. Dazu



waren umfangreiche Änderungen, wie Ergänzungen der Metainformationen und Erstellung geeigneter Ansichten, notwendig.

Zur Verbesserung der Nutzerfreundlichkeit wurde das Layout der Startseite geändert. Die Seiten mit Informationen zu den Reaktortypen sind jetzt über kleine Symbolbilder erreichbar. Des Weiteren wurden Filtermöglichkeiten geschaffen, um eine sinnvolle Eingrenzung der Anzeigeergebnisse zu ermöglichen. Neben dem Status (Finalisierte Konzepte, in Betrieb oder Konzeptentwicklung) kann der Nutzer derzeit die Anzeige ebenfalls über das Herstellerland oder Baulinie filtern.



**Abb. 13.18** Startseite des Bereichs zu Reaktortypen inkl. globaler Navigation

Außerdem erfolgte eine Anpassung der Navigation bezüglich Reaktortypen. Basierend auf einer erstellten und erprobten Taxonomie (s. Kapitel 13.3.2) wurde ein entsprechendes Menü in der globalen Navigationsleiste (oberer Bereich) implementiert (Abb. 13.18). Diese hat zwei Ebenen: Herstellerland und Reaktortyp. Diese Navigation ermöglicht einen schnelleren Zugriff auf relevante Wissensseiten. Zur Vereinheitlichung der lokalen Navigation auf den Reaktortypseiten wurden das Seitenlayout analog zu den Länderinformationsseiten angepasst.

Der Bereich für übergeordnete Themen wurden ebenfalls kontinuierlich ausgebaut. Derzeit stehen hier 19 Wissensseiten zur Verfügung. Umfangreiche Anpassungs- und Unterstützungsarbeiten wurden beispielsweise für folgende neue Wissensseiten geleistet:

- Seite mit Unterlagen zu ENSREG Stresstests in Armenien und Belarus, an denen die GRS beteiligt war;
- Themenseite zur WWER Reaktorfamilie erstellt;
- Seite zum Thema „Gefilterte Druckentlastung“;
- Seite zum Thema „Gestaffeltes Sicherheitssystem (Defence in Depth)“;
- Seite zum Thema „Small Modular Reactors (SMR)“;
- Überführung der getesteten Seiten zu Betriebserfahrungen und Ereignissen in ausländischen Anlagen;
- Seite zum Thema „Auffälligkeiten beim Reaktordruckbehälter des EPR Flamanville-3 (GeSi)“
- Seite zum Thema „Nonconforming, Counterfeit, Fraudulent and Suspect Items (NCFSI)“
- Seite mit Informationen zum Thema „Komponentenintegrität“ sowie zum Zugriff auf die entsprechende Wissensbasis KompINT

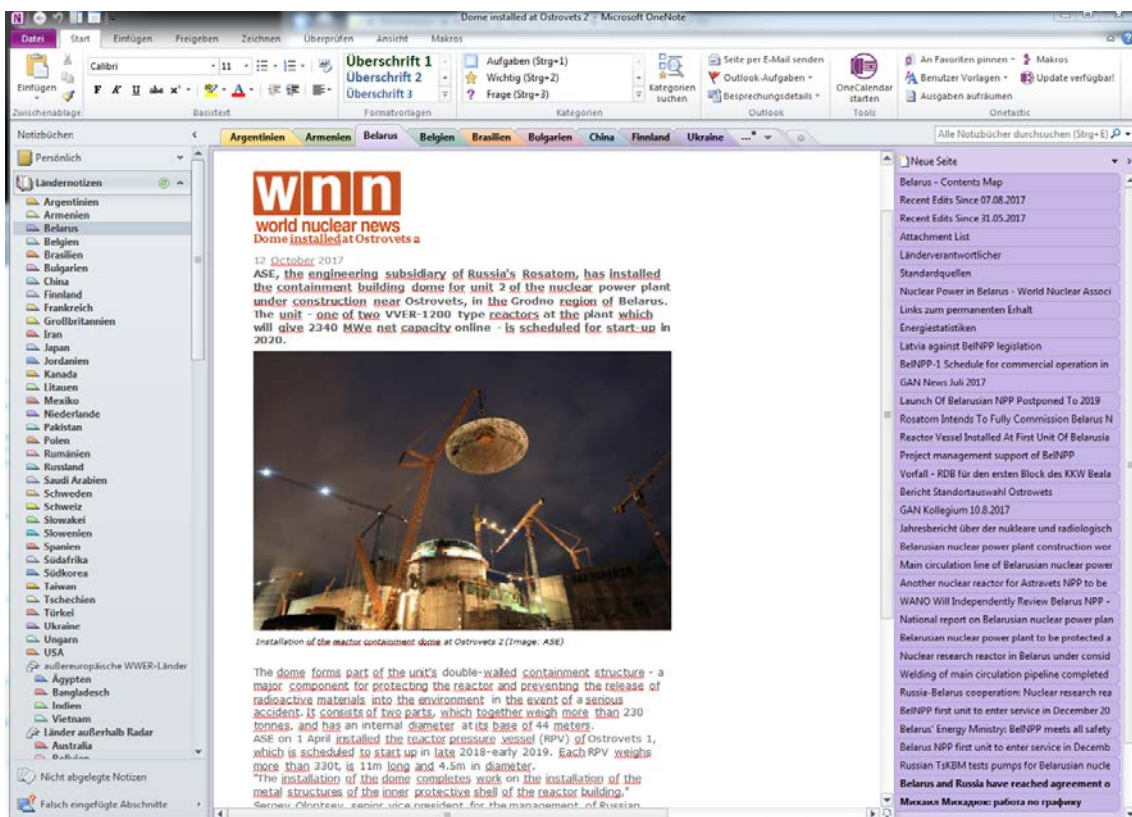


Abb. 13.19 Informationssammlung mit OneNote



Nach einer Erprobungsphase (s. Kapitel 13.3.1) wurde die Wissensbasis um die Funktion einer zentralen strukturierten Informations- und Datenablage erweitert. Hierzu wurden für alle Informationsbereiche (Länderinformationennotizen, Reaktortypennotizen, Themennotizen) entsprechende OneNote Notizbücher angelegt, strukturiert und auf der Portalseite verfügbar gemacht. Diese Funktion in Verbindung mit der Nutzung des standardmäßigen Office-Programms „OneNote“ ermöglicht es den Experten, gesammelte Informationen (beispielsweise durch Mail, Internetrecherche usw.) schnell und unkompliziert in die entsprechende Rubrik zur späteren Weiterverarbeitung durch den fachliche Verantwortlichen strukturiert abzulegen. Dieses Tool wird in der täglichen Arbeit intensiv angewendet und kontinuierlich optimiert.

### **13.6 Pflege und Aktualisierung von Dokumentensammlungen**

Im Folgenden werden die Arbeiten und Ergebnisse bei der Nutzung und Weiterentwicklung der Plattformen für technische Dokumentationen zur nuklearen Sicherheit sowie anderer Dokumentensammlungen auf dem InfoServer beschrieben. Dazu gehören insbesondere:

- die Nutzung und Weiterentwicklung der DokuINT im Zusammenwirken mit dem InfoServer und dem Nutzen effizienter Suchwerkzeuge,
- die Pflege und Weiterentwicklung der IntPro für internationale Projekte,
- fortgesetzte Nutzung weiterer Dokumentensammlungen und Ressourcen (wie z.B. die CD/DVD-Sammlung DataBerlin),
- die Nutzung des InfoFileServer (IFS) als die mit dem InfoServer verknüpfte Datenspeicherlösung großer Datenmengen;

#### **13.6.1 Pflege und Weiterentwicklung der DokuINT**

Während der Projektlaufzeit wurden kontinuierlich Daten in die DokuINT aufgenommen. Ein Schwerpunkt war dabei die Aufarbeitung von Alt-Akten mit relevanten Dokumenten älterer Projekte. Im Projektzeitraum wurden dabei 59 Ordner mit insgesamt 650 Dokumenten geprüft. Davon sind 271 digitalisiert und in die Dokumentensammlungen (vornehmlich in die DokuINT) eingestellt worden. Derzeit sind 60.712 Dokumente und Listenelemente erfasst und über die DokuINT SharePoint-Seite verfügbar gemacht worden.

Ein wesentlicher Schwerpunkt der Arbeiten war die Überprüfung und Vereinheitlichung der im Rahmen des im Vorgängervorhaben durchgeführten Pilotprojekts zur

automatischen Verschlagwortung annotierten Dokumente. Dabei wurden zahlreiche Fehler in den durchgeführten Annotationen festgestellt. Dabei handelt es sich zum größten Teil um eine fehlerhafte Verschlagwortung von russischen oder mehrsprachigen Dokumenten. Darüber hinaus führten die daraus erzeugten Ansichten einen deutlichen Performanceeinbruch bei der Benutzung der DokuINT. In der Folge mussten die Ansichten in den einzelnen Dokumentenbibliotheken entsprechend bereinigt und angepasst werden, um eine benutzerfreundliche Recherche im Datenbestand zu ermöglichen. Diese Anpassungen erfolgten über die Entwicklung geeigneter Programme (Skripte). Es wurde sich dabei auf eine Minimalanzahl an notwendigen zu durchsuchenden Metainformationen beschränkt. Daneben wurden umfangreiche Tests zur Verbesserung der Suche innerhalb der DokuINT bezüglich der Sucheinstellungen vorgenommen. Diese umfassten die Einrichtung eines eigenen Suchbereiches sowie Anpassungen am Suchverhalten. Nach erfolgreichem Abschluss der Funktionstests wurden die entsprechenden Einstellungen in das Produktivsystem übernommen. Außerdem wurde die Suche innerhalb spezifischer Felder (z.B. innerhalb aller Einträge aus den alten DokuOST-Feldern) ermöglicht sowie Einschränkungsmöglichkeiten von Suchergebnissen (sogenannte Refiner) für Autor und Sprache, hinzugefügt. Die erweiterten Sucheinstellungen wurden entsprechend ausgebaut.

Auf der Basis dieser notwendigen Anpassungen wurde die Startseite der DokuINT entsprechend umgestaltet (s. Abb. 13.20) und verfügbar gemacht. Die zentralen Elemente sind dabei die Suchleiste sowie die Ablagebibliothek für die Aufnahme neuer Dokumente in die Dokumentensammlung. Erste Erfahrungen bei der Nutzung der DokuINT zeigten, dass die durchgeführten Anpassungen das Auffinden relevanter Informationen innerhalb der SharePoint-Umgebung, insbesondere im Datenbestand der ehemaligen DokuOST, erleichtern. Die Arbeiten zur Weiterentwicklung sowie der derzeitige Status der DokuINT wurden in einem Vorhabensbericht (/GRS 20c/) zusammengefasst.

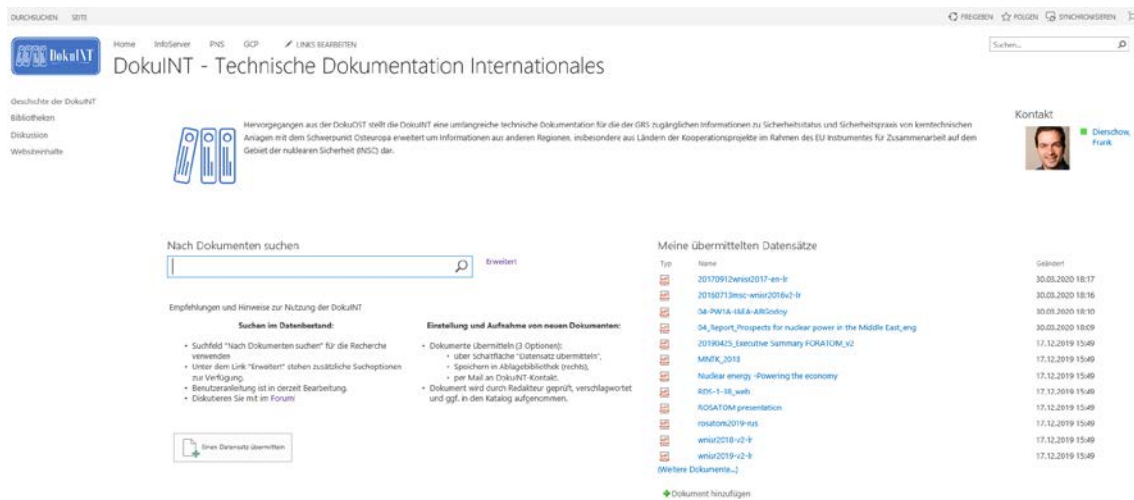


Abb. 13.20 Startseite der DokuINT

### 13.6.2 Pflege und Aktualisierung des Projektkontrollsystem IntPro und weiterer 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 Projektmanagementprogramm IntPro wurde fortlaufend Benutzerunterstützung und Wartung geleistet und die Übertragung der relevanten Daten aus dem SAP System nach IntPro überwacht. Die Datenbasis wurde fortlaufend aktualisiert, sodass sie z. Z. über 2.899 Projekte, davon 616 BMU/BASE/BfS Vorhaben, enthält.

Aufgrund technischer und administrativer Gegebenheiten erfolgte eine Überarbeitung der Methode zur Datenübertragung. Die Informationen zu den Vorhaben werden jetzt automatisch aus SAP übernommen. Ergänzend dazu wurden Datenübertragungsverfahren in ProjectCenter der GRS entwickelt und etabliert. Jedoch war die Aufnahme zusätzlicher Informationen notwendig, um die Vorteile der IntPro-Datenbank vollumfänglich nutzen zu können. Daneben musste die IntPro zur Bearbeitung von neuen Projekten zum Thema Rückbau und Entsorgung angepasst werden. Die IntPro wurde regelmäßig auf Doppelteingaben überprüft und entsprechend überarbeitet. Weitere Ergänzungen, wie Zuordnung von Gültigkeitszeiträume zu den Benutzerkennzeichen in der GRS, der Übertragung der Kundennummern oder der Zuordnung von Institutionen, wurden während der Projektlaufzeit hinzugefügt.

Darüber hinaus wurden kontinuierlich Arbeiten zur Aktualisierung weiterer Dokumentensammlungen auf dem InfoServer durchgeführt. Neben der CD/DVD-Sammlung DataBerlin wurden beispielsweise folgende Listen aktualisiert:

- GRS-A-Berichte
- GRS-S-Berichte
- GRS-V-Berichte
- Presse-Informationen aus der Ukraine und Russland
- Sammlung der Serienpublikationen „Aktis“ (IRSN Research News)

Zusätzlich wurden die Unterlagen zu besuchten Konferenzen und Tagungen (inkl. Seminarprogramm Ost) zusammengestellt, auf dem InfoFileServer eingepflegt und über den InfoServer zugänglich gemacht.

### **13.7 Anbindung bzw. Überführung weiterer GRS-Datenbestände**

Während der Projektlaufzeit wurde die Anbindung weiterer Datenbestände der GRS in die NEXTRA-Umgebung bzw. deren Überführung in ein zentrales SharePoint basiertes Dokumentenzentrum überprüft.

Beispielsweise wurde die Wissensbasis „KompINT“ zur Sammlung und Bereitstellung von Informationen zu den einzelnen Teilgebieten des Kompetenzfeldes "Komponentenintegrität“, die von der GRS seit 2010 betrieben wird, in die SharePoint-Umgebung der GRS überführt. Im Themenbereich der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ wurde eine entsprechende Seite mit einleitenden Informationen angelegt und der Zugang zu den entsprechenden Wissensseiten über eine Verknüpfung bereitgestellt.

Außerdem wurden Untersuchungen zur Integration des Tools CITAVI in die SharePoint-Umgebung der GRS durchgeführt. Bei CITAVI handelt es sich um verbreitete Datenbank zur Verwaltung von wissenschaftlicher Literatur und Zitaten, die in der GRS in verschiedenen Fachbereichen Anwendung findet. Die Funktionalitäten und Integrationsmöglichkeiten von CITAVI wurden zunächst anhand bisheriger Nutzererfahrungen sowie verfügbarer Literatur (wie Benutzerhandbücher) ergänzt durch Internetrecherchen ermittelt. Weitergehende Funktionstests mit CITAVI ergaben verschiedene, jedoch eingeschränkte Möglichkeiten der Zusammenarbeit mit SharePoint. Anhänge innerhalb von CITAVI-Projekten können jedoch in SharePoint-Dokumentenbibliotheken abgelegt werden. Mit dem CITAVI Add-in für Word kann gemeinsam an in SharePoint abgelegten

Word-Dokumenten gearbeitet werden. Leider bietet CITAVI derzeit keine darüberhinausgehenden Integrationsmöglichkeiten mit SharePoint an. Die Ergebnisse der Untersuchungen wurden in einer Anwenderstudie dokumentiert.

### **13.8 Benutzersupport und HelpCenter**

Zur Nutzung der Portalseiten, insbesondere für externe 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 GCP und RAP stieg die Benutzeranzahl stetig an. Die entsprechende Benutzerverwaltung, insbesondere die Zulassung neuer Benutzer zu den Projektseiten, erfolgte kontinuierlich. Häufig auftretende Fragen bei der Benutzerregistrierung wurden ermittelt und inklusive der entsprechenden Antworten durch den Support zusammengestellt. Diese erlaubten eine effektivere Unterstützung bei regelmäßig auftretenden Support-Anfragen.

Zur Unterstützung der Experten bei der Benutzung des InfoServers wurden im Projektzeitraum zahlreiche Anleitungen und Benutzerhilfen erstellt, wie zum Beispiel:

- zum Einsatz der zentralen Ablage von Informationen mithilfe von MS OneNote im Rahmen der Wissensbasis „NuSi Ausland“,
- zur Vorgehensweise bei der Pflege von Betriebsereignissen auf der entsprechenden Wissensseite,
- zur Erstellung von Wiki-Inhalten, insbesondere das Einbinden von Bildern und Grafiken in die Landesinformationen,
- zur Orientierungshilfe für die GCP Kooperationsseiten zu EU-Projekten.

Die Dokumente wurden den Nutzern über die entsprechenden Portalseiten oder das HelpCenter zur Verfügung gestellt. Im HelpCenter des InfoServers wurden außerdem die Texte der Anleitungen entsprechend erweitert bzw. aktualisiert. Derzeit sind insgesamt 30 Anleitungen und 25 Hilfevideos verfügbar, welche sowohl allgemeine SharePoint-Funktionen als auch spezielle InfoServer-Hilfen enthalten. Außerdem sind im HelpCenter über 300 Schulungs- und Konferenzunterlagen zu SharePoint verfügbar.

### **13.9 Verbesserung der Benutzerfreundlichkeit des NEXTRA**

Während der Projektlaufzeit wurden zahlreiche Möglichkeiten zur Optimierung und Vorschläge zur Verbesserung der Benutzerfreundlichkeit des InfoServers ermittelt und intensiv diskutiert. Basierend auf den Nutzererfahrungen konnten in diesem Zusammenhang zahlreiche Fortschritte erzielt werden.

Beispielsweise wurden technische Realisierungsmöglichkeiten zur Verbesserung der Navigation innerhalb der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ erörtert und umgesetzt. Darüber hinaus wurden ausgewählte Funktionalitäten und Drittanbietertools erprobt, um das Auffinden relevanter Informationen durch den Einsatz moderner Technologien zu erleichtern bzw. bereits vorhandene Daten bedarfsgerecht anzureichern und zu visualisieren (s. Kapitel 13.3).

Die Nutzung des Datenbestandes der DokuINT konnte durch Anpassungen der Datenstruktur, Sucheinstellungen sowie der Benutzeroberfläche verbessert werden.

Zur weiteren Optimierung der Nutzerfreundlichkeit und Bedienbarkeit des InfoServers sind ergänzende konzeptionelle Überlegungen angestellt worden (s. Kapitel 13.2). Dabei stand jedoch die Weiterentwicklung der Wissensmanagementprozesse unter Nutzung des InfoServers im Vordergrund.

### **13.10 Erfahrungsaustausch**

Während der Projektlaufzeit erfolgte ein umfangreicher Erfahrungsaustausch zu verschiedenen Themen des Wissensmanagements, insbesondere der Benutzung von Wissensportalen.

Durch Gespräche mit Vertretern der IAEO konnten beispielsweise für die Projektarbeit relevante Erkenntnisse gewonnen werden. Auf dem Gebiet des Wissensmanagements will sich die IAEO mehr auf den Themenkomplex „Kompetenzerhalt und -ausbau (Training)“ konzentrieren. Außerdem wird aufgrund der dort gemachten Erfahrungen der weitere Einsatz des Tools Poolparty diskutiert. Unter Berücksichtigung dieses Status sowie Überlegungen hinsichtlich der Bewertung von Kosten und Nutzen von PoolParty wurde von der Erprobung dieses Tools im Rahmen dieses Arbeitspunktes abgesehen.

Aufgrund der wachsenden Bedeutung von Zusammenarbeitsportalen auch bei Partnerorganisationen wurde der Erfahrungsaustausch auf diesem Gebiet weiter intensiviert. Beispielsweise fand im Oktober 2018 ein Workshop zu diesem Thema mit der russischen TSO SEC NRS in Moskau statt. Diskussionschwerpunkte des Treffens waren der Vergleich der verwendeten Zusammenarbeitsportale Bitrix24 (SEC NRS) bzw. SharePoint (GRS), aufgetretenen Probleme und Herausforderungen bei deren Einsatz sowie zukünftige Anwendungsfälle und Weiterentwicklungen. Beide Organisationen befinden sich derzeit auf einem vergleichbaren Entwicklungsstand und bekundeten Interesse an eine Fortführung dieses Erfahrungsaustausches.

Ein weiteres für den Zeitraum vom 22.-24. April 2020 geplantes Arbeitstreffen mit SEC NRS, an dem voraussichtlich auch Fachleute der belarussischen Behörde teilnehmen sollten wurde vorbereitet. Das Treffen konnte jedoch aufgrund der Kontaktbeschränkungen während der Corona-Pandemie nicht stattfinden.

### **13.11 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 IfS 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.

### **13.12 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

angestellt und weiterer Optimierungsbedarf, insbesondere bei der Umsetzung von Wissensmanagementprozessen, ermittelt.

Die Voraussetzungen für ein institutionsübergreifendes Wissensmanagement und die themen- bzw. projektbezogene Zusammenarbeit von BMU, BfS, BASE, GRS und den atomrechtlichen Behörden der Länder, ihrer Sachverständigen sowie anderen externen Organisationen konnten weiter gestärkt werden.

Durch die Etablierung der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ sowie deren Weiterentwicklung wurde weiteres zentrales Instrument zur Bereitstellung von relevantem themenspezifischem Wissen sowohl innerhalb der GRS als auch für das BMU geschaffen. Methoden zur Vereinfachung der Informationssammlung und -bereitstellung erhöhten die Akzeptanz, Benutzerfreundlichkeit und Effektivität bei der Arbeit innerhalb dieser Wissensbasis erheblich.

Ein weiterer Meilenstein beim Ausbau des InfoServers war der Ausbau des GRS Cooperation-Portals (GCP), insbesondere im Bereich für EU-Kooperationsprojekte. In diesem Bereich wurde eine Informationsstruktur und Darstellungsform etabliert, die sowohl die Bearbeitung aktueller Zusammenarbeitsprojekte als auch das Nachhalten abgeschlossener Vorhaben mit Fokus auf langfristigen Kooperationen mit Partnerländern erlaubt.

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.

Im Rahmen eines Pilotprojektes zur Erprobung von Geoinformationssystemen (GIS) konnten wertvolle Erfahrungen beim Einsatz solcher Systeme insbesondere bei der Visualisierung von Landesinformationen sammeln. Die Integration solcher Systeme in die SharePoint Umgebung stellt sich als herausfordernd dar, eröffnet jedoch einen erheblichen Mehrwert durch Verknüpfung mit den dort abgelegten Informationen. 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 Kooperation mit europäischen Regulatoren und deren TSO (AP 14).

## **14 Kooperation mit europäischen Regulatoren und deren TSO (AP 14)**

### **14.1 Zielsetzung**

Im Rahmen des Arbeitspaketes 14 erfolgte die Koordination der bilateralen Zusammenarbeitsaktivitäten der GRS mit den Behörden in mittel- und Osteuropa und ihren TSO. Im Mittelpunkt dabei standen die Zusammenarbeit mit der russischen TSO SEC NRS, der ukrainischen TSO SSTC NRS sowie mit den Behörden und in Aufbau befindlichen TSO in Tschechien und Belarus. 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.

### **14.2 Koordinierung der bilateralen Zusammenarbeit und Informationsaustausch mit Russland**

Der Hauptpartner für die wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit der GRS auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes in der Russischen Föderation ist das „Wissenschaftlich-technische Zentrum für Nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (SEC NRS), eine TSO der russischen nuklearen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Rostekhnadzor. Diese Zusammenarbeit wird auf der Grundlage von Absichtserklärungen zur Zusammenarbeit mit einer Laufzeit von drei Jahren realisiert. In diesen Absichtserklärungen sind die Themen für die bilaterale Zusammenarbeit festgehalten, deren Realisierung in gesonderten Projekten oder Absprachen untersetzt wird.

Diesen Absichtserklärungen, die von den Leitern von GRS und SEC NRS unterzeichnet werden, haben eine zentrale Bedeutung bei der Organisation der konkreten Schritte zur Zusammenarbeit, wie Arbeitstreffen, Übergabe von Dokumenten und Informationen und ähnlichem mehr. Während der Laufzeit des Vorhabens wurden die Arbeiten im Rahmen der Absichtserklärung 2016 bis 2018 abgeschlossen und eine neue Absichtserklärung für die Jahre 2019 bis 2021 abgestimmt und unterzeichnet. Diese Vereinbarungen umfassen das gesamte Spektrum der bilateralen wissenschaftlich-technischen Zusammen-

arbeit beider Organisationen. In der aktuellen Absichtserklärung für die 2019 bis 2021 wurden folgende Themen der Zusammenarbeit vereinbart:

1. 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.
  - Entwicklung von Modellen der Reaktoranlagen für das Programm ATHLET.
  - Entwicklung von Modellen der Reaktoranlagen für das Programm COCOSYS.
  - Entwicklung von integralen Modellen für die Reaktoranlagen auf der Basis der Programme ATHLET und COCOSYS.
2. Erfahrungsaustausch in Bezug auf die regulatorischen Ansätze zur Verifikation/Validierung und Analyse der Unsicherheiten moderner Methoden der computergestützten Modellierung (Multi-Physik-Codes, Programme vom Typ CFD-DNS, Berechnungsmodelle unter Verwendung von Methoden des maschinellen Lernens, einschließlich künstlicher neuronaler Netze, virtueller KKW u. ä.), die in Sicherheitsnachweisen für kerntechnischen Anlagen verwendet werden
3. Anpassung und Validierung von Computer-Simulationsprogrammen für Sicherheitsanalysen von flüssigmetallgekühlten schnellen Kernreaktoren
4. Untersuchung der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes beim Umgang mit Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen sowie bei der Stilllegung von kerntechnischen Anlagen
5. Entsorgung von radioaktiven Abfällen in Endlagern
6. Informationsnetzwerke und Wissensmanagement
7. Seminare und Arbeitstreffen zum Informations- und Erfahrungsaustausch
8. Teilnahme an Konferenzen, Symposien und Publikationen zur Vorstellung von ausgewählten Ergebnissen der gemeinsamen Arbeiten

Die Entwicklung von belastbaren Anlagenmodellen für neue russische Kernkraftwerke der Generation 3+ mit WWER-Reaktoren (AES-2006, WWER-TOI) für die von der GRS entwickelten Simulationsprogramme ATHLET und COCOSYS (heute zusammengefasst mit ATHLET-CD zu AC<sup>2</sup>) hat für die GRS hohe Priorität. Das gilt sowohl im Hinblick auf die Sicherheitsbewertung derartiger Anlagen, die in Europa errichtet werden, als auch hinsichtlich der Weiterführung der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit und des Know-hows der GRS-Experten auf dem Gebiet der deterministischen Sicherheitsanalyse.

Diese Simulationsprogramme werden auch von der russischen TSO SEC NRS für unabhängige Störfallanalysen genutzt. Deshalb streben GRS und SEC NRS bereits seit einigen Jahren eine Zusammenarbeit auf diesem Gebiet an, was im Vorläufervorhaben noch an den Genehmigungen für die Übergabe der erforderlichen technischen Detaildaten für die Modellierung der Anlagen scheiterte.

Deshalb wurden mit Beginn des Vorhabens 4717R01520 (LV2) die Gespräche und Treffen mit russischen Organisationen zur Klärung der Genehmigungsfrage intensiviert. Im November 2017 fanden in Moskau weitere Gespräche mit Rostechnadzor und SEC NRS zur Übergabe der Daten von WWER-1200/W-491-Anlagen (KKW Leningrad-II, Block 1) an die GRS für gemeinsame deterministische Sicherheitsanalysen statt. Dabei wurde von russischer Seite deutlich gemacht, dass für die angestrebte Datenübergabe auf jeden Fall die Zustimmung der russischen Industrie (Rosatom) als Eigentümer der Daten erforderlich ist. Von Rostechnadzor und SEC NRS wurde erneut zugesagt, dieses Anliegen der GRS zu unterstützen.

Zur weiteren technischen Untersetzung dieser grundsätzlichen Einigung zu den gemeinsamen Arbeiten für WWER-1200/W-491 wurde am 23.11.2017 eine erste Fachdiskussion bei SEC NRS zur konkreten Planung der gemeinsamen Arbeiten durchgeführt. Dabei wurden die Ziele, Ausgangsbedingungen, erforderliche Arbeitsschritte, den mögliche Zeitrahmen und Ressourcen auf beiden Seiten für diese Arbeiten diskutiert und die wichtigsten Arbeitsschritte für die Vorbereitung und Durchführung gemeinsamer Analysen mit ATHLET und COCOSYS für einen Zeitraum von ca. zwei Jahren vorläufig abgesteckt.

Sowohl die GRS als auch SEC NRS haben zu diesem Zeitpunkt in unterschiedlichen Projekten unterstützende Arbeiten für die Entwicklung von Kapazitäten zur unabhängigen Störfallanalyse bei der belarussischen Behörde Gosatomnadzor durchgeführt. Deshalb wurde von russischer Seite vorgeschlagen, die jeweiligen Bemühungen zu koordinieren und belarussische Experten in die geplanten Arbeiten einzubeziehen. Als Referenzanlage für die Datensatzerstellung und spätere Pilotanalysen wurden von russischer Seite deshalb der Block 1 des in Bau befindlichen Belarussischen KKW vorgeschlagen, der als baugleich zur Anlage im KKW Leningrad-II angesehen wird.

Deshalb fand am 17.01.2018 in Minsk ein erstes Arbeitstreffen zur trilateralen Zusammenarbeit auf dem Gebiet von Sicherheitsanalysen für das KKW Belarus mit hochrangigen Vertretern von Rosatom, Rosenergoatom, Rostechnadzor, SEC NRS (alle

Russland), Gosatomnadzor, JIPNR Sosny (beide Belarus) auf der einen Seite und der GRS auf der anderen Seite statt. Dabei wurden der Stand der Vorbereitung unabhängiger deterministischer Sicherheitsanalysen für das KKW Belarus zur Unterstützung von Gosatomnadzor und die Übergabe der erforderlichen Anlagendaten an die GRS erörtert. Rosatom, Rosenergoatom und Rostechnadzor bekräftigten ihre Bereitschaft, die erforderlichen technischen Anlagendaten für das KKW Belarus an die GRS zu übergeben. Die Spezifikation der erforderlichen Eingabedaten sollte vorab zwischen OKB Hidropress, IK ASE, Kurtschatow Institut, SEC NRS, JIPNR Sosny und GRS abgestimmt werden.

Das dazu erforderliche Arbeitstreffen wurde am 21.02.2018 bei SEC NRS in Moskau unter Teilnahme von Vertretern von Rostechnadzor, SEC NRS, Atomprojekt und OKB „Hidropress“ aus Russland, von Gosatomnadzor und JIPNR Sosny aus Belarus sowie der GRS durchgeführt. Dabei konnte vor allem mit OKB Hidropress eine weitgehende Einigung über die Verfahrensweise zur Bereitstellung der Rohdaten für das ATHLET-Anlagenmodell an SEC NRS zur Erstellung eines Datenberichts zur späteren Übergabe an die GRS erzielt werden.

Entgegen den Erwartungen der GRS und den Vereinbarungen des Treffens in Minsk wurde auf dem Treffen bei SEC NRS lediglich die Übergabe der Daten für ATHLET geklärt. Vom GRS-Vertreter wurde darauf hingewiesen, dass auch die Fragen zur Datensammlung und -bereitstellung für COCOSYS und DYN3D schnellstmöglich geklärt werden müssen, da anderenfalls ist die im Schreiben der GRS vom 15.02.2018 spezifizierten Störfallanalysen für das KKW Belarus durch die GRS, SEC NRS und JIPNR Sosny nicht termingerecht durchgeführt werden können. Unter Bezug auf die offenen Fragen zur Datenbasis für COCOSYS und DYN3D hat sich die GRS in einem Brief vom 01.03.2018 nochmals mit der Bitte um Unterstützung an SEC NRS gewandt. In der Antwort wurde die Organisation eines entsprechenden Treffens durch SEC NRS mit den erforderlichen russischen Partnern im September in Aussicht gestellt.

Am Rande der IAEO TSO Conference im Oktober 2018 wurde in Brüssel ein weiteres Gespräch zwischen GRS und SEC NRS zu den Themen Datenbereitstellung und zur Vorbereitung der Absichtserklärung zur Zusammenarbeit ab 2019 organisiert. SEC NRS teilte mit, dass der Datenbericht für ATHLET fertiggestellt und Anfang Oktober 2018 an Rostechnadzor übergeben wurde. Von der GRS wurde unterstrichen, dass neben diesen Arbeiten für ATHLET die Realisierung der Datenberichte für COCOSYS (und DYN3D) ungeklärt ist. SEC NRS bat die GRS darum, ihre Sicht der Dinge nochmals schriftlich zu

darzulegen, was mit Schreiben vom 18.12.2018 erfolgte. In einem GRS-Schreiben vom 10.01.2019 wurde ein erneutes Treffen der Partner von Minsk zur Klärung der offenen Fragen vorgeschlagen. Daraufhin wurde von russischer/belarussischer Seite kurzfristig der 12.02.2019 in Moskau als Termin für ein erneutes Treffen im gleichen Format wie ein Jahr zuvor in Minsk vorgeschlagen.

Ende des Januar 2019 wurde der GRS der vertrauliche Bericht zur Datenbasis für ein ATHLET-Modell des Blockes 1 des KKW Belarus in russischer Sprache übergeben, welcher die wichtigste Grundlage für die weiteren gemeinsamen Arbeiten im AP 6 bildete.

Bereits während der fachlichen Vorbereitung des Moskauer Treffens wurde durch SEC NRS erklärt, dass aus Kapazitätsgründen keine parallelen Arbeiten zur Entwicklung des ATHLET-Datensatzes für WWER-1200/W-491 und zur Datenerfassung und Aufbereitung für das Containment (COCOSYS) durchgeführt werden können. Diese Position wurde auch auf dem Treffen mit hochrangigen Vertretern von Rosatom, Rosenergoatom, Rostechnadzor, SEC NRS (alle Russland), Gosatomnadzor, der TSO CNRS und JIPNR Sosny (alle Belarus) am 12.02.2019 in Moskau ebenso wie der Vorschlag von GRS und SEC NRS zur Datensatzerstellung und zur Durchführung von Pilotrechnungen (s. AP 6) mit ATHLET bestätigt. Als Termin für den Beginn der Datensammlung für COCOSYS durch SEC NRS wurde das 2. Quartal 2020 vereinbart. Die Freigabe für die GRS soll auf dem erprobten Weg analog zur Übergabe der ATHLET-Daten erfolgen.

Darüber hinaus wurde der Aufenthalt der GRS-Vertreter in Moskau zur inhaltlichen Diskussion der vorbereiteten Vorschläge zum Inhalt der Fortschreibung der „Absichtserklärung zur Organisation der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes im Zeitraum 2019 bis 2021“ zwischen der GRS und SEC NRS genutzt. Der Entwurf des Dokuments wurde anhand auf der Grundlage des Gesprächs von SEC NRS angepasst zur nochmaligen Prüfung und Endredaktion an die GRS übergeben. Die neue Absichtserklärung wurde im Juni 2019 anlässlich eines Treffens der Direktoren von GRS und SEC NRS in Prag unterzeichnet.

Neben den oben beschriebenen Arbeiten waren in diesem Arbeitspunkt verschiedene Aufgaben zur organisatorischen Absicherung der gemeinsamen Arbeiten mit russischen Experten zu realisieren. Das begann mit der Unterstützung bei der Visabeschaffung für russische Experten (, der notwendigen Unterstützung bei der Organisation von Arbeits-treffen, bei der Abwicklung von Unteraufträgen und erstreckte sich auf Lösung aller

Fragen im Zusammenhang mit der Kooperation, wie z. B. die Vorbereitung eines Non-Disclosure-Agreements für die Arbeiten zu den Sicherheitsanalysen für das KKW Belarus.

### **14.3 Koordination der bilateralen Zusammenarbeit und Informationsaustausch mit der Ukraine**

Die Zusammenarbeit zwischen der GRS und der ukrainische TSO, dem SSTC NRS erfolgt im Rahmen der einer mehrjährigen Vereinbarung (Memorandum) über die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit im Bereich der nuklearen Sicherheit zwischen dem Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit der Bundesrepublik Deutschland (BMU) sowie seiner Sachverständigenorganisation, der Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS), und der Staatlichen Inspektion für nukleare Regulierung der Ukraine (SNRIU) sowie ihrer Sachverständigenorganisation, dem Staatlichen wissenschaftlich-technischen Zentrum für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (SSTC NRS).

Das Memorandum legt die Ziele, Schwerpunkte und die Organisation der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit zwischen den beiden Behörden BMU und SNRIU und deren TSO bis zum Jahr 2021 fest. Es dient damit auch als Rahmenvereinbarung zur Erstellung der jährlichen Arbeitsprogramme zur Zusammenarbeit zwischen der GRS und dem SSTC NRS. Das Rahmenprogramm wird nach Ablauf fortgeschrieben. Die Ausarbeitung erfolgte im Rahmen des AP 14. Im Jahr 2018 wurde ein neues Memorandum für den Zeitraum von 2018 bis zum Jahr 2021 vereinbart. Das Memorandum wurde am Rande der Generalkonferenz der IAEO in Wien am 19.09.2018 unterzeichnet.

Als Schwerpunkte der Zusammenarbeit wurden definiert:

- Reaktorsicherheit von KKW mit Wasser-Wasser-Energie-Reaktoren (WWER): Erfahrungsaustausch zu Kriterien und Anforderungen an Sicherheitsanalysen für KKW;
- Erfahrungsaustausch zur Anwendung moderner Bewertungsmethoden und Thermohydraulik- und Reaktorphysikcodes, Validierung der Codes und Modelle;
- Erfahrungsaustausch zu Fragen der Realisierung sicherheitserhöhender Maßnahmen vor dem Hintergrund der Erkenntnisse aus dem Unfall im KKW Fukushima Daiichi;
- gemeinsame Durchführung von Aktivitäten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA);

- Auswertung von Betriebserfahrungen;
- Sicherheit und Zuverlässigkeit digitaler Sicherheitsleittechnik;
- Fragen der Sicherheit am Standort Tschernobyl und in der 30-km-Zone;
- Gewährleistung des sicheren Umgangs mit nuklearen Materialien, Quellen ionisierender Strahlung und radioaktiven Abfällen;
- Erfahrungen bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen;
- Methodologie und Kriterien bei der Bewertung des Standes der Gewährleistung des physischen Schutzes kerntechnischer Anlagen, sowie nuklearer und anderer radioaktiver Materialien;
- Radiologische Aspekte bei der Gewinnung und Verarbeitung von Uran, sowie bei der Stilllegung entsprechender Anlagen;
- Radiologische Aspekte der Bergung verbrauchter hochaktiver Quellen und ihre Überführung in einen sicheren Zustand;
- Wissensmanagement, Informations-Netzwerk der Regulierungsbehörden (RegNet) im Rahmen des Global Nuclear Safety and Security Network (GNSSN);
- Wissenschaftlich-technischer Erfahrungsaustausch, Arbeitstreffen und Schaffung gemeinsamer Wissensbasen für nukleare Sicherheit und Sicherung.

Auf der Basis des Memorandums wurden jährliche Arbeitsprogramme zwischen der GRS und dem SSTC NRS vereinbart. Die Arbeitsprogramme basieren im Wesentlichen auf den in den Vorhaben 3617R01520 (LV-2) und 4716I01512 (INT KoNuS) festgelegten Aufgaben. Die konkreten Inhalte werden in Abstimmungsgesprächen zwischen der GRS und dem SSTC NRS festgelegt. In Einzelfällen werden auch Unteraufträge mit dem SSTC NRS vereinbart, wenn damit für die GRS ein entscheidender Erkenntnisgewinn verbunden ist. Das betraf zum Beispiel Untersuchungen zum Verhalten der brennstoffhaltigen Materialien im zerstörten vierten Block des KKW Tschernobyl (siehe auch Kap. 15.3).

Die Abstimmung der Arbeitsprogramme und die gemeinsam Realisierungskontrolle erfolgte in diesem Arbeitspaket. Hierzu fanden Arbeitstreffen in Kiew und in Deutschland statt, wobei auch über die Tätigkeit der Kontaktstelle der GRS im SSTC NRS und den diesbezügliche Unterauftrag gesprochen wurde.

Diese Arbeitsgespräche werden in einer offenen und konstruktiven Atmosphäre geführt und ermöglichen eine Diskussion zu allen aktuellen Fragen im Zusammenhang mit der nuklearen und Strahlensicherheit in der Ukraine. So wurde beispielsweise im Mai 2019 in Kiew ein Treffen beim Vorsitzenden der ukrainischen atomrechtlichen Regulierungs-



behörde SNRIU organisiert, in dessen Verlauf sowohl über die bilaterale Zusammenarbeit von GRS und SSTC NRS als auch über die aktuellen Fragen der kerntechnischen Sicherheit und zum Strahlenschutz in der Ukraine und den Standpunkt der Behörde zu diesen Fragen gesprochen wurde.

#### **14.4 Informationsaustausch mit weiteren Regulatoren und deren TSOs**

Im Oktober 2019 wurde von BMU/GRS und der tschechischen Aufsichtsbehörde SÚJB und deren TSO SÚRO ein vierseitiges Memorandum zur wissenschaftlich-technischen Kooperation unterzeichnet. Dieses Memorandum sieht unter anderen die Zusammenarbeit zu ausgewählten zu beiderseits interessierenden sicherheitstechnischen Themen vor, vor allem für Reaktoren russischen Designs, wie sie in der Tschechischen Republik betrieben werden. Auf der Basis des Memorandums sollen die konkreten Themen für eine Zusammenarbeit in Jahresarbeitsprogrammen spezifiziert werden.

Nach dem Austausch entsprechender Themenvorschläge wurde im Februar 2020 in Prag ein erstes Treffen zur Organisation der Zusammenarbeit durchgeführt. Dabei wurden die deutschen und tschechischen Themenvorschläge erläutert und diskutiert. Als nächster Schritt wurde die Durchführung eines Fachgesprächs am 26.05.2020 in Prag vereinbart, bei dem die GRS ihr Computercodesystem zur deterministischen Sicherheitsanalyse und die Anwendbarkeit auf die tschechischen Kernkraftwerke vorstellen wollte und Aufgaben der Zusammenarbeit zur Anpassung der Code-Module an die konkreten Gegebenheiten der tschechischen KKW diskutiert werden sollten. Die tschechische Seite wollte ihre Vorstellungen zur technischen Zusammenarbeit bei der Weiterentwicklung des methodischen Ansatzes zur Bewertung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA), speziell für das Kernkraftwerk Temelin erläutern und mögliche Aufgaben für eine Zusammenarbeit auf diesem Gebiet vorschlagen. Darüber hinaus wurde vereinbart, auch alle anderen Themenvorschläge in den Fachabteilungen weiter zu diskutieren. Wegen der Covid-19 Pandemie musste das Treffen im Mai verschoben werden.

Fallweise Abstimmungen zu bilateralen Fragen wurden darüber hinaus auch mit Behörden und TSO anderer mittel- und osteuropäischer Länder geführt, ohne dass bilateralen Vereinbarungen abgeschlossen wurden. Das betraf im Vorhaben vor allem Belarus (siehe auch Kap. 14.2) und Armenien (s. auch Kap. 10.2).

#### **14.5 Erfahrungsaustausch zum Aufbau eines Wissens- und Kooperationsplattformen von SSTC NRS**

Darüber hinaus erfolgten Arbeiten zur Vorbereitung eines Arbeitstreffens zum Thema „Erfahrungsaustausch über die Entwicklung und Nutzung eines Knowledge Management Portals“ mit SSTC NRS. Die Themen wurden mit den ukrainischen Partnern detailliert abgestimmt. Ein Großteil an Unterlagen und Präsentationen sind bereits vorbereitet worden. Das bereits vollständig vorbereitete Arbeitstreffen sollte im März 2020 in Berlin stattfinden. Durch die Reise- und Kontaktbeschränkungen aufgrund der Corona-Pandemie musste das Treffen jedoch entfallen.

#### **14.6 Wissensaufbereitung aus multilateralen Projekten (INSC u.a.)**

Die GRS arbeitet aktiv in verschiedenen multilateralen Projekten des EU Instruments für nukleare Sicherheitskooperation (INSC). Dabei erfolgt im Rahmen des INSC-Programms in enger Zusammenarbeit mit europäischen Regulatoren und anderen TSO ein umfangreichen Wissenstransfer. Somit erhält die GRS ihrerseits vielfältige Informationen und Unterlagen, die sie auch für Eigenforschungszwecke und für den Ausbau ihrer eigenen Kompetenz nutzen kann. Dabei werden sowohl Erkenntnisse aus der Projektvorbereitung als auch aus der Projektimplementierung genutzt. Informationen sind über die jeweiligen Teamsites des EU-Bereiches des GRS Cooperation Portals (GCP) verfügbar.

Für Armenien sind für zehn EU-Vorhaben generelle Informationen als auch Informationen zu Projektorganisation, den Aufgaben und zu den erzielten Ergebnissen verfügbar. Dazu gehören insbesondere die fachlichen Task-Reports und der fachliche Abschlussbericht der Vorhaben. Neben der Aktualisierung der EU-Armenien Teamsite wurde auch die bilaterale Teamsite für Armenien <https://info.grs.de/GCP/Bil-Coop/GER-ARM/layouts/15/start.aspx> - /aktualisiert. Dabei wurden die Protokolle aller bisherigen Nuclear Safety Council (NESC) Meetings von 1997 bis 2017 verfügbar gemacht, die teilweise mit zusätzlichen Statusinformationen von der armenischen Behörde und vom Betreiber ergänzt wurden.

Für die Ukraine sind für sechszehn abgeschlossene EU-Vorhaben generelle Informationen als auch Informationen zu Projektorganisation, den Aufgaben und zu den erzielten Ergebnissen verfügbar. Dazu gehören insbesondere die fachlichen Task-Reports und der fachliche Abschlussbericht der Vorhaben. Neben der Aktualisierung der EU-Ukraine

Teamsite wurde auch die bilaterale Teamsite für die Ukraine aktualisiert. Dabei wurde auch die Teamsite der Kontaktstelle beim SSTC NRS aktuell gehalten.

Für Belarus sind für vier abgeschlossene EU-Vorhaben generelle Informationen als auch Informationen zu Projektorganisation, den Aufgaben und zu den erzielten Ergebnissen verfügbar. Dazu gehören insbesondere die fachlichen Task-Reports und der fachliche Abschlussbericht der Vorhaben. Für die Wissensbasis Belarus ist hervorzuheben, dass für berechnete GRS-Mitarbeiter auch vertrauliche Sicherheitsdokumente für das KKW Belarus verfügbar sind. Das betrifft verschiedenen Versionen des Sicherheitsberichts, die Berichte zur probabilistischen Sicherheitsanalyse sowie die Ergebnisse der Bewertungen. Ähnliche Teamsites existieren bereits für die verfügbare Sicherheitsdokumentation für die geplanten KKW Belene (Bulgarien) und Baltijskaja (Russland). Ebenso wurden die Unterlagen zum Stresstest für das Belarus NPP aus einer entsprechenden Teamsite bereitgestellt. Außerdem sind ebenso Informationen für die zwei abgeschlossenen EU-Vorhaben mit Vietnam verfügbar.

#### **14.7        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. Beispielsweise wird das ETSON-Intranet als Haupttool der Zusammenarbeit und des Informationsaustausches sowie insbesondere der Informationspool federführend von der GRS betreut und weiterentwickelt. Der ETSON InfoPool wurde während der Projektlaufzeit regelmäßig aktualisiert und erweitert.

In mehreren Arbeitstreffen von ETSON wurde intensiv über die künftige Rolle und das Selbstverständnis der KMG diskutiert. Dabei stand die Verbesserung der Kommunikation innerhalb von ETSON im Vordergrund. Zunächst sah man diese Aufgabe im Verantwortungsbereich der KMG. Als Ergebnis der Diskussionen innerhalb des ETSON-Boards entschied man sich jedoch, dafür eine zusätzliche übergeordnete Arbeitsgruppe (ETSON Communication Group – ECG) zu etablieren. Zu Abstimmung und Koordinierung der Ziele und Aufgaben beider Arbeitsgruppen fand im Februar 2019 ein Arbeitstreffen unter Teilnahme von Vertretern der KMG und ECG in Köln statt. Im Ergebnis der Diskussionen soll die KMG einen neuen Aufgabenbereich abdecken. Die Aktivitäten zur Betreuung der ETSON Internetseiten sowie des ETSON Intranets (SharePoint-Seiten) erfolgen nun im Rahmen der Communication-Group. Die notwendigen Basisdokumente

der ECG, wie Terms of Reference und Arbeitsprogramm wurden erarbeitet, abgestimmt und verabschiedet.

Aufgrund der Änderung des Aufgabenbereichs der ETSON KMG wurde im Mai 2019 ein Abstimmungstreffen mit Vertretern von IRSN/Frankreich und der GRS in Berlin organisiert und durchgeführt. Zur Fortführung der Aktivitäten der ETSON KMG ist steht ein Arbeitstreffen zur Wahl des neuen Vorsitzenden sowie zur Abstimmung der Arbeitsplanung für die nächsten Jahre weiterhin aus. Dafür werden die im Abstimmungsgespräch vereinbarten Zuarbeiten bezüglich der Aktualisierung der Terms of Reference und der Arbeitsplanung von IRSN erwartet, die den zukünftigen Vorsitz der KMG übernehmen sollen.

Im Rahmen der Aktivitäten der ETSON ECG erfolgten erste Arbeitsschritte hinsichtlich der gewünschten Änderungen auf der ETSON-Kooperationsplattform, die von der GRS gehostet wird (EEP). Die bisherigen Anforderungen der ETSON-Partner wurden anhand der vorliegenden Informationen geprüft und erste Einschätzungen zu Umsetzbarkeit und Aufwand abgegeben. Mit der Erarbeitung eines entsprechenden Portalkonzeptes wurde begonnen.



## **15 Tschernobyl-Aktivitäten (AP 15)**

### **15.1 Einleitung**

Das Vorhaben 4717R01520 „Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit und Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland (insbesondere in Osteuropa) – Reaktorkonzepte, Baulinien und Wissensplattformen (LV-2) beinhaltet im AP 15 die vorgesehenen Tschernobyl-Aktivitäten. Diese Aktivitäten enthalten entsprechend dem Angebot eigenständige Arbeiten der GRS zur Weiterentwicklung des Sachverständigenstandes zur Tschernobyl-Thematik, u. a. durch Verfolgung und Auswertung der Situation am Standort Tschernobyl und der Exclusion Zone und der Auswertung von Informationen aus den multilateralen Projekten. Des Weiteren war die Erweiterung der Wissensbasis über Aktivitäten im Zusammenhang mit der Bewältigung der Tschernobyl-Unfallfolgen und Fortsetzung der Kooperation der GRS mit den ukrainischen Partnern sowie Erschließung neuer Informationsquellen vorgesehen.

Die derzeit laufenden Arbeiten zu Inbetriebnahme des New Safe Confinement (NSC), dessen Betrieb 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. Die Überwachung des Verhaltens und die spätere Bergung und sichere (End-)Lagerung der hochaktiven brennstoffhaltigen Materialien aus dem zerstörten Reaktor sind für die nächste Zeit eine wichtige Aufgabe. Darüber hinaus befindet sich eine Reihe von Infrastrukturprojekten in der Exclusion Zone in der Vorbereitung bzw. Realisierung. Auch diese Projekte sind von großer internationaler Bedeutung.

Aktivitäten im Zusammenhang mit der Bewältigung der Tschernobyl-Unfallfolgen müssen zur Sicherung des Informationsflusses und der Erhaltung und Erweiterung der Wissensbasis auch in der Zukunft ein wichtiger Bestandteil der Arbeiten der GRS sein.

Um einen ausreichend guten Informationsfluss zur Tschernobyl-Thematik zu gewährleisten erfolgte neben der Zusammenarbeit mit der ukrainischen atomrechtlichen Regulierungsbehörde SNRIU und deren TSO, dem SSTC NRS auch ein Austausch über Kontakte zu NIISK, dem KKW Tschernobyl und den Akademieinstituten. Damit soll auch zukünftig eine aktuelle Informationsbasis zur Tschernobyl-Thematik zur Verfügung stehen, um die vom Standort Tschernobyl und der Exclusion Zone ausgehenden Gefahren fundiert einschätzen und die weitere Entwicklung des Standortes bewerten zu können.

Ebenso waren auch mögliche Auswirkungen der aktuellen politischen und gesellschaftlichen Entwicklungen in der Ukraine für den Standort Tschernobyl zu verfolgen.

## **15.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse**

### **15.2.1 Entwicklungen am Standort**

Im Berichtszeitraum wurde im Rahmen des AP 15 zeitnah die Entwicklung am Standort Tschernobyl weiterverfolgt und dargelegt. Durch die Komplexität der Arbeiten und die örtlichen Strahlungssituationen kam es immer wieder zu Verzögerungen des Abschlusses der entsprechenden Planungsetappen. Dem schlossen sich die notwendigen Genehmigungsschritte entsprechend des abgestimmten Genehmigungsverfahrens an. Dennoch konnten wesentliche Erfolge bei der Umsetzung von Maßnahmen zur Minderung der Folgen und der Gefahren durch den Reaktorunfall erzielt werden. Nachfolgend wird die Entwicklung in den verschiedenen Objekten der Exclusion Zone zusammenfassend dargestellt. Dabei wird auch aufgezeigt, welche weiteren Schritte zur Verbesserung der Situation am Standort erforderlich sind.

### **15.2.2 New Safe Confinement (NSC)**

Im November 2016 wurde das NSC erfolgreich über den Sarkophag mit dem zerstörten vierten Block des KKW Tschernobyl geschoben und positioniert. Das NSC ist für eine Gesamtlebensdauer von 100 Jahren ausgelegt. Die bogenförmige Konstruktion mit zwei senkrechten Wandteilen an der Ost- und Westseite ist ca. 260 m breit, insgesamt ca. 165 m lang und ca. 110 m hoch. Es besteht aus einer doppelwandigen Konstruktion, die nach Innen und Außen abgedichtet wurde. Die jeweils äußeren Abdeckungen nach innen und außen bestehen aus Edelstahlblech.

Das NSC umschließt auf der Ost- und Westseite die bestehenden Baustrukturen des Sarkophags bzw. der Grenzstruktur zwischen den Reaktorblöcken 3 und 4 (Block B). Diese Baustrukturen bilden zusammen mit dem NSC den äußeren Abschluss des Confinements.

Das NSC ermöglicht damit den vollständigen Einschluss des zerstörten Blocks. Es soll die Bedingungen für Demontage und Bergung der radioaktiven Abfälle und Materialien und die Umwandlung des Blockes in einen ökologisch sicheren Zustand schaffen. Eine Lüftungsanlage soll die Luftfeuchtigkeit im Zwischenraum der Konstruktion unter

Kontrolle halten und so weit wie nötig minimieren sowie eine Druckstaffelung erzeugen, damit keine radioaktiven Stoffe freigesetzt werden.



**Abb. 15.1** NSC nach der Positionierung und Verschiebung. Blick aus östlicher Richtung (Quelle: Präsentation des KKW Tschernobyl, Mai 2017)

Nach der Positionierung des NSC standen umfangreiche Arbeiten zum Endausbau, zur inneren Ausstattung einschließlich Technologiegebäude, zum Hauptkransystem zur westlichen und vor allem östlichen Stütz- und Abschlusswand, zum Lüftungssystem, zum Überwachungssystem und zur Elektro- und Leittechnik, sowie zum Brandschutz an. Der vom Auftragnehmer NOVARKA, der Project Management Unit (PMU) und auch der EBWE angestrebte Termin zur Beendigung der Arbeiten und zum Beginn des Probebetriebs im November 2017 konnte nicht gehalten werden.

Im Herbst 2017 wurden am sogenannten Block B, dem Zwischengebäude zwischen dem dritten und dem vierten Block, unterhalb der östlichen NSC-Wände bei Bohrungen zur Aufnahme der Spezial-Metallanker des NSC und zur Fixierung der Membran zur hermetischen Abdichtung des Belüftungsrings im Arbeitsbereich partiell stark erhöhte Strahlenwerte gemessen. Ursache hierfür waren vorher nicht bekannte Kontaminationen in diesem Gebäudebereich aus der Zeit des Unfalls. Die Aerosolfreisetzen erforderten sofortige Gegenmaßnahmen zum Schutz der Arbeiter, wie notwendige Beschränkungen der Verweildauer und damit einen höheren Personaleinsatz. Damit verbunden waren auch erhebliche Zeitverzögerungen (und Kostensteigerungen), sodass erst im März 2018 die Bohrarbeiten erfolgreich abgeschlossen werden konnten.



Eine außerordentliche Herausforderung stellten die Vollendung der hermetischen Abdichtungen sowie der zu erbringende Nachweis der Wirksamkeit des Lüftungssystems im Zwischenraum zum Schutz gegen Kontamination und Korrosion dar. Ebenso mussten die Beschaffungsprozesse für Werkzeuge, Zubehör und Ersatzteile, u.a. für das Hauptkransystem, rechtzeitig vor Beginn der integralen Funktionstests abgeschlossen sein. Auch waren Probleme bei der Gängigkeit des Hauptkransystems zu beheben. Die Arbeiten konnten somit erst im Frühjahr des Jahres 2019 abgeschlossen werden.



**Abb. 15.2** Innenansicht des NSC mit dem Sarkophag im Hintergrund  
(Quelle: KKW Tschernobyl Juni 2018)

Eine Voraussetzung für den Beginn des Probebetriebs (Gewährleistungsbetrieb) war die Durchführung eines „Integralen 72-h-Testbetriebs“. Dieser Testbetrieb wurde im Zeitraum vom 22. bis 25. April 2019 weitgehend erfolgreich durchgeführt. Die Möglichkeit der Durchführung der geplanten Arbeiten mit dem Kransystem wurde am Beispiel von Elementen des Maschinenhauses demonstriert. Darüber hinaus wurde der Umgang mit den anfallenden (radioaktiven) Abfällen, deren Fragmentierung und Verpackung, sowie der Dekontamination exemplarisch aufgezeigt.

Weitere Arbeiten und Tests waren auch nach dem Testbetrieb noch erforderlich. In dieser Zeit mussten auch die für den Gewährleistungsbetrieb unter Betriebsbedingungen notwendigen Dokumentationen erarbeitet werden. Am 09.07.2019 fand in Kiew die Abschlussitzung der Geber des Chernobyl Shelter Fonds (CSF) statt. Am nächsten Tag erfolgte dann in Anwesenheit des ukrainischen Präsidenten, von ukrainischen

Regierungsvertretern sowie Vertretern der Gebersammlung die offizielle Übergabe des NSC vom französisch geführten Konsortium NOVARKA an das KKW Tschernobyl.



**Abb. 15.3** NSC mit dem Sarkophag und dem Hauptkransystems während des integralen 72-h-Testbetriebs (Quelle: Präsentation des KKW Tschernobyl, Juni 2019)

Nach ungefähr einem Jahr Betrieb in der Gewährleistungsphase wird dann mit der atomrechtlichen Genehmigung zum Dauerbetrieb gerechnet, also noch im Jahr 2020. Grundlage dafür ist die Beseitigung aller zuvor bekannten oder noch festgestellten Mängel. Vor der Erteilung der endgültigen Betriebsgenehmigung des NSC durch die Behörde SNRIU und der Überführung der Anlage in den regulären Dauerbetrieb muss das KKW Tschernobyl nachweisen, dass sämtliche Komponenten und Systeme voll funktionstüchtig sind. Vor allem muss der zur Betriebsgenehmigung im Dauerbetrieb erforderliche Sicherheitsbericht vollständig vorliegen und durch unabhängige Experten bewertet worden sein. Der Sicherheitsbericht beinhaltet das System NSC/Sarkophag als Einheit. Am 5. Dezember 2019 erhielt das KKW Tschernobyl durch die Staatliche Architektur- und Bauinspektion der Ukraine die Zulassung für die erste Inbetriebsetzungsstufe CS-1 (Commissioning Stage No. 1), d.h. über den Nachweis der vollen baulich-mechanischen Funktionsfähigkeit. Dieses Zertifikat ist eine wichtige Etappe zur Erteilung der Dauerbetriebsgenehmigung durch die atomrechtliche Regulierungsbehörde SNRIU.

In Vorbereitung der Errichtung des Confinements wurden Stabilisierungsarbeiten des Sarkophags durchgeführt. Diese waren notwendig, damit sichergestellt werden konnte, dass während der Errichtungsphase des NSC keine Beschädigung und kein

Zusammenbruch der Konstruktion erfolgt und damit das beteiligte Personal gefährdet wird. Die Arbeiten wurden auf ein begründetes notwendiges Minimum beschränkt, um die an der Durchführung der Stabilisierungsmaßnahmen beteiligten Arbeiter keiner unnötigen Strahlenbelastung auszusetzen.

Die Stabilisierungsmaßnahmen wurden im Jahr 2008 abgeschlossen. Im Ergebnis der durchgeführten Arbeiten wurde ein Zustand erreicht, der insbesondere für einige Strukturen im oberen Teil des Sarkophags für nur 15 Jahre eine akzeptable Sicherheit gewährleistet. Das spiegelt sich auch in den Bedingungen der erteilten Genehmigung für die stabilisierte Konstruktion wider. Das NSC ist mit einem Kransystem ausgerüstet, welches einen sicheren Rückbau u.a. der instabilen Strukturen ermöglichen soll. Der „frühe“ Rückbau muss spätestens bis zum Jahr 2023 abgeschlossen werden. Sollte dieses Ziel nicht erreicht werden ist gegebenenfalls eine weitere Stabilisierung des Sarkophags erforderlich. Das ist notwendig, um die Gefahr eines Zusammenbruchs von Teilen des Sarkophags und die damit verbundene erneute enorme radioaktive Kontamination des Standortes und der Umgebung zu verhindern. Am 29.07.2019 wurde ein Vertrag mit der Firma «Ukrbudmontash» zum Rückbau der instabilen Strukturen im oberen Bereich des Sarkophags unterzeichnet. Ein detailliertes Design für den „frühen“ Rückbau muss noch entwickelt werden. Es wird derzeit davon ausgegangen, dass die verbliebenen Baustrukturen zusammen mit den drei anderen Reaktorblöcken am Standort Tschernobyl bis 2065 zurückgebaut werden sollen.

Konkrete Pläne zum langfristigen Umgang mit den kernbrennstoffhaltigen Materialien und anderen radioaktiven Abfällen im Sarkophag gibt es bisher nicht. Es gibt Überlegungen zu einer differenzierten Herangehensweise, die u.a. beinhalteten, dass, zumindest Teile der kernbrennstoffhaltigen Materialien auch längerfristig vor Ort verbleiben können, wenn dies als eine sichere Verwahrungsmöglichkeit für einen bestimmten Zeitraum angenommen werden kann. Für konkrete Entscheidungen sind auch die Betriebserfahrungen des Systems NSC/Sarkophag zu berücksichtigen.

Inzwischen liegen erste Betriebserfahrungen des Zusammenwirkens des Systems des NSC mit dem integrierten Sarkophag vor. Auf einige wichtige erste Betriebserfahrungen wird nachfolgend kurz eingegangen:

- Die weitere Entwicklung des Wassergehalts und der Wasserpfade innerhalb des Systems NSC/Sarkophag sind von großer Bedeutung, da es hier einen unmittelbaren Zusammenhang zur nuklearen Sicherheit gibt. Ebenso kann das

vorhandene Wasser großen Einfluss auf mögliche Veränderungen des Zustands der brennstoffhaltigen Materialien haben. Darüber hinaus hat das vorhandene Wasser auch einen großen Einfluss auf die Stabilität der baulichen Strukturen (z.B. durch die dadurch bedingte Korrosion). Nach der Positionierung des NSC über dem Sarkophag ist eine generelle Tendenz zur Verringerung der Wassermengen im System NSC/Sarkophag zu erkennen. Die Radionuklidkonzentration im Wasser ist gestiegen. Neues Wasser im Sarkophag bildet sich nach wie vor durch Kondensation, wobei diese Prozesse von der Jahreszeit beeinflusst werden. Der Wasserstand in verschiedenen Räumen des Sarkophags verändert sich in unterschiedlicher Weise. Durch das Zusammenwirken von brennstoffhaltigen Materialien und Wasser als Moderator kann sich lokal die Neutronenflussdichte erhöhen. Eine Rekritikalität kann dabei nicht völlig ausgeschlossen werden. Es ist notwendig das Verhalten der brennstoffhaltigen Materialien im Zusammenhang mit dem Wasser im Sarkophag weiter zu untersuchen und zu kontrollieren. Dafür werden regelmäßige Messungen mit dem vorhandenen stationären Überwachungssystem (Integrated Automatic Monitoring System, IAMS) und zusätzliche ausgewählte Beprobungen-Messungen und Untersuchungen durchgeführt.

- Falls es sich als notwendig erweist muss der Gefahr einer Rekritikalität mit geeigneten Maßnahmen begegnet werden wie z.B. das Einbringen eines Absorbers (z.B. Gadolinium). Für eine Verbesserung der Untersuchungen kann es erforderlich werden neue Bohrungen für Neutronenflussmessungen durchzuführen. Die weitere Entwicklung ist nur schwer vorherzusagen. So prognostiziert ein Modell eine stärkere Zunahme des Zerfalls von brennstoffhaltiger Lava nach dem Jahr 2020 und eine sehr starke Zunahme ab dem Jahr 2030. Das hätte negative Auswirkungen auf die radiologische Situation und möglicherweise auf die nukleare Sicherheit. Die weitere Entwicklung kann zur Notwendigkeit der Durchführung bisher nicht geplanter Maßnahmen führen. In der letzten Zeit wurde eine Erhöhung der Neutronenflussdichte an bestimmten Orten festgestellt. Die Ursachen dafür sind nicht immer eindeutig zu identifizieren und nachzuvollziehen.
- Im nicht mehr mit Wasser gefüllten Abklingbecken des vierten Blocks befinden sich seit dem Unfall weiterhin die bestrahlten Brennelemente aus dem Betrieb des Blocks. Davon geht nach gegenwärtigen Erkenntnissen bisher keine erkennbare zusätzliche Gefahr aus.

- Die radiologische Situation (Ortsdosisleistung und Niveau der luftgetragenen Kontamination) im Umfeld des zerstörten vierten Blocks des KKW Tschernobyl hat sich nach der Positionierung des NSC deutlich verbessert.
- Das Lüftungssystem ist sicherheitsrelevant und kann bei Bedarf nach Ansprechen der entsprechenden Signale des Überwachungssystems mit oder ohne Filter zugeschaltet werden. Insbesondere bei Abweichungen vom Normalbetrieb, durchzuführenden Arbeiten oder Störfällen ist das von großer Bedeutung.
- Im Zwischenraum zwischen den beiden Schalen der Bogenkonstruktion ist ein Überdruck vorgesehen, um die Freisetzung von radioaktiven Aerosolen nach außen zu verhindern. Die den Anforderungen für Kernkraftwerke entlehnte Druckdifferenz von 75 Pa konnte beim Testbetrieb nicht erreicht werden. Es ist jedoch zu hinterfragen, ob dieser Wert für ein Bauwerk wie das NSC anzuwenden und überhaupt mit angemessenem Aufwand zu erreichen ist. Im praktischen Betrieb kann eine Druckdifferenz von ca. 20 Pa, bei Bedarf bis zu 25 Pa erreicht werden. Es wird von einer Gesamtfläche der Undichtigkeiten von ca. 0,65 m<sup>2</sup> ausgegangen, wobei sich der Hauptteil der Undichtigkeiten im inneren Bereich zwischen dem Zwischenraum und inneren Volumen des NSC befinden soll, da hier auch weniger Abdichtungsschichten im Vergleich zur äußeren Abdichtung vorhanden sind.
- Die anfänglichen Probleme mit der Gängigkeit des Kranbahnsystems haben sich deutlich verringert.

### **15.2.3 Trockenlager für bestrahlte Brennelemente aus den Blöcken des KKW Tschernobyl ISF-2**

Alle RBMK-Brennelemente der Blöcke 1-3 des KKW Tschernobyl werden gegenwärtig im vorhandenen Nasslager (Interim Storage Facility - ISF-1) auf dem Gelände des KKW zwischengelagert. Das ISF-1 wurde zwischen 1983 und 1986 als eigenständiges Nasslager für bestrahlte RBMK-Brennelemente aus den Reaktoren des KKW Tschernobyl errichtet und im September 1986 in Betrieb genommen. Es ist zurzeit die einzige verfügbare Möglichkeit zur Lagerung von bestrahlten Brennelementen am Standort Tschernobyl außerhalb der Reaktorblöcke. Das Lager wurde für eine Betriebszeit von ca. 30 Jahren ausgelegt. Die projektierte Lebensdauer endete damit im Dezember 2016. Die ukrainische atomrechtliche Regulierungsbehörde SNRIU verlängerte im Sommer 2008 die Betriebsgenehmigung bis zum Jahr 2025.

Für eine weitergehende Lagerung der bestrahlten Brennelemente ist ein Trockenlager (ISF-2) auf Grundlage der in den USA entwickelten NUHOMS-Technologie (Nuclear Horizontal Modular Storage) für über 21000 Brennelemente für einen Zeitraum von 100 Jahren konzipiert worden.

Baubeginn des ISF-2 war 1999 durch ein internationales Konsortium unter Leitung von Framatome (seit 2006 AREVA), das auch die Auslegung und Konstruktion entwickelt hatte. Das Projekt wurde im Rahmen des Nuclear Safety Account (NSA) bei der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE) realisiert und durch eine Reihe von Geberstaaten finanziert.

Die Fertigstellung des ISF-2 war ursprünglich für 2004 vorgesehen. Im Frühjahr 2003 wurde der Weiterbau des ISF-2 wegen erkannter Mängel in der Auslegung unterbrochen. Die Mängel standen u. a. im Zusammenhang mit der ursprünglichen ungenügenden Berücksichtigung verschiedenartig defekter Brennelemente. Im September 2007 ist das US-amerikanische Unternehmen HOLTEC International Company von der ukrainischen Regierung beauftragt worden, die Zwischenlagerung der Brennelemente aus dem KKW Tschernobyl auf der Basis eines modifizierten Designs zu realisieren.

Das ISF-2 besteht aus einem Prozessgebäude (Spent Fuel Processing Facility - SFPF) zur Aufnahme, Verarbeitung und Konditionierung der Brennelemente sowie einem Lagermodul (Spent Fuel Storage Area - SFSA) mit zwei Reihen zu je 128 Lagerkammern.

Die Brennelemente werden mit einem Transportbehälter aus dem ISF-1 auf dem Schienenweg in das Prozessgebäude des ISF-1 angeliefert. Danach wird im Prozessgebäude in einer Heißen Zelle das Kopfstück vom Brennelement abgetrennt und die beiden gleichartigen Brennelementhälften mit jeweils 18 Brennstäben ebenfalls voneinander getrennt. Die Brennelementhälften werden in Lagerbehälter verpackt, dabei wird jede Hälfte in eine verschließbare Kartusche des Lagerbehälters eingebracht. Defekte Brennelemente werden einer gesonderten Behandlung unterzogen und in speziellen Kartuschen eingeschweißt.

Die Fertigstellung des ISF-2 verzögerte sich durch Schwierigkeiten bei der Auslegung bzw. Funktionstüchtigkeit von Komponenten der Innenausstattung und -ausrüstung des Prozessgebäudes bis Mai 2019. Vom 10. Mai 2019 bis in den Herbst 2019 führte die Errichterfirma HOLTEC mit Erfolg die Kalttests einschließlich des Transportes und der Einlagerung von Brennelement-Dummies durch.





**Abb. 15.4** Besuch des ehemaligen Präsidenten Poroschenko im Verladebereich des Prozessgebäudes ISF-2 im April 2018 (Quelle KKW Tschernobyl, April 2018)

Am 14. Januar 2020 konnte die Anlage von HOLTEC an das KKW Tschernobyl übergeben werden. Am 28. Januar 2020 erhielt das KKW Tschernobyl ein Zertifikat von der ukrainischen Bau- und Konstruktionsinspektion SACI, welches bestätigt, dass die Anlage bautechnisch vollständig und funktionsfähig ist.

Beim anschließenden heißen Probetrieb, der noch im ersten Halbjahr 2020 beginnen soll, werden erstmals 186 bestrahlte Brennelemente aus dem Nasslager überführt, im Prozessgebäude verarbeitet und in das Trockenlager eingebracht. Gleichzeitig sind alle bekannten oder neu auftretenden Mängel zu beseitigen und alle noch fehlenden Dokumente zu erstellen. Radiologische Aspekte spielen dabei eine besondere Rolle. Nach derzeitigem Kenntnisstand wird noch im Jahr 2020 mit dem Betriebsbeginn der Gesamtanlage in der Gewährleistungsphase unter regulären Betriebsbedingungen gerechnet. Zu diesem Zeitpunkt werden auch alle notwendigen 253 Lagerbehälter bereitstehen. Mit der Erteilung der Genehmigung für den Dauerbetrieb wird im Jahr 2021 gerechnet.

Der Umladeprozess der Brennelemente von ISF-1 in ISF-2 wird nach Erteilung einer Dauerbetriebsgenehmigung der Anlage insgesamt mehr als 7 Jahre dauern.

#### **15.2.4 Trockenlager für bestrahlte Brennelemente aus den Blöcken der KKW Riwne, Südukraine und Chmelnyzkyj**

Ein zentrales Trockenlager CSFSF (Centralized Spent Fuel Storage Facility) soll für die bestrahlte Brennelemente der KKWs Riwne, Chmelnyzkyj und Südukraine in der Exclusion Zone von Tschernobyl geschaffen werden. Das vierte in Betrieb befindliche KKW in der Ukraine, das KKW Saporishshja, verfügt über ein eigenes Zwischenlager der gleichen Bauart. Der staatliche Betreiberkonzern aller ukrainischen Kernkraftwerke NAEK Energoatom hat bereits Anfang 2006 die amerikanische Gesellschaft „HOLTEC International“ mit der Errichtung des Lagers in der Exclusion Zone beauftragt. Das Zwischenlager soll für eine Lebensdauer von mindestens 100 Jahren ausgelegt werden. Die Machbarkeitsstudie wurde im Februar 2009 vom ukrainischen Ministerkabinett bestätigt. Ein im Februar 2012 verabschiedetes Gesetz machte den Weg für weitere Schritte dieses Projektes frei. Die atomrechtliche Regulierungsbehörde SNRIU hat im März 2012 die Etappen des Genehmigungsverfahrens festgelegt. Mit den Bauarbeiten am Standort des Zwischenlagers wurde im Jahr 2017 begonnen. Ein Bestandteil der Arbeiten am geplanten Zwischenlager ist auch die Errichtung einer Eisenbahnstrecke.

Mit der Errichtung und Inbetriebnahme der Anlage soll die Abhängigkeit von der Notwendigkeit des Transports bestrahlter Brennelemente nach Russland zur Zwischenlagerung und späteren Wiederaufarbeitung verringert werden. In den ukrainischen Kernkraftwerken wird neben den russischen Brennelementen der Firma TVEL auch vermehrt Brennstoff der US-amerikanischen Firma Westinghouse eingesetzt. Bestrahlte Brennelemente dieses Herstellers werden in Russland zur Wiederaufarbeitung entsprechend der bestehenden Verträge nicht angenommen. Auch aus diesem Grund ist die Errichtung eines Zwischenlagers für bestrahlte Brennelemente in der Ukraine dringend notwendig.

Im CSFSF sollen sowohl bestrahlte Brennelemente des russischen Herstellers TVEL als auch des US-amerikanischen Herstellers Westinghouse langfristig zwischengelagert werden. Das betrifft auch Brennelemente aus den Blöcken 1 und 2 des KKW Riwne (WWER-440/W-213).

Die geplante Kapazität umfasst insgesamt mehr als 16500 Brennelemente über vier Ausbaustufen. Nach Informationen von Oktober 2019 sollen über 90 % des ersten Bauabschnitts fertiggestellt worden sein und Container mit den bestrahlten Brennelementen noch in Jahr 2020 eingelagert werden. Als Pilotanlagen für die Annahme bestrahlter



Brennelemente wurden jeweils die ersten Blöcke der KKW Riwne, Chmelnyzky und Südukraine ausgewählt.

Auch verglaste hochradioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung von bestrahlten Brennelementen in der Russischen Föderation sollen dort oder in einem speziellen noch zu errichtenden anderen Zwischenlager eingelagert werden. Der Betreiber geht davon aus, dass sich die Bau- und Betriebskosten durch den Verzicht auf die Lagerung und Wiederaufarbeitung der ukrainischen bestrahlten Brennelemente in der Russischen Föderation innerhalb weniger Jahre amortisieren. Als mögliche Optionen werden auch die Lagerung von bestrahlten Brennelementen der anderen KKW im Lager des KKW Saporishshja sowie eine mögliche Wiederaufarbeitung in spezialisierten ausländischen Anlagen außerhalb der Russischen Föderation in Erwägung gezogen.

#### **15.2.5 Anlagen zur Entsorgung von radioaktiven Abfällen in der Exclusion Zone**

##### **Behandlung von flüssigen radioaktiven Abfällen (LRTP)**

Am Standort des KKW Tschernobyl wurde seit 1999 begonnen, eine neue Anlage zur Behandlung und Konditionierung flüssiger radioaktiver Abfälle, LRTP, für die Verarbeitung der am Standort vom Betrieb der Blöcke 1 bis 4 des KKW Tschernobyl verbliebenen flüssigen bzw. fließfähigen radioaktiven Abfälle (z. B. Ionentauscherharze) zu errichten.

Im April 2018 hat das KKW Tschernobyl von der staatlichen Bauinspektion SACI ein Zertifikat erhalten, das die Übereinstimmung der LRTP mit den staatlichen Baunormen und -anforderungen bestätigt.

Im Juli 2019 wurde der Probetrieb der Anlage zur Konditionierung von flüssigen radioaktiven Abfällen (LRTP) am Standort des KKW Tschernobyl aufgenommen. Während des einwöchigen Probetriebs wurden in der Anlage 34 Abfallgebinde in Form von zementierten Fässern produziert.

Nach einer mindestens 28-tägigen Wartezeit können die endlagergerecht vorbereiteten Abfallprodukte zur Endlagerung in das Endlager (ENSDF) für schwach- und mittelradioaktive Abfälle überführt werden.

## **Industrieller Komplex zur Behandlung fester radioaktiver Abfälle (ICSRM)**

Der „Industrial Complex for Solid Radwaste Management (ICSRM) wurde seit 2001 industrieseitig im Rahmen des TACIS-Programms (Technical Assistance to the Commonwealth of Independent States - TACIS) der Europäischen Kommission durch die deutsche Firma RWE NUKEM GmbH (heute NUKEM Technologies GmbH) unter Beteiligung weiterer ukrainischer Firmen errichtet.

In dem „Industrial Complex for Solid Radwaste Management“ (ICSRM) sollen feste radioaktive Abfälle aus einem bestehenden Zwischenlager am Standort KKW Tschernobyl entnommen und konditioniert werden. Bei diesen Abfällen handelt es sich zunächst um Abfälle aus dem früheren Betrieb des KKW Tschernobyl. Der Komplex ist seit 2014 im Probetrieb. Anschließend sollen die so vorbereiteten Abfallprodukte ebenfalls im ENSDF, welches zum Komplex ICSRМ gehört, eingelagert werden.

## **Endlager Burjakowka**

Mit der Errichtung des Lagers von Burjakowka wurde unmittelbar nach dem Reaktorunfall von Tschernobyl begonnen. Es ist als Endlager für Radioaktive Abfälle (Radioactive Waste Disposal Site, RWDS) angelegt. Im Oberflächenlager von Burjakowka wurden zunächst schwach- und mittelaktive und derzeit niedrigaktive radioaktive Abfälle eingelagert. Die Einlagerung erfolgt gegenwärtig in einer zusätzlich zu den ursprünglich 30 Lagerstätten angelegten 31. Parzelle.

## **Lagerstätte Pidlisnyi**

Eine ausführliche Beschreibung des Lagers Pidlisnyi wird in /KUC 20/ gegeben. Darin wird auch besonders auf die aktuelle Situation und auf sicherheitstechnische Aspekte eingegangen.

Das Lager Pidlisnyi wird im Allgemeinen den RWDS (Radioactive Waste Disposal Site) zugerechnet. Aufgrund der Eigenschaften der eingelagerten radioaktiven Abfälle (kernbrennstoffhaltige und weitere hochaktive Abfälle) kann man jedoch davon ausgehen, dass eine Verbringung in ein geologisches Endlager notwendig ist, es sei denn, es werden hier entsprechende Schutzmaßnahmen und spezifische Regelungen getroffen.

Die Einlagerung im Lager Pidlisnyi wurde seit November 1988 wegen erheblicher baulicher Mängel eingestellt. Es wird davon ausgegangen, dass das Aktivitätsinventar der eingelagerten Abfälle ca. 2600 TBq beträgt.

### **Zeitweilige Lagerstätte Kompleksnyi (3. Ausbaustufe)**

Mit der Nutzung des Lagers von Kompleksnyi wurde unmittelbar nach dem Reaktorunfall von Tschernobyl begonnen. Es ist als Endlager für Radioaktive Abfälle (RWDS) angelegt und es wurde ein sich im Bau befindenes Zwischenlager für feste radioaktive Abfälle für die 3. Ausbaustufe des KKW Tschernobyl (nicht fertiggestellte Blöcke 5 und 6) dafür genutzt.

Der Boden um Block 4 wurde in einer Schicht von ca. 5-10 cm abgetragen und in Containern bzw. unverpackt, insgesamt ca. 26.200 m<sup>3</sup>, in das Lager „Kompleksnyi“ verbracht. Aufgrund baulicher Mängel wurde die Einlagerung radioaktiver Abfälle eingestellt.

### **Punkte der zeitweiligen Lagerung radioaktiver Abfälle**

Innerhalb der Exclusion Zone wurden ca. 1000 Flächen zu oberflächennahen Lagerstätten für die spontane und temporäre Lagerung von radioaktiven Abfällen deklariert. Es handelt sich also um Radioactive Waste Interim Confinement Points (RICP).

Hierzu gehören auch etliche komplette ehemalige Ortschaften, wie z. B. Chistogalowka, die evakuiert wurden und seither für unbewohnbar erklärt sind. Zur Überwachung des Grundwassers wurden im Sperrgebiet 235 Beobachtungsbrunnen gebohrt. Der langfristige weitere Umgang mit RICP's ist bisher nicht geklärt. Es wird davon ausgegangen, dass die Rückholung der Abfälle aus der Mehrzahl dieser Lagerstätten aus strahlenschutztechnischen Gründen nicht gerechtfertigt ist.

## **15.3 Zusammenarbeit mit SSTC NRS zu den brennstoffhaltigen Materialien**

Mit dem SSTC NRS wurden im Rahmen des AP 15 die im Vorläufervorhaben begonnenen gemeinsamen Arbeiten zu den Grenzen und Bedingungen des sicheren Betriebs für das Objekt „Einschluss“ (Sarkophag) des zerstörten Blocks 4 des KKW Tschernobyl auf der Grundlage der erzielten Ergebnisse fortgeführt. Mit dem SSTC NRS wurde dazu ein weiterführender Unterauftrag abgeschlossen. Als ein wichtiger Punkt dazu ist zu bemerken, dass die ukrainische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde SNRIU die Weiterentwicklung eines speziellen Regelwerks für das System NSC/Sarkophag zu einem späteren Zeitpunkt vorschlägt. Dies wurde mit der längeren Testphase des NSC begründet. Es wurde deshalb vorgeschlagen die gemeinsamen Arbeiten auf Fragestellungen des

im System NSC/Sarkophag vorhandenen Kernbrennstoffs, einschließlich der Problematik des Wassers und der Staubbildung zu fokussieren.

Der Unterauftrag mit dem SSTC NRS UA-3455 „Development of methodological recommendations for monitoring of the fuel-containing materials state during New Safe Confinement operation“ wurde am 15. März 2018 vereinbart. Die Inhalte der vorgesehenen Arbeiten wurden in einer entsprechenden Spezifikation festgelegt. Der Unterauftrag sah Arbeiten zur Entwicklung methodischer Empfehlungen für die Überwachung brennstoffhaltiger Materialien während des Betriebs des NSC vor. Die Ansammlungen brennstoffhaltiger Materialien im zerstörten Block 4 stellen ein großes Gefahrenpotential dar. Ihre mögliche Ausbreitung über den Luft- oder Wasserweg muss weitgehend begrenzt werden. In Abhängigkeit von verschiedenen Faktoren ändern sich der Zustand und die Zusammensetzung der brennstoffhaltigen Massen. Diese Faktoren müssen bei der Aufstellung von Empfehlungen zur Überwachung unter den Bedingungen des NSC berücksichtigt werden. Insbesondere spielen dabei auch das Vorhandensein von Wasser, mechanische Änderungen der vorhandenen Strukturen und chemische Einflüsse eine große Rolle.

Am 26.06.2018 fand in Kiew ein informelles Meeting zu den Aktivitäten bezüglich der Sicherheit des Systems des NSC mit dem eingeschlossenen Shelter statt. An dem Meeting nahmen Vertreter der ukrainischen atomrechtlichen Regulierungsbehörde SNRIU, des SSTC NRS, des Joint support Office (JSO), der ukrainischen Firma ECOMM und der GRS teil. Während des Treffens wurden die Ergebnisse vergangener und Zielstellungen laufender, auf Tschernobyl bezogener, Projekte vorgestellt und diskutiert. Insbesondere wurden die Aktivitäten in den BMU-Vorhaben 4717R01520 (LV-2) im AP15 und UM17T01510 vorgestellt. Ziel war es dabei, in den beiden Vorhaben Doppelarbeiten auszuschließen und mögliche Synergieeffekte zu nutzen. Während des Meetings wurde der aktuelle Stand der Arbeiten zum Unterauftrag mit dem SSTC NRS diskutiert. Ebenso wurde über den aktuellen Stand der Arbeiten am NSC informiert.



**Abb. 15.5** Während des Arbeitstreffens am 26. Juni 2018 in Kiew (Quelle: SSTC NRS)

Ein erster Entwurf des Berichts des SSTC NRS wurde bei einer Besprechung am 29.11.2018 in Kiew ausführlich diskutiert. Es wurde vereinbart, dass das SSTC NRS der GRS im Dezember 2018 einen verbesserten Entwurf zunächst in russischer Sprache zur Kommentierung übergibt. Dieser Bericht wurde der GRS am 19.12.2018 zur Verfügung gestellt.

Die GRS bearbeitete und kommentierte den Berichtsentwurf. Am 16. Mai 2019 fand beim SSTC NRS die inhaltliche Abschlussdiskussion zu den gemeinsamen Arbeiten zu den methodischen Empfehlungen zur Überwachung der brennstoffhaltigen Materialien im Shelter innerhalb des NSC statt. Daran nahmen die an den Arbeiten beteiligten Experten der GRS und des SSTC NRS teil. Während der Diskussionen wurden die Kommentare und Anmerkungen der GRS im Detail mit den Mitarbeitern des SSTC NRS besprochen. Im Ergebnis konnte Einigkeit über die Abfassung des Abschlussberichts und die noch notwendigen Änderungen erzielt werden.

Am nächsten Tag wurden die Ergebnisse der gemeinsamen Arbeiten auf dem Final Technical Meeting vorgestellt, an dem neben der GRS und dem SSTC NRS auch Vertreter der ukrainischen atomrechtlichen Regulierungsbehörde SNRIU, des Kernkraftwerks Tschernobyl und des Instituts für Sicherheitsprobleme von Kernkraftwerken (ISP NPP) der ukrainischen Akademie Wissenschaften teilnahmen. Auf der Veranstaltung wurden der GRS verschiedene Präsentationen und weiterführende Unterlagen zur aktuellen Situation des NSC mit dem Shelter vom KKW Tschernobyl und vom Institut für Sicherheitsprobleme von Kernkraftwerken (ISP NPP) übergeben.

Während der Meetings wurde der Nutzen der Arbeiten betont. Gleichzeitig wurde die aktuelle Situation am Standort und die anstehenden Aufgaben besprochen. Es bestand Einvernehmen, dass eine wissenschaftliche Unterstützung sowohl auf der Betreiber-, als auch auf der Behördenseite unverzichtbar ist.

Die gemeinsam mit dem SSTC NRS durchgeführten Arbeiten dienten der Entwicklung methodischer Empfehlungen zur Überwachung des Zustandes der brennstoffhaltigen Materialien. Dabei wird auf die spezifischen Bedingungen, die sich im System des Sarkophags mit dem in umhüllenden NSC ergeben eingegangen. Folgende methodische Empfehlungen wurden entwickelt:

- zu den Kriterien der sicherheitstechnischen Akzeptanz des Zustandes der brennstoffhaltigen Materialien;
- zum erforderlichen Umfang der Überwachung und Kontrolle.

Im gemeinsamen Bericht wird der gegenwärtige Zustand der im Sarkophag enthaltenen brennstoffhaltigen Materialien in deren verschiedenen Modifikationen und deren lokalen Ansammlungen umfangreich beschrieben.

Auf der Grundlage der im Mai 2019 während des Meetings in Kiew zwischen der GRS und dem SSTC NRS diskutierten Variante wurde eine überarbeitete englischsprachige finale Fassung des Berichts erstellt mit dem Titel „Development of methodological recommendations for monitoring of the fuel-containing materials state during New Safe Confinement operation“ /SST 19a/ erstellt. Beide Seiten beschlossen die Ergebnisse der gemeinsam durchgeführten Arbeiten zu veröffentlichen. Dazu wurde der Artikel "Approaches to the establishment of the safety conditions of the fuel-containing materials during New Safe Confinement operation" erstellt und in mehreren Iterationsschritten finalisiert. Der Artikel wurde im Dezember 2019 in der Ausgabe Nr. 4(84) (2019) der ukrainischen Fachzeitschrift „Nuclear and Radiation Safety“ /SST 19b/ veröffentlicht.

Am 12. und 13. September 2019 fand bei der GRS in Berlin ein abschließendes bilaterales Arbeitstreffen statt. Das Ziel des Treffens bestand im weiteren Austausch zu den Ergebnissen und zu den Schlussfolgerungen des im Rahmen des Unterauftrags UA-3455 durch SSTC NRS erstellten Berichtes. Darüber hinaus informierten die Teilnehmer des SSTC NRS über die neuesten Entwicklungen am Standort von Tschernobyl.

Es ist gemeinsames Verständnis, dass vertiefende gemeinsame wissenschaftliche Arbeiten auf dem Gebiet der Gewährleistung der Sicherheit des Systems NSC/Sarkophag für beide Seiten von großem Nutzen sind. Für die GRS ergibt sich daraus ein durch andere Aktivitäten nicht zu ersetzende Erkenntnisgewinn zur Gefahrenlage am Standort von Tschernobyl. Es wird daher angestrebt, die im AP 15 erzielten Ergebnisse insbesondere bezüglich der Gefährdung durch brennstoffhaltige Materialien in einem möglichen Nachfolgevorhaben weiter zu vertiefen. Während des Meetings im September in Berlin wurden dazu erste Vorschläge erarbeitet.

Es wird vorgeschlagen die Verteilung luftgetragener Radioaktivität aus den brennstoffhaltigen Materialien zu untersuchen. Dabei sollen die Abhängigkeiten der Verteilung der Aktivität in der Luft des Sarkophags vom Staub an den Ansammlungen von brennstoffhaltigen Materialien und den Luftbewegungen im Shelter tiefgreifender betrachtet werden. Es wird angestrebt wie im Vorläufervorhaben mit dem SSTC NRS einen Unterauftrag abzuschließen.

Die geplanten Arbeiten stellen eine Weiterführung dieser Aktivitäten dar. Für die GRS ergibt sich daraus ein unverzichtbarer Erkenntnisgewinn zu den aktuellen Entwicklungen am zerstörten Block 4 des KKW Tschernobyl nach der Errichtung des NSC.

#### **15.4 Konferenz im November 2018**

Vom 27. bis 28. November 2018 fand die Internationale wissenschaftlich-praktische Konferenz SOF 2018 „Transformation of the Shelter Object into an Ecological safe system: Experience, Challenges and solutions“ in der Ukraine statt. Ursprünglich war die Veranstaltung für beide Konferenztage in Kiew geplant. Kurzfristig wurde entschieden, den ersten Konferenztag im Kernkraftwerk Tschernobyl und den zweiten Konferenztag in Kiew durchzuführen.

Die Konferenz wurde organisiert von:

- der Staatlichen ukrainischen Agentur zur Verwaltung der Exclusion Zone (SAUEZM);
- dem Staatlichen spezialisierten Unternehmen Kernkraftwerk Tschernobyl (SSE ChNPP);
- dem Institut für Sicherheitsprobleme von Kernkraftwerken der Nationalen Akademie der Wissenschaften der Ukraine (ISP NPP).

An der Veranstaltung nahmen ca. 100 Experten aus den führenden ukrainischen wissenschaftlich-technischen Organisationen, F&E-Instituten und Betreibern, die mit der Tschernobyl-Thematik beschäftigt sind, teil. Darüber hinaus waren ausländische Vertreter aus Deutschland, Südkorea, Spanien, sowie der EU, der IAEO und der EBWE an der Konferenz beteiligt. Von der GRS nahmen an der Konferenz Lutz KÜchler und Andreas Berthold teil. Konferenzsprachen waren ukrainisch, russisch und englisch. Das SSTC NRS (TSO der ukrainischen kerntechnischen Regulierungsbehörde SNRIU) hielt eine zusammen mit der GRS ausgearbeitete Präsentation zum Thema „Analysis of the factors determining the safe state of the Shelter Object as part of a New Safe Confinement“ /SST 18/. Diese Präsentation basiert auf den gemeinsam mit dem SSTC NRS im Rahmen des AP 15 zu dieser Thematik im Vorläufervorhaben durchgeführten Arbeiten.

Die Konferenz behandelte Themen zur Situation am Standort des beim Reaktorunfall vom 26. April 1986 zerstörten Blocks 4 des KKW Tschernobyl. Dabei wurde eine Bestandsaufnahme des Sarkophags (Objekt Einschluss) mit der Bogenkonstruktion des Neuen sicheren Confinements (NSC) getätigt. Ebenso wurden erzielte Ergebnisse wissenschaftlicher Untersuchungen bekannt gegeben und weitere notwendige Schritte bei der Umwandlung des Sarkophags in ein ökologisch sicheres System diskutiert. In diesem Zusammenhang wird die Inbetriebnahme des Neuen sicheren Confinements (NSC) als eine wichtige, jedoch nicht abschließende Etappe bei der Umwandlung dargestellt. Damit werden wichtige Voraussetzungen für den nachfolgenden Rückbau instabiler Strukturen und zur Entnahme (bei Erfordernis) der brennstoffhaltigen Materialien geschaffen. Eine weitere wissenschaftliche Begleitung und Überwachung des Systems Sarkophag/NSC ist dabei weiterhin erforderlich.

Die Konferenz war als wissenschaftlich-praktische Konferenz konzipiert. Es wurden damit Fragen und Ergebnisse des Betriebs und ebenso Ergebnisse wissenschaftlicher Untersuchungen präsentiert. Ebenso spielten genehmigungsrelevante Fragestellungen eine Rolle. Konzepte zum geplanten Rückbau instabiler Strukturen wurden vorgestellt, wie auch zum Umgang mit brennstoffhaltigen Materialien.

Auf der Webseite der Konferenz wurde ein Beschluss der Konferenz veröffentlicht. Darin werden die wesentlichen Ergebnisse zusammengefasst. Als eine vordringliche Aufgabe wird der Rückbau der instabilen baulichen Strukturen im oberen Bereich des Sarkophags gesehen. Der Umgang mit den brennstoffhaltigen Materialien wird als eine äußerst komplexe Aufgabe gesehen. Es wurde der ukrainischen Regierung vorgeschlagen bei der



Umwandlung des Sarkophags in ein ökologisch sicheres System die internationale Gemeinschaft um technische und finanzielle Hilfe zu bitten.

Im Beschluss wird die Notwendigkeit der wissenschaftlichen Begleitung beim gesamten Prozess der Umwandlung des Sarkophags in ein ökologisch sicheres System verwiesen. Es wurde vorgeschlagen, die Konferenz in der Zukunft auf regelmäßiger Basis durchzuführen. In diesem Zusammenhang wurde ein zweijähriger Zyklus angestrebt.

Zu den Inhalten der Konferenz wurde ein Bericht erstellt, die Präsentationen wurden auf den InfoServer eingestellt.

## **15.5 Brände in der Exclusion Zone von Tschernobyl**

In jedem Jahr ereignen sich immer wieder Brände in der Exclusion Zone von Tschernobyl /SAU 18/. Die Brände treten in der Regel in trockenen Jahreszeiten auf. Die potenziellen Gefährdungen solcher Brände bestehen aus:

- der Mobilisierung der im Holz und in den Pflanzen gebundenen Radionukliden in den vom Unfall im KKW Tschernobyl kontaminierten Gebieten. Durch das Feuer gelangen Radionuklide in die Atmosphäre und werden in Abhängig der Wetterlage verteilt und gegebenenfalls wieder ausgewaschen. Dadurch können Personen innerhalb und außerhalb der Exclusion Zone Gefahren ausgesetzt werden. Besonders gefährdet ist das in der Exclusion tätige Personal und die an der Brandbekämpfung beteiligten Feuerwehrleute.
- durch Brände können die in der Exclusion Zone befindlichen nukleare Anlagen in ihrem sicheren Betrieb beeinträchtigt werden. Das betrifft das Kraftwerk mit den dazugehörigen Anlagen (z.B. zur Lagerung von bestrahltem Kernbrennstoff oder zur Stilllegung) einschließlich des zerstörten vierten Blocks selbst, als auch Lagerstätten und Anlagen zur Bearbeitung und Lagerung radioaktiver Abfälle. Die Beschädigung von Anlagen mit einem großen Aktivitätsinventar kann unter ungünstigen Umständen zu großen Freisetzungen führen. Der Schutz dieser Anlagen hat deshalb höchste Priorität.

Die Gründe für die Feuer in der Exclusion Zone können verschieden sein. Bei großer Trockenheit steigt grundsätzlich die Waldbrandgefahr. In der Exclusion Zone sind zahlreiche Personen beschäftigt. Ebenso sind zunehmend Tschernobyl-Touristen unterwegs. Unachtsames Verhalten ist dann oft ausreichend, um einen Brand auszulösen.

Das traditionell angewendete Verbrennen von Gras kann u.a. die Ursache solcher Feuer sein. In der Vergangenheit sind aber auch Fälle von Brandstiftung bekannt geworden. Eine Ursache dafür ist der Versuch Spuren eines nicht auszuschließenden illegalen Holzeinschlags zu verwischen.

Am 4. April 2020 wurde ein besonders intensiver Brand in der Tschernobyl-Zone bekannt. Trotz intensiver Brandbekämpfung gelang es nicht, den Brand kurzfristig zu löschen. Das Feuer wurde durch die Trockenheit und den starken Wind unterstützt. Neben der Exclusion Zone waren auch weitere Regionen in der Ukraine betroffen. Die Feuer waren mit einer intensiven Rauchentwicklung verbunden, die auch in Kiew deutlich zu spüren war.

Bezüglich einer Information des Katastrophenschutzdienstes unterstützt dieser die Verwaltung der Exclusion Zone bei der Brandbekämpfung in verschiedenen Forsten. Es wurden entsprechend einer Meldung vom 13. April 2020 ca. 110 km Brandschneisen eingerichtet. Drei Flugzeuge und drei Hubschrauber haben insgesamt 227 Einsätze geflogen und 538 t Wasser abgeworfen. Insgesamt würden ca. 500 Personen und 110 Technikeinheiten bei der Brandbekämpfung eingesetzt darunter drei Flugzeuge und drei Hubschrauber.



**Abb. 15.6** Beim Anlegen einer Brandschneise in der Exclusion Zone  
(Quelle: State Agency of Ukraine on Exclusion Zone Management)

Am Abend des 14. April 2020 vermeldeten die ukrainischen Behörden, dass die Feuer unter Kontrolle seien. Demnach gebe es kein offenes Feuer mehr, jedoch noch einige Glutnester. Dazu trugen Regenfälle bei, die davor im entsprechenden Gebiet niedergegangen sind. In der Zeit darauf entfachten die Feuer wieder. Dazu trug ein böiger starker Wind bei. Am 17. April 2020 wurde ein großes Feuer-Cluster ca. 70 km westlich des KKW gemeldet. Ein weiteres großes Feuer befand sich 30 km westlich der Anlage. Mehrere kleinere Feuer befanden sich in unmittelbarer Nähe des Kraftwerks (ca. 2 km).

Am 8. April soll sich der Brand in einer Entfernung von nur einem Kilometer vom KKW Tschernobyl befunden haben. Die ukrainische atomrechtliche Regulierungsbehörde SNRIU meldete am 13. April auf ihrer Homepage, dass sie den Schutz der Anlagen des KKW und der Anlagen zur Behandlung radioaktiver Abfälle weiter beaufsichtigt und zusätzliche Kontrollen durchgeführt hat. Das Personal des Kraftwerks ist demnach gut vorbereitet. Die nuklearen Anlagen und die Objekte der Verarbeitung radioaktiver Abfälle seien in einem sicheren Zustand. Ein Einwirken der Waldbrände auf diese sei aus technischen Gründen nicht möglich.

Vom Schichtleiter des KKW Tschernobyl sei am 12. April 2020 gemeldet worden, dass sich ein Brand einer zeitweiligen Lagerstätte für Böden (Bauaushub) und große Teile aus Stahlbeton angenähert hat. Diese waren bei der Errichtung der Fundamente des Neuen Sicheren Confinements (NSC) und bei Arbeiten zur Befestigung und Hermetisierung des NSC angefallen. Dieses zeitweilige Lager gehört zur Infrastruktur des KKW Tschernobyl, befindet sich aber in einem bestimmten Abstand zu den kerntechnischen Anlagen und den Objekten der Verarbeitung radioaktiver Abfälle des Kraftwerks. Die Materialien (Bauschutt), die zeitweilig auf dieser Fläche gelagert werden seien nicht brennbar.

Die Kontrollwerte der Äquivalentdosisleistung und anderer radiologischer Parameter seien an den Stellen, an denen sich permanent Personal des Kraftwerks aufhält, nicht überschritten worden. Die Situation erfordere keine Maßnahmen zur Evakuierung und werde vom Personal des KKW Tschernobyl kontrolliert.

In Pressemeldungen wurde darüber berichtet, dass sich das Feuer auch stark der zeitweiligen Lagerstätte Pidlisnyi genähert hätte. In der Lagerstätte Pidlisnyi sind nach dem Unfall teils hochaktive Abfälle eingebracht worden. Eine Zerstörung oder starke Beschädigung des Zwischenlagers könnte potenziell zu hohen Freisetzungen von radioaktiven Stoffen führen.

Generell lässt sich jedoch sagen, dass als Folge der häufigen Brände in der Exclusion Zone Maßnahmen zum Schutz der dort befindlichen Anlagen und Läger getroffen worden sind. So wurden die Bereiche in der unmittelbaren Umgebung der gefährdeten Anlagen abgeholzt um einen direkten Einfluss der Flammen auf die Anlagen auszuschließen.

Trotzdem können auch in größerer Entfernung Rauch und glühende Partikel die Anlagen negativ beeinflussen. Deshalb sind entsprechende Vorsichtsmaßnahmen zu treffen (z.B. Organisation der Lüftung um Rauchgasbelastungen innerhalb der Gebäude zu vermeiden, Vorsichtsmaßnahmen bei der Aufbewahrung brennbarer Materialien usw.)

Eine spezielle Herausforderung kann die mögliche Beeinflussung der Stromversorgung der gefährdeten Anlagen sein. Durch die Zerstörung bzw. Beschädigung von Stromleitungen außerhalb der Anlagen selbst, kann die Stromversorgung unterbrochen werden. Solche Szenarien wurden bereits während der Stress-Tests nach dem Reaktorunfall von Fukushima-Daiichi für das KKW Tschernobyl im Jahr 2011 untersucht. Als Schwachstelle gilt dabei das Nasslager für den bestrahlten Brennstoff aus den Blöcken 1-3 des KKW Tschernobyl (ISF-1). Bei einem Ausfall des Kühlungssystems im Nasslager steigt durch die Nachzerfallswärme die Temperatur des Beckenwassers. Aufgrund der sehr langen Zeit seit der Entladung aus dem Reaktor sollte sich unter der Voraussetzung einer ausreichenden Menge des Beckenwassers jedoch dessen Temperatur auch bei einem totalen Stromausfall nicht über 60°C erhöhen. Für alle anderen Anlagen sollten die Auswirkungen eines totalen Stromausfalls zu mindestens nicht kurzfristig zu schweren Folgen führen. Weiterführende Betrachtungen dazu sind gegenwärtig nicht verfügbar.

Durch das Feuer werden Radionuklide in die Atmosphäre getragen und können unter Umständen weit transportiert werden, insbesondere das Radionuklid <sup>137</sup>Cs. Dabei werden die Radionuklide auch verteilt und ausgedünnt. Auf der Grundlage der verfügbaren Informationen konnten außerhalb der Exclusion Zone keine gefährlichen Überschreitungen der radiologischen Situation festgestellt werden. Der Ortsdosisleistung (ODL) in Kiew und im Kiewer Gebiet liegt im Bereich der Normwerte und überschreitet nicht den natürlichen Hintergrund (in Kiew 0,012 mR/h, im Kiewer Gebiet im Bereich von 0,011 mR/h bei einem Normwert von 0,05 mR/h). Erhöhte ODL-Werte sind außerhalb der Exclusion Zone zwar unter Umständen messbar, liegen aber deutlich unter den zulässigen Grenzwerten.

Eine radiologische Gefährdung in Europa außerhalb der Ukraine ist nahezu ausgeschlossen. Entsprechende Untersuchungen und Modellentwicklungen dazu wurden u.a. von IRSN durchgeführt.

Detaillierte Informationen zu gegenwärtigen zusätzlichen Strahlenexpositionen des in der Exclusion Zone beschäftigten Personals und den an der Brandbekämpfung beteiligten Feuerwehrleuten liegen nicht vor. Die gegebene Situation und die zukünftig nicht auszuschließenden Ereignisse erfordern jedoch eine weitere Beobachtung und ggf. weitere Analysen.

## **15.6 Schlussfolgerungen**

Die Arbeiten, die im Rahmen des AP 15 durchgeführt wurden, tragen in einem wesentlichen Umfang dazu bei, die Kompetenz zu Fragestellungen, die die Tschernobyl-Thematik betreffen fundiert zu behandeln und zu erhalten. Das ist eine wichtige Voraussetzung, um auch in Zukunft die von Tschernobyl ausgehenden Gefahren einschätzen zu können.

Nachdem die GRS nicht mehr im Rahmen des Unterstützungsprojektes für SNRIU für den Shelter Implementation Plan (SIP-LC) die ukrainische atomrechtliche Regulierungsbehörde SNRIU in Rahmen des Genehmigungsverfahrens für die Aktivitäten am zerstörten vierten Block des KKW Tschernobyl berät, sind die Informationsquellen eingeschränkt. Die bilaterale Zusammenarbeit mit dem SSTC NRS bietet eine gute Möglichkeit, diese Lücke zu füllen. Dabei ist es von Vorteil, dass das SSTC NRS sowohl als TSO für SNRIU tätig ist, aber ebenso der Nationalen Akademie der Wissenschaften der Ukraine unterstellt ist.

Im Vorhaben UM15T01510 „Fachliche Unterstützung des BMUB zum Tschernobyl Shelter Fond – sicherheitsrelevante Daten“ werden Daten und Informationen verfügbar gemacht und in eine entsprechende Datenbank eingepflegt. Diese Informationen wurden im AP 15 des Vorhabens 4717R01520 mit verwendet. Darüber hinaus wurden zahlreiche weitere Informationsquellen genutzt und umfangreiche Recherchen durchgeführt. Im Dezember 2018 fand eine Internationale wissenschaftlich-praktische Konferenz zur Situation des NSC mit dem integrierten Sarkophag statt. Die GRS stellte dort in einer Präsentation mit dem SSTC NRS die Ergebnisse der gemeinsam durchgeführten Arbeiten vor. Zuvor war auch schon im Jahr 2017 auf der Eurosafe in Paris die Ergebnisse der Arbeiten im Vorgängervorhaben vorgestellt worden.

Im Vorhaben wurde die aktuelle Entwicklung am Standort von Tschernobyl verfolgt und beschrieben. Der Berichtszeitraum war vor allem durch die Arbeiten zur Inbetriebnahme des Neuen Sicherem Confinements (NSC) über dem Sarkophag und des Zwischenlagers für bestrahlte Brennelemente der Blöcke 1 bis 3 des KKW Tschernobyl (ISF-2) gekennzeichnet. In beiden Vorhaben wurden bedeutende Fortschritte erzielt. Sie haben jedoch noch nicht die Genehmigung zum Dauerbetrieb erhalten. Das NSC befindet sich in der Phase des Gewährleistungsbetriebs. Das ISF-2 wird, die erfolgreiche Durchführung der heißen Tests vorausgesetzt, noch 2020 den Gewährleistungsbetrieb aufnehmen.

Mit dem SSTC NRS wurden Arbeiten zur Entwicklung methodischer Empfehlungen für die Überwachung brennstoffhaltiger Materialien während des Betriebs des NSC durchgeführt. Die Ansammlungen brennstoffhaltiger Materialien im zerstörten Block 4 stellen ein großes Gefahrenpotential dar. Ihre mögliche Ausbreitung über den Luft- oder Wasserweg muss weitgehend begrenzt werden. In Abhängigkeit von verschiedenen Faktoren ändern sich der Zustand und die Zusammensetzung der brennstoffhaltigen Materialien. Diese Faktoren müssen bei der Aufstellung von Empfehlungen zur Überwachung unter den Bedingungen des NSC berücksichtigt werden. Insbesondere spielen dabei auch das Vorhandensein von Wasser, mechanische Änderungen der vorhandenen Strukturen und chemische Einflüsse eine große Rolle.

Mit dem SSTC NRS wurde ein Unterauftrag abgeschlossen. Es wurde ein Abschlussbericht mit dem Titel „Development of methodological recommendations for monitoring of the fuel-containing materials state during New Safe Confinement operation“ übergeben. GRS und SSTC NRS beschlossen, die Ergebnisse der gemeinsam durchgeführten Arbeiten zu veröffentlichen. Dazu wurde der Artikel "Approaches to the establishment of the safety conditions of the fuel-containing materials during New Safe Confinement operation" erstellt. Der Artikel wurde im Dezember 2019 in der Ausgabe Nr. 4(84) (2019) der ukrainischen Fachzeitschrift „Nuclear and Radiation Safety“ veröffentlicht.

Im Rahmen des AP 15 wurden von GRS Informationen zu aktuellen Ereignissen am Standort Tschernobyl untersucht und bereitgestellt. So kam es im April 2020 in der Exclusion Zone zu starken Waldbränden, die trotz Einsatz von schwerer Technik zur Brandbekämpfung, u.a. von Flugzeugen und Hubschraubern lange Zeit nicht gelöscht werden konnten. Insbesondere Fragen des Strahlenschutzes in Gebieten außerhalb der Exclusion Zone in die durch das Feuer Radionuklide gelangt sein könnten spielten ebenso wie die Sicherheit der kerntechnischen Objekte in der Zone eine Rolle.

In Vorbereitung des Jahrestages der Tschernobyl-Unfalls am 26. April werden von der GRS alljährlich die erstellten Informationen zur Reaktorkatastrophe, deren Folgen und den getroffenen Maßnahmen im Rahmen des Vorhabens 4717R01510 (LV-1) aktualisiert. Dabei werden neue Erkenntnisse und Entwicklungen am Standort berücksichtigt. Wichtige Recherchen zur Erstellung dieser Unterlagen werden im AP 15 des Vorhabens 4717R01520 (LV2) durchgeführt.

Die im Rahmen des AP 15 durchgeführten Arbeiten lieferten einen wichtigen Beitrag zum Erhalt der Kompetenz der GRS zur Tschernobyl-Thematik.

## **16 Weiterentwicklung von internationalen Netzwerken der nuklearen Sicherheit (AP 16)**

### **16.1 Zielsetzung**

Im Rahmen dieses Arbeitspaketes sollten die Entwicklungs- und Erprobungsarbeiten zur Nutzung von Netzwerken zur nuklearen Sicherheit und Sicherung, insbesondere die jeweiligen nationalen Wissensplattformen (National Nuclear Safety Knowledge Platform - NNSKP) für nukleare Sicherheit, als Interface zwischen nationalen Informations- und Wissensressourcen und dem GNSSN sowie anderen Elemente der Netzwerke fortgeführt werden.

In diesem Arbeitspaket waren verschiedene Aktivitäten vorgesehen, u. a. die Aktualisierung, Anpassung und Ergänzung der deutschen NNSKP und anderer Netzwerkelemente des GNSSN, die Vorbereitung der deutschen NNSKP als eine Pilot-Plattform zur Migration in den öffentlich zugänglichen Bereich des GNSSN. Weitere Aktivitäten betreffen die Kooperation mit der IAEO und anderen Mitgliedsstaaten zur Weiterentwicklung und Nutzung der nationalen Wissensplattformen sowie des GNSSN und der GNSSN-Ressourcen. In diesem Arbeitspaket erfolgte ebenfalls die Mitarbeit an den regionalen Workshops der IAEA für nationale Koordinatoren von Ländern, die an der Entwicklung der NNSKPs bereits beteiligt sind bzw. die neu hinzukommen.

### **16.2 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse**

Der inhaltliche Schwerpunkt der Arbeiten in diesem Arbeitspaket war auf die gemeinsame Weiterentwicklung und Piloterprobung globaler, regionaler, nationaler und institutionsübergreifender Netzwerke sowie die Vernetzung der deutschen Wissensplattformen mit dem GNSSN ausgerichtet. Dies erfolgte vor allem im wissenschaftlichen Eigeninteresse der GRS, die auch international anerkannt zu den „Vorreitern“ der Netzwerke für nukleare Sicherheit zählt, und in enger Zusammenarbeit mit dem GNSSN-Team der IAEO.

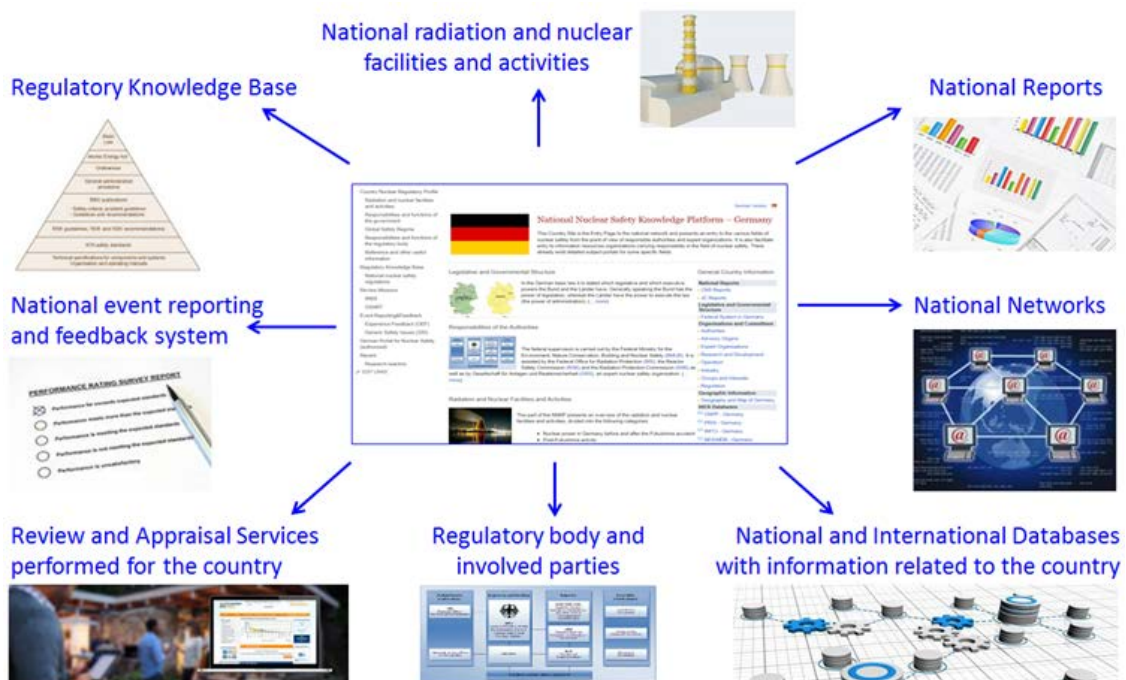
#### **16.2.1 Entwicklung der deutschen Wissensplattform NNSKP**

Die nationalen Wissensplattformen für nukleare Sicherheit NNSKP wurden in Rahmen des globalen Netzwerkes GNSSN geschaffen, um die Mission des GNSSN zu



unterstützen Information und Wissen in Bezug auf nukleare Sicherheit des jeweiligen Landes für interessierte Nutzer leichter verfügbar zu machen. Die NNSKP sind einerseits Teil des GNSSN und andererseits stellen sie den Zugang zu den nationalen Informations- und Wissensressourcen der IAEO-Mitgliedsstaaten dar. Neben dem einheitlich strukturierten Informationsbereich des NNSKP können die Plattformen der einzelnen Länder bei Bedarf auch einen frei gestaltbaren Wissensmanagement- und Kooperationsbereich umfassen, der durch die IAEO gehostet (IT-mäßig unentgeltlich bereitgestellt und gewartet) wird. Für das deutsche NNSKP wird dieser Teil nicht genutzt, da BMU und GRS dafür bereits früher ihre eigenen Plattformen (BMU/GRS Portal für nukleare Sicherheit sowie GRS Cooperation Portal auf dem InfoServer) geschaffen haben.

Der Informationsbereich der NNSKP enthält eine Beschreibung des nationalen regulatorischen Systems für nukleare Sicherheit und Sicherung, das sogenannte „Country Nuclear Regulatory Profile“ (CNRP), wesentliche landesspezifische Informationen zu den verschiedenen Bereichen kerntechnischer und radiologischer Anlagen und Aktivitäten, zahlreiche Verweise und Hyperlinks zu den nationalen Informationsquellen, zu diversen IAEO Datenbanken sowie zu Länderprofilen bei WNA, OECD und IEA.



**Abb. 16.1** Informationsbereich der nationalen Plattformen innerhalb des GNSSN

Im Laufe der Projektlaufzeit erfolgten kontinuierliche Aktualisierungs- und Pflegearbeiten am Informationsbereich der deutschen Wissensplattform. Darüber hinaus wurde der In

formationsbereich der Plattform um die folgenden neuen Abschnitte erweitert:

- Nuklearer Notfallschutz,
- Außerbetriebnahme und Stilllegung kerntechnischer Anlagen,
- Nukleare Entsorgungssicherheit,
- Ionisierende Strahlung,
- Genehmigung und Aufsicht,
- IPPAS und ARTEMIS Überprüfungsmissionen,
- Meldepflichtige Ereignisse,
- Betriebserfahrung.

Parallel wurden die Arbeiten zur Entwicklung der „bilingualen“ englisch/deutschen Version der NNSKP Plattform durchgeführt. Der Arbeitsumfang umfasste dabei:

- Erzeugung des zweisprachigen Contents,
- Kennzeichnung der Sprache jeder Datei,
- Aufstellung der Struktur der Site in einer Sprache und Überführung in die Zweitsprache,
- Erstellen eines Links auf jeder Seite zur anderssprachigen Seite, der sich immer an derselben Stelle befindet.



Abb. 16.2 Deutsche Wissensplattform NNSKP

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. In diesem Zusammenhang wurde die deutsche NNSKP als Pilot-Plattform zur Migration in den öffentlich zugänglichen Bereich des GNSSN vorbereitet. Der Hauptschwerpunkt der Arbeiten lag unter anderem auf der Vorbereitung der Inhalte wie Texte, Bilder, Grafiken usw. für die Veröffentlichung. Der Informationsbereich der NNSKP-Plattform wurde so aufgebaut, dass er der Öffentlichkeit so weit wie möglich zugänglich ist. Die Inhalte sind aus den öffentlichen verfügbaren Dokumenten zusammengestellt. Die Seiten der Plattform sind mit Quellenangaben versehen.

Die Site der deutschen NNSKP ist für alle registrierten GNSSN-User über den GNSSN-Bereich „Networks > National Platforms“ zugänglich oder auch über den direkten Link <https://gnssn.iaea.org/sites/auth/RegNet/CCA/Germany/> aufrufbar.

Zur Weiterentwicklung der nationalen Plattformen sowie zur Unterstützung von Staaten beim Aufbau ihrer NNSKP war die Kooperation mit der IAEO und anderen Mitgliedsstaaten wichtig. Dazu erfolgten Vorbereitung sowie Teilnahme von zwei GRS-Experten an einem regionalen IAEA Meeting on Human Resource Development and Knowledge Management Tools and Methods, welches in Abstimmung mit der IAEO im Dezember 2018 bei der GRS in Berlin organisiert wurde. Das grundlegende Ziel der Teilnahme der GRS waren sowohl die Vermittlung von Informationen an die Meeting-Teilnehmer aus 17 IAEO-Mitgliedstaaten über die Idee der nationalen Plattformen NNSKP als auch die Präsentation des NNSKP-Konzeptes sowie die Schulung im Umgang mit den SharePoint-basierten NNSKP-Plattformen. Die Teilnehmer arbeiteten dabei direkt auf ihren nationalen Plattformen. Der Beitrag der GRS an diesem Workshop umfasste die Präsentation der deutschen nationalen und internationalen Portale zum Wissenserwerb, Wissensmanagement und Wissenstransfer auf der Zusammenarbeitsplattform zwischen BMU und GRS sowie den Plattformen des GNSSN und die Vorstellung und Diskussion der Erfahrungen, die Deutschland mit der Anwendung der Portale gemacht hat /STN 18A/. Weiterhin wurde seitens der GRS Unterstützung bei der Konfigurierung der Entwürfe für die jeweiligen nationalen Nuclear Safety and Security Knowledge Management Platforms der Workshopteilnehmer geleistet. Die Meeting-Unterlagen wurden auf dem InfoServer im Portal für Nukleare Sicherheit, Abschnitt „Internationales - IAEA“ zur Verfügung gestellt.

Durch die aktive Mitarbeit der GRS war es möglich, national erworbenes Know-how in den Kontext der IAEO einzubringen und den Aufbau und die Entwicklung der Strukturen

zu prägen. Gleichzeitig bekam die GRS aus den dabei gewonnenen Erfahrungen auch Impulse und Anregungen für die Optimierung und Weiterentwicklung der nationalen Wissensplattformen bzw. unmittelbaren Zugang zu sicherheitstechnischen Unterlagen. Ein Beispiel war die Kooperation mit den Experten der ukrainischen TSO SSTC NRS, die die ukrainischen NNSKP als Dokumentationsplattform für das umfangreiche Modernisierungsprogramm für die sicherheitstechnische Verbesserung der ukrainischen Kernkraftwerke nutzen. Auf Basis der gemeinsamen Entwicklung des Kooperationsbereiches der ukrainischen NNSKP erhielt die GRS exklusiv Informationen zum Stand der Sicherheitsmodernisierungen in der Ukraine. Die Plattform wird inzwischen offiziell durch ein gemeinsames Team von europäischen und ukrainischen Experten zur Überprüfung der einzelnen Maßnahmen des Modernisierungsprogramms genutzt.

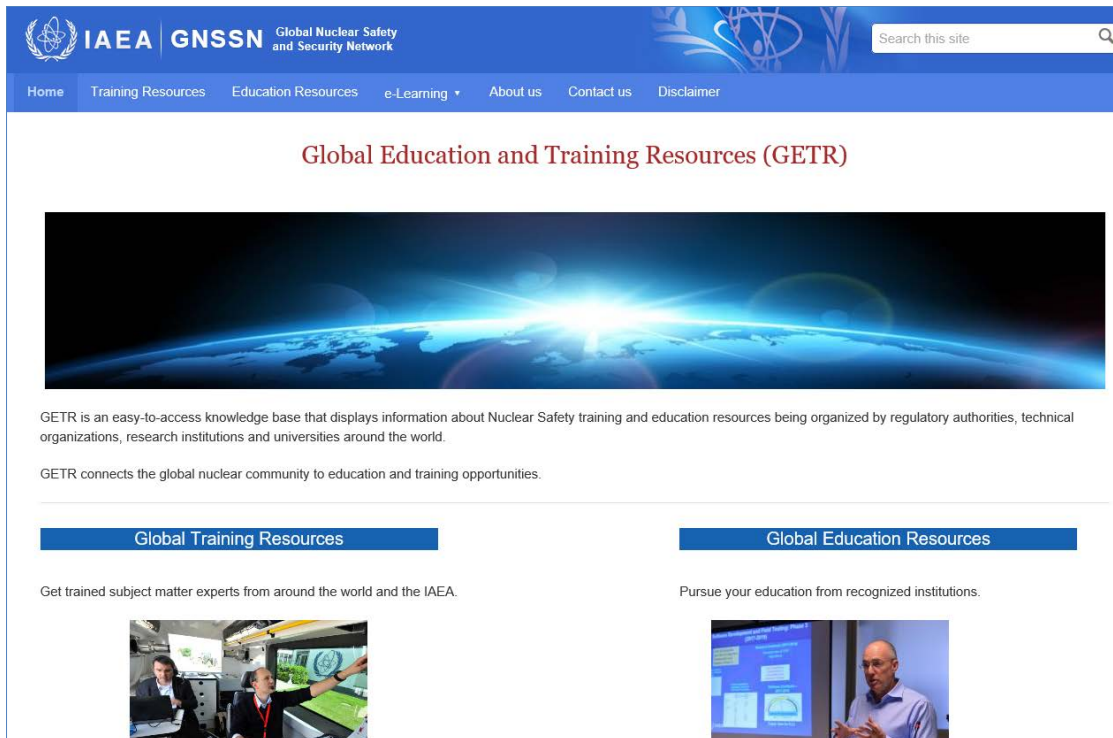
Des Weiteren erfolgten Aktualisierungen der Anleitungen für die Entwicklung/Implementierung der nationalen Plattformen im Help Center der NNSKP. Im Help Center findet der Benutzer die allgemeinen Arbeitsmaterialien, die in den NNSKP-Workshops verwendet wurden, aber auch detaillierte Informationen und Hilfestellungen im Umgang mit SharePoint-Elementen wie beispielweise Listen und Bibliotheken.

### **16.2.2 Global Education and Training Resources - GETR**

Im Rahmen des GNSSN erfolgte der Aufbau einer SharePoint-basierten Plattform zur Darstellung weltweit verfügbarer Ausbildungs- und Trainingskapazitäten für die kerntechnische oder strahlenschutztechnische Aus- und Weiterbildung - „Global Education and Training Resources - GETR“. Im Rahmen der engen Zusammenarbeit unterstützte die GRS das GNSSN-Team sowohl bei der konzeptionellen als auch technischen Erarbeitung der Plattform. Interesse seitens GNSSN besteht in der Darstellung der in Deutschland für die Aus- und Weiterbildung zur kerntechnischen Sicherheit und zum Strahlenschutz vorhandenen Organisationen und Angebote in dieser Plattform.

Zur Einbindung der in Deutschland in diesem Aufgabenfeld tätigen staatlichen und anderen öffentlichen oder privaten Institutionen wurde im Juni 2018 in der GRS Berlin eine Informationsveranstaltung organisiert, um die GNSSN-Plattform „Global Education and Training Resources GETR“ sowie die deutsche Plattform NNSKP vorzustellen. Das Treffen war von der GRS in Zusammenarbeit mit Repräsentanten des GNSSN für Vertreter von deutschen Forschungs- und Ausbildungs-/Trainingseinrichtungen sowie Organisationen, die auf dem Feld der Vermittlung von Kenntnissen der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes in Deutschland engagiert sind, vorbereitet worden. Neben der

Information der Eingeladenen zu den beiden webbasierten Plattformen sollte diese Veranstaltung auch als Einladung an die Teilnehmer zur inhaltlichen Beteiligung an den beiden Plattformen dienen.



**Abb. 16.3** Einstiegsseite von Global Education and Training Resources - GETR

Im Nachgang zu der im Juni 2018 in der GRS Berlin durchgeführten Informationsveranstaltung erfolgten Gespräche und Abstimmungsarbeiten zur Einbindung weiterer potentieller Teilnehmer in die GETR-Plattform. Insbesondere der Bereich Projektträgerschaft der GRS, aber auch das Karlsruher Institut für Technologie (KIT) sowie der TÜV Südwest zeigten Interesse künftig sowohl auf der GETR-Plattform aber auch der deutschen Plattform NNSKP vertreten zu sein. Auch der Kompetenzverbund Kerntechnik (KVKT), dessen Mitglieder ebenfalls zur Informationsveranstaltung im Juni 2018 eingeladen waren, jedoch größtenteils wegen einer parallel zur Informationsveranstaltung stattfindenden Sitzung des KVKT nicht teilnehmen konnten, zeigte großes Interesse an den präsentierten Inhalten.

### **16.2.3 Weitere durchgeführte Aktivitäten im Rahmen dieses Arbeitspaketes**

Im Rahmen des AP 16 wurden vorbereitende Arbeiten zur Teilnahme des deutschen GNSSN National Contact Point an einem GNSSN Core Group Meeting in Wien durchgeführt, die insbesondere die Prüfung der bestehenden strategischen GNSSN-Grundsatzdokumente und die Erarbeitung entsprechender Empfehlungen beinhalteten. Die eigentliche Teilnahme am Meeting zum Thema „GNSSN Consultancy Meeting on the assessment of the GNSSN programme and activities“ vom 07. bis 11.10.2019 erfolgte im Rahmen des AP 3 des Vorhabens 4717R01510 (LV1) und wurde dort in einem Reisebericht dokumentiert. Die Ergebnisse des Core Group Treffens wurden auch im vorstehenden AP 16 ausgewertet, da die Revision und Neuerstellung der strategischen Dokumente für das GNSSN von Bedeutung für die weitere Mitarbeit der GRS im GNSSN und seinen Gremien sind. Der Reisebericht sowie die auf dem Meeting erarbeiteten Dokumentenentwürfe sind auf dem InfoServer im Portal für Nukleare Sicherheit, Abschnitt „Netzwerke - RegNet“ verfügbar.

Im Juni 2018 nahm ein Mitarbeiter der GRS an der 12. Internationalen Konferenz der kroatischen kerntechnischen Gesellschaft (HND) teil, die in Zadar (Kroatien) stattgefunden hat. Ziel der regionalen Konferenz war es, aktuelle Aspekte der Rolle und der Position der Kernenergie im Energiemix zu erörtern. Der spezielle Fokus lag dabei auf Ländern mit kleinen und mittleren Energienetzen. Die Veranstaltung ist das wichtigste regionale Treffen des Netzwerkes von Experten für nukleare und radiologische Sicherheit auf dem Balkan. Im Fokus der Konferenz stand auch das nationale und internationale Wissensmanagement sowie die Nutzung von SMRs. Hierzu fanden ein Runder Tisch und eine Podiumsdiskussion statt. Die Erkenntnisse aus der Teilnahme wurden in einem Reisebericht zusammengefasst und die Konferenzunterlagen auf dem InfoServer zur Verfügung gestellt.

### **16.2.4 IAEO Netzwerk zum Erfahrungsaustausch über den Einfluss von COVID-19 auf den Betrieb kerntechnischer Anlagen**

Die IAEO (Nuclear Power Engineering Section / Division of Nuclear Power/Department of Nuclear Energy) hat seit Anfang April 2020 ein Netzwerk zur Verfügung gestellt, in dem die Mitgliedsstaaten und Betreiber kerntechnischer Anlagen Informationen austauschen, die mit dem neuen Corona-Virus zusammenhängen.

Offiziell heißt das Netzwerk „Operational Experience in Managing impact of Covid19 Virus“ und ist für einen eingeschränkten Nutzerkreis auf einem IAEO-Server verfügbar (Abb. 16.4). Zwei Mitarbeiter der GRS haben über das GNSSN Leserechte zum Netzwerk erhalten.



**Abb. 16.4** Netzwerk “Operational Experience in Managing impact of Covid19 Virus”

Das COVID-19 NPP OPEX Network ist eine Plattform mit eingeschränktem Zugang für den Peer-to-Peer-Austausch von Informationen über die Maßnahmen zur Begrenzung der Folgen der COVID-19-Pandemie für einen sicheren Betrieb von Kernkraftwerken. Die Benutzer der Plattform sind die Betreiber sowie zugehörige Organisationen. Dabei empfiehlt die IEAO sowohl die leistungsbezogenen Auswirkungen als auch Schutzmaßnahmen mitzuteilen. Als Beispiele für Schutzmaßnahmen bietet die IEAO u.a. folgende Maßnahmen an:

- Maßnahmen zur Begrenzung der Folgen von COVID-19;
- Spezifische organisationsbezogene Struktureinheit zur Bewältigung der Folgen von COVID-19;
- Notfalldienstpläne zur Aufrechterhaltung der Arbeitsfähigkeit der Organisationseinheiten unter den möglichen absehbaren Umständen;
- Sicherstellung der kritischen Ressourcen, wie die Brennstoffversorgung, Komponenten für die Wartung und Instandhaltung sowie genügenden Personal.

Die GRS verfolgt aus aktuellem Anlass die Auswirkungen der Covid-19-Einschränkungen auf den sicheren Betrieb der Kernkraftwerke. Dabei nutzt sie verschiedene Informationskanäle. Informativ sind hier unter anderem die wöchentlichen aktualisierten Übersichtsinformationen der IAEO (Department of Nuclear Energy) und des International Reporting System for Operating Experience IRS von IAEO und NEA.

Um zusätzlich auch die Informationen aus dem geschlossenen Netzwerk der IAEO für GRS und BMU verfügbar zu machen wurde auf dem InfoServer im PNS, Bereich Netzwerke eine Dokumentenbibliothek eingerichtet, in die die Dokumente des IAEO-Netzwerkes übernommen werden. Die Dateien sind nach Ländern, Organisationen, Veröffentlichungsdatum und ggf. Datum der Einstellung geordnet.

Die GRS beabsichtigt, die Situation zu COVID-19 im nuklearen Bereich auch über das Ende des Vorhabens 4717R01520 (LV2) hinaus weiter zu beobachten.





## **17 Internationale Kooperation und Mitarbeit in multilateralen Aktivitäten (AP 17)**

### **17.1 Einleitung und Zielsetzung**

Die regelmäßige Teilnahme der GRS als Beobachter an den Jahrestagungen des WWER Regulators Forum und die Mitarbeit in ausgewählten Arbeitsgruppen dieses Gremiums der atomrechtlichen Aufsichtsbehörden der Länder in denen WWER-Reaktoren betrieben werden bietet eine hervorragende Möglichkeit der für die Pflege der Kontakte zu den Behörden. Auf den Tagungen wird direkt von den atomrechtlichen Behörden über Betriebserfahrungen, sicherheitstechnisch bedeutsame Ereignisse und technische Modifikationen an den bestehenden Reaktoranlagen, über den Status von Neubauvorhaben mit WWER-Reaktoren sowie über aktuelle Entwicklungen der regulatorischen Systeme in den einzelnen Ländern berichtet. Darüber hinaus arbeiten GRS-Experten in drei fachlichen Arbeitsgruppen des WWER-Forums mit. In diesen Gruppen arbeiten Experten der Behörden bzw. TSO auf bestimmten Fachgebieten und führen einen fachlichen Meinungsaustausch zur Sicherheitspraxis in den beteiligten Ländern durch.

Ebenso wie die Mitarbeit im WWER Regulator's Forum diente die Teilnahme von GRS-Experten an weiteren ausgewählten multilateralen Tagungen der Erfassung des Standes von Wissenschaft und Technik, dem Wissenserhalt, der technischen Zusammenarbeit und dem Erfahrungsaustausch der GRS und ihrer beteiligten Mitarbeiter im internationalen Maßstab.

### **17.2 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 das 25. und 26. Jahrestreffen des Forums im Juni 2018 in Belarus und im Juni 2019 in Bulgarien statt. Da sich hier ranghohe Vertreter der Regulatoren treffen und informell austauschen sind die Veranstaltungen immer sehr informativ. Die GRS nahm daran als Beobachter teil. Auf den Jahrestreffen 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 25. Jahrestreffen des WWER Regulators Forum fand im Juni 2018 auf Einladung der belarussischen Aufsichtsbehörde GOSATOMNADZOR am Standort des künftigen KKW Ostrovets (BelNPP) statt. Neben den landesspezifischen Präsentationen zum aktuellen Stand der Kernenergienutzung und -weiterentwicklung mit Reaktoren vom Typ WWER standen die Ergebnisdarstellungen und Fortschrittsberichte der beiden Arbeitsgruppen „PSA Working Group“ und „Reactor Physics Working Group“ sowie ein Übersichtsvortrag zu den Aktivitäten der WWER-Arbeitsgruppe (MDEP WWER WG) im Netzwerk „Multinational Design Evaluation Programme“ bei der OECD-NEA auf der Tagesordnung. Bestandteil der Tagesordnung war auch die informelle Besichtigung der Baustelle des KKW BelNPP.

Die Mitglieder der MDEP WWER WG sind Regulatoren und TSOs aus Ländern, die neue WWER bauen bzw. das beabsichtigen. Aktuell sind Russland, Finnland, China, Ungarn, Indien sowie die Türkei Mitglieder der Gruppe. Die Arbeitsgruppe besitzt derzeit vier Expertengruppen zu den Themen „Severe Accidents“, „Fukushima Lessons Learnt“, „Reactor Pressure Vessel and Primary Circuit“ und „Accidents and Transients“. Geleitet wird die WG durch Russland. Auf den regulären, zweimal pro Jahr stattfindenden Treffen der WG, die mit Besichtigungen von Neubaustandorten einhergehen, erfolgt vor allem ein Erfahrungsaustausch zu regulatorischen Ansätzen im Zusammenhang mit dem Design künftig zu errichtender Anlagen sowie die Diskussion über Gemeinsamkeiten und Unterschiede bei den verschiedenen nationalen Herangehensweisen zur sicherheitstechnischen Auslegung und Beurteilung der Neubaukonzepte. Eine große Rolle spielt dabei auch der über den russischen Vorsitz der WG hergestellte und betreute Zugang zu den Projektierungsorganisationen in Russland.

Das 26. Jahrestreffen des WWER Regulators Forum fand im Juni 2019 in Bulgarien statt. An dem Treffen nahmen hochrangige Beamte und Experten der Aufsichtsbehörden für nukleare Sicherheit aus Armenien, Bulgarien, China, Finnland, dem Iran, Russland, Tschechien, der Slowakei, der Ukraine und Ungarn teil. Vertreter aus Belarus und der IAEO sowie Experten der GRS aus Deutschland waren als Beobachter anwesend. Während des Treffens wurden aktuelle Informationen über die wichtigsten, sicherheitsrelevanten Ereignissen im Betrieb der WWER-Kernkraftwerke gegeben und Informationen

über die Änderungen der jeweiligen nuklearen und strahlungsschutzrechtlichen Rahmenbedingungen in den Ländern seit dem 25. WWER-Forum im Jahr 2018 ausgetauscht. Die Teilnehmer diskutierten die Aktivitäten der Arbeitsgruppen „Probabilistische Sicherheitsanalyse“ und „Reaktorphysik“ während des letzten Jahres und billigten den von Rostechnadzor als Vorsitzender der Arbeitsgruppe Alterungsmanagement vorgeschlagenen Kandidaten. Außerdem wurden die Teilnehmer über die Aktivitäten der WWER-Arbeitsgruppe im Rahmen des „Multinational Design Evaluation Programme“ (MDEP) informiert. Als Teil der Tagesordnung des Treffens statteten die Teilnehmer dem KKW Kosloduj einen technischen Besuch ab.

Unmittelbar im Anschluss an das Treffen wurde von den teilnehmenden GRS-Experten eine Kurzinformation erstellt und dem Auftraggeber übergeben. Im Nachgang zu beiden Treffen wurde das BMU in ausführlichen Dienstreiseberichten ausführlicher über das Treffen und seine Ergebnisse informiert. Die Präsentationen und andere relevanten Dokumente bzgl. dieser Treffen wurden auf den GRS-InfoServer im PNS-Portal auf der Teamsite des WWER-Forums eingestellt und sind für GRS-Mitarbeiter und Mitarbeiter des BMU verfügbar.

### **17.3      Mitarbeit in der “Working Group on Regulatory Use of PSA (PSAWG)”**

In der Laufzeit des Vorhabens 4717R01520 (LV2) nahm der als Mitglied der PSA-Arbeitsgruppe des WWER Forums (WWER Regulators Forum, Working Group on Regulatory Use of PSA) benannte GRS-Experte aktiv an allen fünf regulären Arbeitstreffen der Gruppe teil. In diesen Zeitraum fielen auch der Abschluss des 4. Mandats der Arbeitsgruppe und die Bestätigung eines neuen 5. Mandats zur Fortführung ihrer Arbeiten durch die 25. Jahrestagung im Juni 2018.

Ziel des Treffens der Arbeitsgruppe **vom 24. bis 26.10.2017 in Helsinki** waren der Abgleich der Teilnehmer über den aktuellen Stand der bisherigen und geplanten Arbeiten in der Arbeitsgruppe sowie die gemeinsame Erstellung wesentlicher Teile des Abschlussberichts des zu Ende gehenden des vierten Mandats. Der Entwurf des Abschlussberichts wurde von der GRS im Anschluss an das Treffen überarbeitet, kommentiert und ergänzt. Ein weiterer wesentlicher Bestandteil des Treffens waren erste Planungen des Nachfolgeprojekts, das im 2. Quartal 2018 starten sollte.

Das nächste PSA-Arbeitsgruppentreffen fand **vom 17. bis 19.04.2018 in Budapest** statt. Ziel dieses Treffens waren der Informationsaustausch über den Status

regulatorischer Entwicklungen in Bezug auf die PSA in den einzelnen Teilnehmerländern seit dem letzten Treffen im Herbst 2017. Neben der Fertigstellung des Abschlussberichts über die Arbeiten innerhalb des vierten Mandats wurde über zukünftige Aufgaben des geplanten fünften Mandats des WWER-Forums gesprochen. Hauptthemen der Diskussionen waren die PSA-Themen „Maintenance Effectiveness Monitoring – MEM“, „Living-PSA“ und „Risk Monitoring“.

Der Abschlussbericht zu den Arbeiten der WGPSA von 2014 bis 2017 /PSA 18/ wurde von der 25. Jahrestagung des WWER Regulator's Forum im Juni 2018 ebenso bestätigt wie die für die neue, fünfte Arbeitsperiode ab 2018 vorgeschlagenen Themen:

- Vergleich der verfügbaren Informationen zur Funktionstüchtigkeit von SSC im Rahmen der Überwachung der Wirksamkeit der Wartung oder gleichwertiger nationaler Praktiken
- Rolle der PSA beim Lebensdauer-Management der Anlagen
- Wichtige Anlagenänderungen
- PSA-Ansätze für Lagereinrichtungen
- Status und Weiterentwicklung der PSA der Stufen 1 und 2 seit 2007
- Verfolgung des Status früherer Empfehlungen und deren Umsetzung
- RIRIS Update (Risk Informed Regulation Indicator System (RIRIS)).

Ein weiteres Arbeitstreffen der WGPSA wurde im Zeitraum vom **27. bis 29.11.2018 in Jerewan/Armenien** durchgeführt. Ziel dieses Treffens war der Informationsabgleich zum Status regulatorischer Entwicklungen in Bezug auf die PSA in den einzelnen Teilnehmerländern seit dem letzten Treffen. Weiterhin wurde über Fragebogenentwürfe zu den Themen LTO (Long Term Operation) und MEM (Maintenance Effectiveness Management), eine Kurzversion des „Final Report“ des vierten (Vorgänger-)Mandats und den aktuellen Entwurf eines Papers für die PSA 2019 Conference on Probabilistic Safety Assessment and Analysis PSA 19 in Charleston/USA gesprochen.

Das Folgetreffen der WGPSA fand vom **04. bis 06.06.2019 bei der slowakischen Behörde UJD in Bratislava** statt. Während des Treffens wurden Themen wie Long Term Operation (LTO) bzw. Ageing Management (AM) und MEM (Maintenance Effectiveness Monitoring) besprochen. Im Rahmen der Vor- und Nachbereitung des Treffens wurden Fragebögen- und Berichtsentwürfe kommentiert.

Aufgrund terminlicher Probleme musste das nächste Arbeitstreffen vom Dezember 2019 in den Januar 2020 verschoben werden. Gastgeber dieses Arbeitstreffens der WGPSA war die GRS im Zeitraum **vom 14.-16.01.2020 in Köln**. Neben dem Arbeitsgruppenmitglied der GRS nahmen zwei weitere GRS-Experten mit fachlichen Beiträgen an der Veranstaltung teil. Zusätzlich zu den regulären Teilnehmern der Gruppe hat auch ein Vertreter der IAEO teilgenommen. Im Rahmen der Vorbereitung des Treffens bei der GRS, Köln wurden Fragebögen- und Berichtsentwürfe der Gruppe bearbeitet. Während des Treffens wurde die Evaluation der bisherigen Antworten zu einzelnen Fragebögen durchgeführt. Weiterhin wurden u.a. der Erfüllungsgrad bisheriger Empfehlungen aus den vorherigen vier Mandaten des Forums und das Thema MEM (Maintenance Effectiveness Monitoring) in der Gruppe diskutiert.

Über die Teilnahme an allen genannten Veranstaltungen, den Ablauf und die Ergebnisse wurde das BMU in Reise- bzw. Veranstaltungsberichten informiert. Diese Berichte, die Protokolle der Arbeitstreffen und weitere Dokumente wurden in den entsprechenden SharePoint-Ordner des WWER-Forums auf dem InfoServer hochgeladen.

#### **17.4          Mitarbeit in der “Reactor Physics Working Group (RPWG)”**

Das WWER Regulators Forum beschloss die Bildung der Reactor Physics Working Group (RPWG) auf seiner Jahrestagung Ende 2013, um die Zusammenarbeit im Bereich der Neutronenphysik-Analysen für WWER zwischen den Regulatoren und TSOs der interessierten Länder zu intensivieren. Gegenwärtig sind neun Länder aktiv an den RPWG-Meetings beteiligt: Armenien, Belarus, Bulgarien, Finnland, Deutschland, Indien, Iran, Russland und Ungarn. Ziel der “Reactor Physics Working Group (RPWG)” des WWER Regulator’s Forum ist der Austausch von Informationen über verschiedene Aspekte der Reaktorphysik von WWER und ihre Berücksichtigung im Aufsichts- und Genehmigungsverfahren durch die damit befassten Experten. Schwerpunkte dabei sind die Überprüfung von Computercodes im Zusammenhang mit der Reaktorphysik mit tatsächlichen Inbetriebnahmetest-Daten (Benchmark-Übungen) sowie ein Informationsaustausch über Inbetriebnahmetests.

Im seit Juli 2017 fanden drei Arbeitstreffen der Gruppe statt. Da das neue Vorhaben zu diesem Zeitpunkt Anfang Juli noch nicht bestätigt war, erfolgte die Teilnahme des GRS-Vertreters am fünften Treffen **vom 03.-07. Juli 2017 in Kalpakkam, Tamilnadu (Indien)** im Rahmen des BMWi-Forschungsvorhabens RS1549 „WTZ - Störfallanalysen für WWER-Reaktoren“. Durch die Auswertung der vorgestellten Vorträge wurden die

Kenntnisse der GRS über aktuelle Entwicklungen bei der Anwendung und Weiterentwicklung von neutronenphysikalischen Simulationsmethoden und Codes für WWER aktualisiert und erweitert.

Das sechste Meeting der RPWG vom **09. bis 11.10.2018 bei der finnischen Behörde STUK in Helsinki** statt. Neben dem GRS-Experten haben weitere Experten verschiedener Organisationen aus sieben Ländern an dieser Veranstaltung teilgenommen. Die Teilnehmer berichteten in ihren Präsentationen zu verschiedenen Fragen der WWER-Technologie und Reaktorberechnungsmethoden. Der GRS-Vortrag war dem Thema „Nuclear Data Uncertainties and Sensitivity in the Reactor Calculations“ gewidmet. Als wichtiges Thema für das nächste Treffen wurde die „Specification of a WWER-1000 Benchmark“ definiert.

**Vom 01.-03.10.2019 hat bei der ungarischen Behörde HAEA in Budapest** das siebente Arbeitstreffen der Reactor Physics Working Group (RPWG) des WWER-Regulator's Forum stattgefunden. An diesem Treffen haben zehn Experten verschiedener Organisationen aus fünf Ländern teilgenommen. Auf dem Treffen wurden verschiedene Aspekte der WWER-Technologie und von Reaktorberechnungsmethoden besprochen. Der GRS-Vertreter hat zwei Vorträge zum deutschen Herangehen an die Klassifikation von auslösenden Ereignissen und ihre Akzeptanzkriterien sowie über die GRS-Methoden zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse gehalten.

Den inhaltlichen Schwerpunkt der Diskussionen bildete die Entwicklung eines gekoppelten Neutronenphysik- und Thermohydraulik-Benchmarks durch Russland und Indien exklusiv für die RPWG Mitglieder. Es wurde die vorläufige Spezifikation des Benchmarks basierend auf einem generischen WWER-Reaktor (Design sehr nah an Rostov-2 Reaktor) verteilt und diskutiert. Die russischen Experten von SEC NRS haben dazu erste RADUGA-3D-Ergebnisse gezeigt. Das war die Grundlage einer offenen Diskussion zur Festlegung der notwendigen Schritte und Vorbereitungsphasen des Benchmarks. Im Endeffekt wurde die Entscheidung getroffen, im Jahr 2020 mit dem Vergleich der Ergebnisse der Teilnehmer aus den Weniggruppen-Wirkungsquerschnitts-Berechnungen zu beginnen.

Zu den genannten Arbeitsgruppentreffen liegen jeweils die Reiseberichte und die Protokolle der Veranstaltungen sowie ausgewählte Präsentationen vor. Die Arbeiten und Ergebnisse der GRS in der ersten Phase des RPWG Benchmarks werden im Abschnitt 17.7 beschrieben.

## 17.5      **Mitarbeit in der “Working Group on Ageing Management (WGPSA)“**

Nachdem auf dem 24. Jahrestreffen von russischer Seite ein Vorschlag zum Mandat einer Arbeitsgruppe zum „Ageing Management“ vorgeschlagen worden war, wurden GRS-interne und externe Abstimmungen zur Mitarbeit eines GRS-Vertreterers in dieser Arbeitsgruppe des WWER Regulator’s Forum durchgeführt. Auf der Grundlage des russischen Vorschlags und der Kommentare der anderen Behörden wurde der inhaltliche Rahmen für die zukünftigen Arbeiten diskutiert. Dabei hat man sich an den internationalen Aktivitäten von ENSREG/WENRA zum Thema Alterungsmanagement orientiert. Die Arbeitsgruppe hat vereinbart, folgende Fragen in den Mittelpunkt der gemeinsamen Arbeiten zu stellen:

- Regulatorische Anforderungen und IAEO-Empfehlungen zum Alterungsmanagement;
- Auswahl der KKW-Komponenten für das Alterungsmanagement;
- Alterungsmanagement-Programme für 3-4 ausgewählte Komponenten;
- Good practices und Ergebnisse des Alterungsmanagements, die bei der Verlängerung der Betriebsgenehmigung von KKW genutzt werden.

Da benannte Leiter der Arbeitsgruppe sein Unternehmen verlassen hatte, verzögerte sich das erste Arbeitstreffen um etwa zwei Jahre bis zur Benennung eines Leiters, ebenfalls wieder aus Russland. Unter der neuen Leitung fand schließlich das erste Treffen der Arbeitsgruppe Alterungsmanagement (WGAM) des WWER-Forums am **30. und 31.10.2019 in Moskau** statt. Der teilnehmende GRS-Vertreter berichtete dabei über in einer Präsentation über die Herangehensweise an das Alterungsmanagement in Deutschland.

Im Mittelpunkt des Arbeitstreffens standen ein Erfahrungsaustausch zum Stand des Alterungsmanagements in den Ländern der Gruppenmitglieder sowie die Planung der Arbeit der Gruppe für die nächsten Jahre bis 2022. Im Rahmen der Diskussion wurden verschiedene Themen angesprochen, die von verstärktem Interesse für einzelne Teilnehmern waren und zu denen Erfahrungen aus anderen Ländern erwünscht sind. Der Vertreter der IAEO empfahl die Arbeit der Arbeitsgruppe auf die nicht-austauschbaren Komponenten zu konzentrieren, beispielsweise mit Containment oder Dampferzeuger zu beginnen und die diesbezüglichen AM-Programme (Festlegen der zielführenden Methoden) und deren Ergebnisse zu vergleichen; und erst darauf folgend weitere Komponenten von Interesse in das Arbeitsprogramm aufzunehmen.



Gemäß diesem Vorschlag wurde im Arbeitsprogramm der Gruppe bis 2021 der Vergleich der Alterungsmanagementprogramme in verschiedenen Ländern für Dampferzeuger, Reaktordruckbehälter, Containment und nicht-austauschbare Kabel vereinbart. Weitere Schwerpunkte werden der Vergleich der Anforderungen, der praktischen Umsetzung und der Ergebnisse des Alterungsmanagements bei der Erneuerung der Betriebsgenehmigung von KKW sowie der Erfahrungsaustausch zu aufgetretenen technischen Problemen und deren Lösung beim Management der Alterung der Komponenten sein. Die Ergebnisse dieses Vergleichs sollen 2022 analysiert und ggf. Empfehlungen abgeleitet werden. Der Dienstreisebericht, eine zusammenfassende Notiz zum Treffen sowie alle im Rahmen des Meetings ausgetauschten Unterlagen wurden in den Bereich Netzwerke auf dem InfoServer hochgeladen.

Das nächste Meeting wird voraussichtlich im Oktober 2020 stattfinden.

## **17.6            Multilaterale Konferenzen**

**Vom 28. bis 31.05.2018 nahm ein GRS-Vertreter an der dritten Konferenz zur Kompetenzbildung in der Kerntechnik in Gyeongju (Südkorea) teil.** Das Thema war „Human Resource Development for Nuclear Power Programs: Meeting Challenges to Ensure the Future Nuclear Workforce Capability“. Die Konferenz wurde von ca. 500 Teilnehmern besucht, darunter etwa 300 ausländische Teilnehmer aus über 50 Ländern. Ziel der Konferenz war es, einen umfassenden Dialog über die Entwicklung personeller Ressourcen (Human Resource Development - HRD) zu führen, sowohl in Staaten, die neu in die Kerntechnik einsteigen, als auch in Staaten, die die Kerntechnik weiter nutzen wollen. Dabei ging es auch um die Entwicklung und Nutzung relevanter Infrastruktur für Wissensmanagement, Wissensnetzwerke sowie für Ausbildung und Training. Die Konferenz zeigte auf, wie sich die globale Situation beim Kompetenzaufbau kerntechnischen Wissens seit der 2. Konferenz 2014 weiterentwickelt hat. Eine ausführlichere Auswertung der Beiträge zur den vier Schwerpunktthemen wurde in einem Dienstreisebericht vorgenommen.

**Vom 15.–18. Oktober 2018 fand in Brüssel die 4. IAEA TSO Konferenz** (International Conference on Challenges Faced by Technical and Scientific Support Organizations (TSOs) in Enhancing Nuclear Safety and Security) mit dem Schwerpunktthema einer „nachhaltigen und effektiven Sachverständigen-Organisation“ statt. Sie wurde von ca. 200 Teilnehmern aus 67 Ländern besucht. Die GRS hat im Rahmen ihrer ETSON-Mitgliedschaft die Konferenz aktiv mitorganisiert und gestaltet und war sowohl im neu

geschaffenen TSO-Café als auch mit fachlichen Beiträgen (4) und Sitzungsleitungen (2) stark vertreten. Die nachhaltige Unterstützung anderer Aufsichtsbehörden durch die GRS wurde u. a. in Vorträgen sowohl von Argentinien, Belarus als auch von den Niederlanden positiv erwähnt. Die Teilnahme eines GRS-Experten im Rahmen des Vorhabens wurde auch für Gespräche mit Konferenzteilnehmern der russischen und ukrainischen TSO sowie der belarussischen Behörde zur Organisation der Zusammenarbeit in diesem Vorhaben genutzt.

Weiterhin nahm ein GRS-Mitarbeiter im Rahmen dieses AP an der internationalen Konferenz **„Effective Nuclear and Radiation Regulatory Systems: Working Together to Enhance Cooperation” in Den Haag vom 04.-07.11.2019** teil. Die Konferenz war die fünfte der Serie zur Thematik der Effektivität der regulatorischen Systeme. Schwerpunkt war dieses Mal die Stärkung der Kooperationsbeziehungen (Zusammenwirken, um die Kooperation zu verbessern). Stärker als in der Vergangenheit wurde betont, dass es nicht nur um die Gewährleistung der Reaktorsicherheit, sondern auch um den Strahlenschutz und nichtenergetische Anwendungen geht. Damit wurden vor allem auch die Länder angesprochen, die selbst keine kerntechnischen Anlagen betreiben. Neben der Eröffnungs- und Abschluss-session gab es fünf technische Sessions sowie eine spezielle Session über Notfallschutz. Das BMU wurde in einer Sofortinformation per E-Mail und in einem ausführlichen Reisebericht über die wichtigsten Inhalte und Ergebnisse der Konferenz informiert. Die Konferenzunterlagen wurden auf der IAEO-Seite des PNS in der Bibliothek IAEA Conferences zur Verfügung gestellt. Die Konferenz war eine sehr geeignete Veranstaltung, um sich einen guten Überblick über die aktuelle Situation zur atomrechtlichen Genehmigung und Aufsicht weltweit zu verschaffen. Es wird vorgeschlagen diese Veranstaltungsreihe auch weiterhin zu besuchen.

Die ursprünglich in diesem AP geplante Teilnahme an der International Ministerial Conference „Nuclear Power in the 21<sup>st</sup> Century” am 30.10. und 01.11.2017 in Abu Dhabi wurde in Abstimmung mit dem BMUB nicht realisiert

## **17.7 WWER-1000 Benchmark der RPWG**

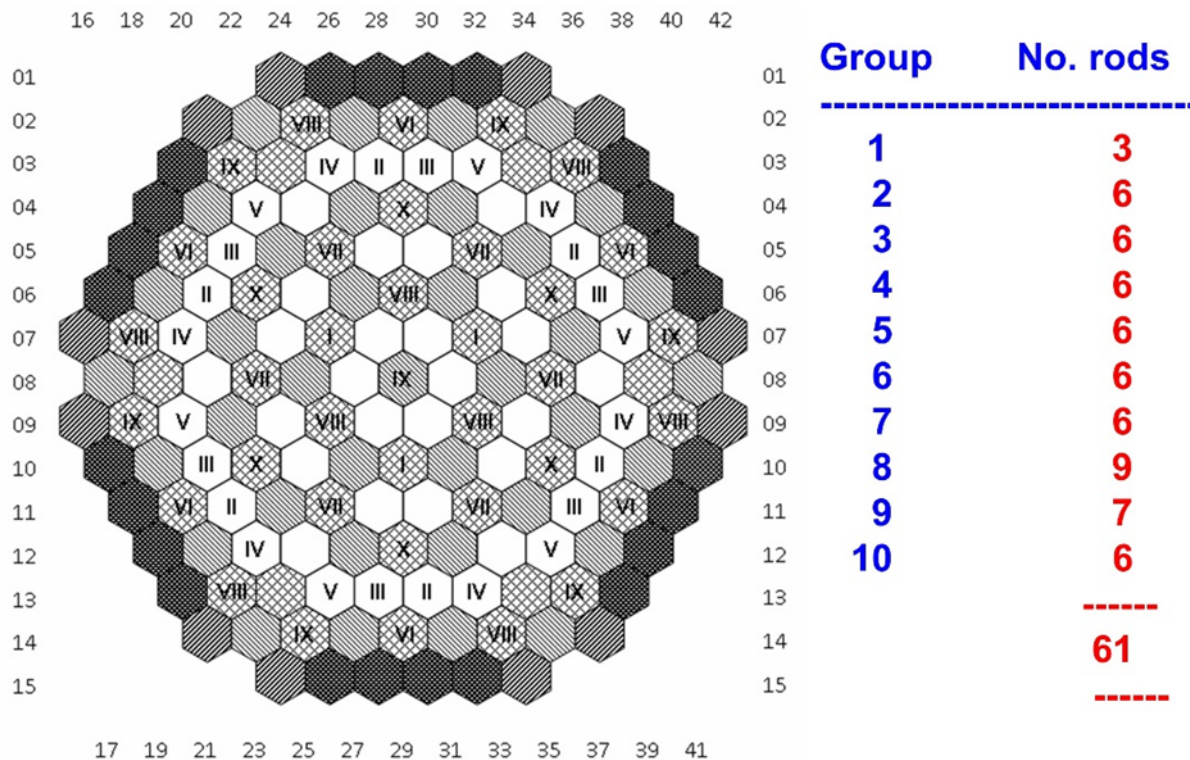
Von der Reactor Physics Working Group (RPWG) wurde auf Initiative Indiens mit Unterstützung des russischen Arbeitsgruppenleiters und des GRS-Vertreters ein neuer Benchmark mit dem Titel *„Computational Benchmark on Coupled Neutronics and Thermal Hydraulics Modelling of VVER-1000 Reactors“* /KAV 19/ für die Mitglieder der

Arbeitsgruppe vorgeschlagen. Es wurde empfohlen, die vollständige Übung in den folgenden fünf Phasen durchzuführen:

1. Analyse der Gitter- und Kernphysik
2. Nullleistungskinetik
3. Kinetik der gekoppelten Kernthermo hydraulik
4. Anlagendynamik (mit Punktkinetikmodell)
5. Gekoppelte Anlagendynamik mit räumlich aufgelöster Kerndynamik

### 17.7.1 Spezifikationen der Gitter- und Kernphysik von WWER-1000-Reaktoren

Der Benchmark verfügt über einen typischen WWER-1000-Kern mit 163 TVS-2M Brennelementen (BE), die in einem sechseckigen Gitter mit einem Abstand von 23,6 cm angeordnet sind. Jede Brennelementanordnung hat eine aktive Brennstofflänge von 368 cm. Eine schematische Ansicht des Kerns mit der Steuerstabverteilung ist in Abb. 17.1 dargestellt.



**Abb. 17.1** Schematische Darstellung des WWER-1000-Benchmark-Kerns mit Steuerstab

Der Kern besteht aus fünf unterschiedlichen BE-Typen, die in Tab. 17.1 beschrieben sind. Jedes BE besteht jeweils aus 312 Brennstäben. Die letzten beiden Typen verwenden  $Gd_2O_3$  gemischt mit  $UO_2$  als integrale abbrennbare Absorber (IFBA), um die Kernreaktivität zu Beginn des Zyklus (BOC) zu steuern.

**Tab. 17.1** Brennelementtypen im Kern

BE Typ	Anreicherung ( $^{235}U$ wt %)		Brennstab mit $Gd_2O_3$ und $UO_2$ Anreicherung $^{235}U$ wt % / $Gd_2O_3$ wt %
	Typ 1	Typ 2	
1	1.3 (312 Brennstäbe)	–	–
2	2.2 (312 Brennstäbe)	–	–
3	3.0 (303 Brennstäbe)	–	2.4 / 8 (9 Brennstäbe)
4	4.0 (243 Brennstäbe)	3.6 (60 Brennstäbe)	3.3 / 5 (9 Brennstäbe)
5	4.0 (240 Brennstäbe)	3.6 (66 Brennstäbe)	3.3 / 5 (6 Brennstäbe)

Das detaillierte Layout des BE sowie eine detailliertere Beschreibung des Kerns in Bezug auf Geometrie und Materialzusammensetzung finden sich in der Benchmark-Spezifikation.

Die erste Phase des Benchmarks ist in zwei Teile unterteilt: den Gitter- und den Vollkernansatz um die Genauigkeit des Gitterabbrands und der Kernphysikcodes zu bewerten, die für die Neutronenphysik-Berechnungen des stationären Kerns von WWER-1000-Reaktoren verwendet werden. In dem vorliegenden Bericht werden vorläufige Ergebnisse des Gitteransatzes vorgestellt.

### 17.7.2 Berechnungen auf Gitter-Ebene

In der ersten Übung dieses Benchmarks wird vorgeschlagen, die Vorhersagen von Gittercodes für integrale und lokale neutronenphysikalische Parameter zu analysieren:

- Abbrandabhängiger unendlicher Multiplikationsfaktor (für alle BE-Typen)
- Abbrandabhängige durchschnittliche Isotopenzusammensetzung (Hauptnuklide)
- Abbrandabhängige relative integrale Spaltungsratenverteilung (bei ausgewählten Abbrand-Schritten für die BE-Typen: 1, 3, 4)

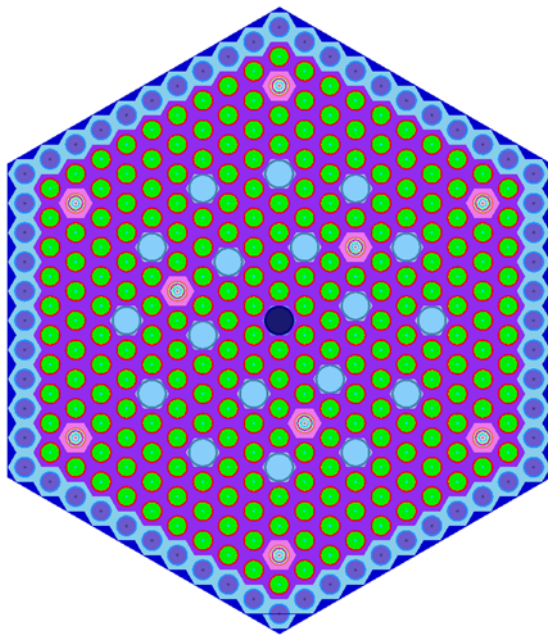
Die Ergebnisse werden unter heißen Betriebsbedingungen mit den Nennwerten der Brennstoff-, Hüllrohr- und Kühlmitteltemperaturen ( $T_{\text{fuel}} = 665 \text{ °C}$ ,  $T_{\text{clad}} = 339 \text{ °C}$ ;  $T_{\text{coolant}} = 309 \text{ °C}$ ) und der Kühlmitteldichte ( $\rho = 0,707 \text{ g / cm}^3$  at 15,7 MPa) berechnet, sowie mit

der durchschnittlichen linearen Wärmeerzeugungsrate ( $ALHGR = 166,7 \text{ W / cm}$ ) und mit einer durchschnittlichen Borkonzentration von 600 ppm im Kühlmittel.

Dazu wurde das Programmpaket SCALE /REA 18/ verwendet, um jeden Brennelementtyp zu modellieren (Abb. 17.2). Dabei wird mit dem darin enthaltenen Code NEWT die Lösung der Neutronentransportgleichung für eine Brennelementanordnung mit reflektierenden Randbedingungen bestimmt.

Alle Berechnungen wurden mit der Bibliothek v7.1-56 ENDF-B / VII aus SCALE mit einer 56-Neutronenenergie-Gruppenstruktur durchgeführt, die für LWR-Anwendungen ausgelegt ist.

Zur Überprüfung der Vollständigkeit der Spezifikation wurde jedes BE modelliert. Fehlende Daten und zusätzliche Erklärungen, die erforderlich sind, um diese Phase des Benchmarks zu erreichen, wurden vom Autor angefordert.



**Abb. 17.2** SCALE Modell des Brennelementes 3

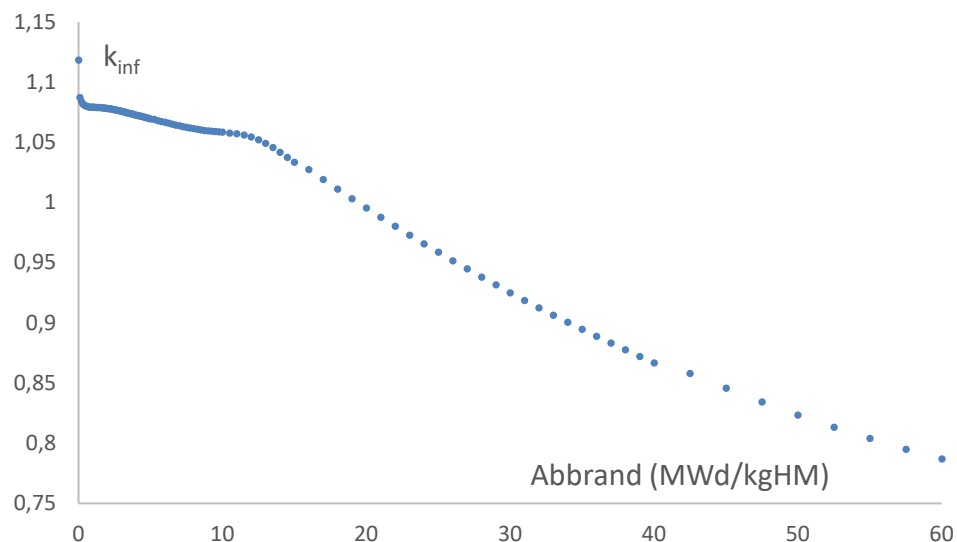
In den folgenden Abschnitten wird nur das Ergebnis für das BE Typ 3 (mit Gadoliniumhaltigen Brennstäben) vorgestellt.

### 17.7.2.1 Unendlicher Neutronenmultiplikationsfaktor $k_{inf}$

Die erste Übung dieser Phase zielt darauf ab, die Entwicklung des unendlichen Multiplikationsfaktors während der Abbrandentwicklung zu charakterisieren. Die SCALE-Vorhersagen für BE Typ 3 sind in Abb. 17.3 dargestellt.

Die Werte für  $k_{inf}$  zeigen das erwartete Verhalten. Die starke Abnahme zwischen den ersten beiden Werten liegt an der Absorption des anfangs erzeugten Xenons  $^{135}\text{Xe}$ . Danach kann ab 12 MWd/kgHM ein verändertes Verhalten bei der Abnahme der Werte für  $k_{inf}$  beobachtet werden. Dieser Punkt entspricht dem Ausbrand des Gadoliniums, das anfangs bewirkt, dass der Brennstoff nicht zu schnell verbraucht wurde. Diese Beobachtungen zum Verhalten von Isotopen werden auch in Abschnitt 17.7.2.2 verifiziert.

Derzeit sind noch keine anderen Benchmark-Teilnehmerergebnisse verfügbar. Die vorliegenden Werte sind jedoch mit ähnlichen, kürzlich durchgeführten Studien kompatibel /TER 08/. Darüber hinaus wurde im Rahmen des Benchmark, eine Referenzlösung mit dem Monte-Carlo-Code SERPENT /LEP 15/ zu erstellen. SERPENT wurde hier bisher nur zur Durchführung von Simulationen für unbestrahlten Brennstoff verwendet, wobei die Kerndatenbibliothek ENDF-B/VII.0 verwendet wurde. Der Vergleich mit SCALE/NEWT wird in Tab. 17.2 gezeigt.



**Abb. 17.3** Unendlicher Multiplikationsfaktor  $k_{inf}$  als Funktion von Abbrand in BE 3.

**Tab. 17.2** Vergleich der Multiplikationsfaktoren von SCALE und SERPENT

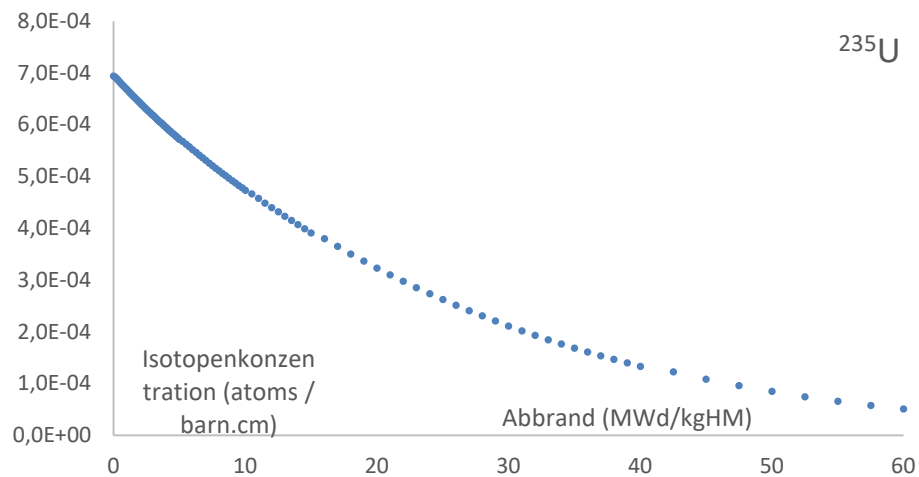
	SCALE (D)	SERPENT (S)	1/D-1/S (pcm)
$k_{inf}$	1.11840	1.12148	246

Die Diskrepanz von 246 pcm zeigt eine gute Übereinstimmung zwischen den Modellen und ist mit dem in der Literatur angeführten Vergleich kompatibel.

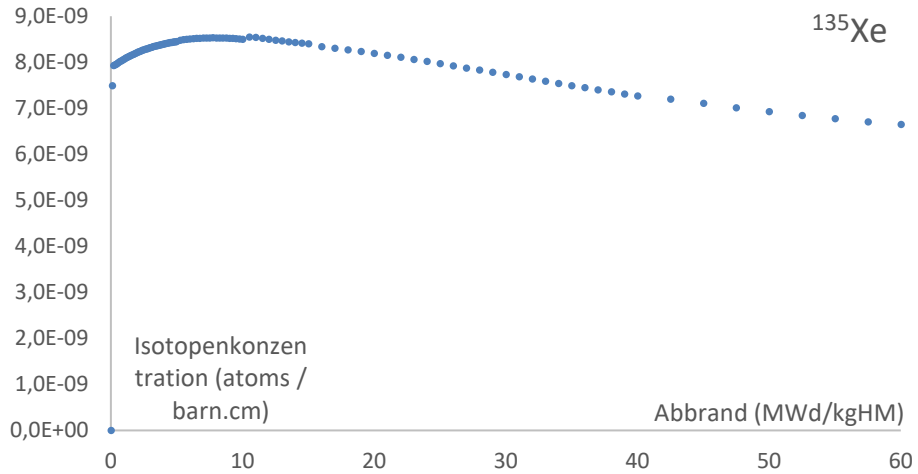
### 17.7.2.2 Brennelement-gemittelte Isotopenzusammensetzung

Die zweite Übung dieser Phase zielt darauf ab, die Entwicklung der Isotopenzusammensetzung für die Hauptnuklide während der Abbrandentwicklung zu charakterisieren. Die SCALE/NEWT-Vorhersagen für die Konzentration von ( $^{235}\text{U}$ ,  $^{135}\text{Xe}$ ,  $^{238}\text{Pu}$  and  $^{155}\text{Gd}$ ) BE Typ 3 sind in Abb. 17.4 bis Abb. 17.7 dargestellt.

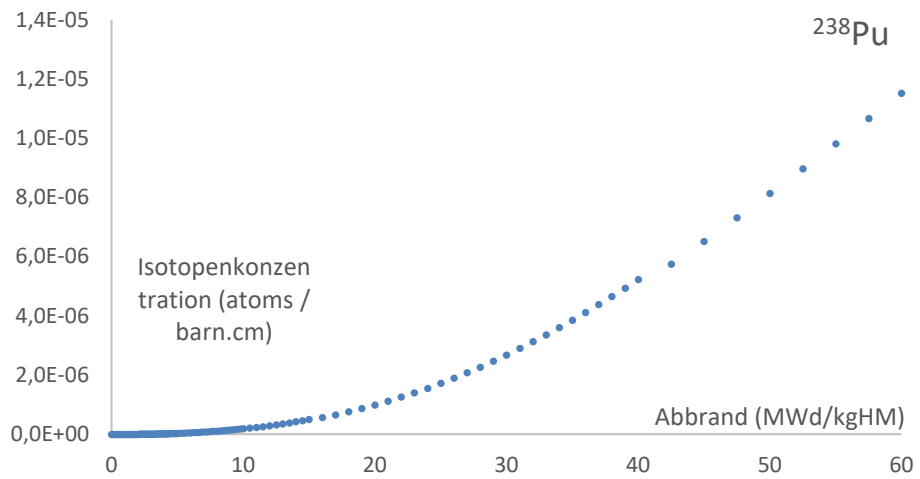
Die unterschiedlichen Isotopenkonzentrationen zeigen das erwartete Verhalten und können mit dem in Abschnitt 2.1 beschriebenen Verhalten der  $k_{inf}$ -Werte in Relation gebracht werden. Derzeit sind noch keine anderen Benchmark-Teilnehmerergebnisse verfügbar. Diese Werte sind jedoch mit ähnlichen kürzlich durchgeführten Studien kompatibel /TER 08/, vgl. oben.



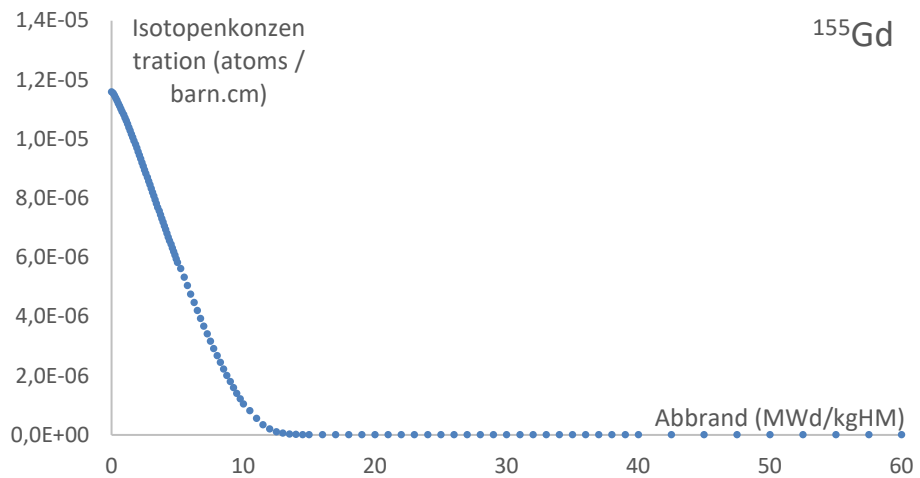
**Abb. 17.4**  $^{235}\text{U}$  Konzentration als Funktion von Abbrand in BE 3



**Abb. 17.5**  $^{135}\text{Xe}$  Konzentration als Funktion von Abbrand in BE 3



**Abb. 17.6**  $^{238}\text{Pu}$  Konzentration als Funktion von Abbrand in BE 3



**Abb. 17.7**  $^{155}\text{Gd}$  Konzentration als Funktion von Abbrand in BE 3



### 17.7.3 Zusammenfassung

In diesem Arbeitspunkt wurde eine Überprüfung der Spezifikation der Phase 1 „Gitter- und Kernphysikanalyse“ des vom WWER-Forum vorgeschlagenen Benchmarks durchgeführt. Zur Überprüfung der Vollständigkeit der Spezifikation wurde jedes Brennelement einzeln modelliert. Fehlende Daten und zusätzliche Erklärungen, die erforderlich sind, um diese Phase des Benchmarks vollständig zu modellieren, wurden vom Autor angefordert. Das vorläufige Ergebnis des BE Typ 3 (mit Gadolinium Brennstäben) wurde vorgestellt. Der unendliche Multiplikationsfaktor  $k_{inf}$  und das Isotopenkonzentrationsverhalten ausgewählter Nuklide während des Betriebs waren mit ähnlichen Daten kompatibel, die in der Literatur gefunden wurden. Zusätzlich wurde eine Referenz-Monte-Carlo-Lösung für unbestrahlten Brennstoff modelliert und mit der hier erstellten entsprechenden SCALE-Lösung verglichen. Die erzielten Ergebnisse stimmten gut überein.

Künftig ist vorgesehen, für jeden Brennelementtyp dieselbe Analyse durchzuführen. Die Monte-Carlo-Lösung sollte als Referenz für mehrere Abbrandpunkte verwendet werden und die Vorhersage der stabweisen Leistungsverteilung ermöglichen. Ein Vergleich mit anderen Teilnehmern und eine Analyse der Abweichungen werden durchgeführt sobald verfügbar. Schließlich sollen Berechnungen auf Kernebene durchgeführt werden, um die Phase 1 dieses Benchmarks abzuschließen.

## 18 Zusammenfassung

Im vorliegenden Abschlussbericht werden die Ergebnisse der Arbeiten der GRS und ihrer Partner im BMU-Eigenforschungsvorhaben 4717R01520 „Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit und Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland (insbesondere in Osteuropa) – Reaktorkonzepte, Baulinien und Wissensplattformen“ zusammenfassend dargestellt, die im Zeitraum Juli 2017 bis Mai 2020 erzielt wurden.

Ein Ziel des Vorhabens war das Zusammentragen, Erarbeiten, Aktualisieren und Vorhalten von Informationen zur nuklearen Sicherheit im Ausland (insbesondere in Osteuropa). Die Vertiefung des Fachwissens für die Bewertung sicherheitstechnischer Risiken aus dem Betrieb von ausländischen KKW erfolgte sowohl durch eigene wissenschaftlich-technische Untersuchungen als auch durch die Beteiligung an internationalen Aktivitäten zu Fragen der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit. Das beinhaltet auch die Verfolgung der Entwicklung und Realisierung neuer Reaktorkonzepte und die Bewertung der damit verbundenen sicherheitstechnischen Aspekte. Die gewonnenen Erkenntnisse wurden dokumentiert und systematisiert, Wissensnetzwerke und -plattformen wurden erprobt und weiterentwickelt (Aufarbeiten und Bereitstellen des Wissens).

Ein weiteres Ziel war die Weiterentwicklung der in der GRS verfügbaren modernen Analysemethoden und -programme, deren Anpassung an russische Reaktorkonzepte, Baulinien bzw. Anlagen sowie die Durchführung von Pilot-Analysen, in der Regel gemeinsam mit kompetenten Partnerorganisationen aus den jeweiligen Betreiberländern. Die Ergebnisse dieser Arbeiten für die Reaktoren russischen Designs haben eine über spezielle Analyse hinausgehende Bedeutung für die Weiterentwicklung und Validierung der GRS-Methoden und Simulationsprogramme für die Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken.

Die vertraglich vereinbarten Eigenforschungsaufgaben waren aus Gründen der besseren Übersichtlichkeit insgesamt siebzehn Arbeitspaketen (AP) zugeordnet worden.

Im AP 1 „*Projektmanagement und Projektcontrolling*“ wurden in der Laufzeit des Vorhabens 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 drei 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*“ wurde der Auftraggeber in den regelmäßig stattfindenden Projektgesprächen zur nuklearen Sicherheit im Ausland („PG NuSi Ausland“) über den aktuellen Bearbeitungsstand des Vorhabens informiert. Die behandelten Themen in den Projektgesprächen waren dabei nicht auf das Vorhaben 4717R01520 beschränkt sondern umfassten auch die Berichterstattung zu weiteren relevanten BMU-Vorhaben. Die Veranstaltungen dienten dem umfassenden Informationsaustausch des Kernteams der GRS mit dem zuständigen Referat des BMU zu allen relevanten Aspekten der nuklearen Sicherheit im Ausland mit den Schwerpunkten Osteuropa und neue Reaktorkonzepte.

Im AP 3 „*Baulinienspezifische Arbeiten und 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 Recherchen in Fachzeitschriften und weiteren Publikationen, Konferenzteilnahmen und -auswertungen, nukleare Informationsdienste, die Informationssammlungen der Kontaktstellen Moskau und Kiew, Pressemeldungen, Mitteilungen und Publikationen der Behörden, Betreiber, Designer und Hersteller auf den entsprechenden Internetseiten und Ähnliches mehr als Informationsquellen verwendet. 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 im Vorhaben auf diesem Gebiet bezogen sich sowohl auf die Analyse und Bewertung der sicherheitstechnischen Relevanz von aktuellen Ereignissen als auch

auf die periodische Auswertung der Meldungen im „Incident Reporting System (IRS)“ von IAEA und NEA zu meldepflichtigen Ereignissen in Kernkraftwerken russischen Designs. Zu dieser Thematik wurde auch ein Erfahrungsaustausch über die Auswertung der Betriebserfahrung der KKW mit Experten der ukrainischen Behörde SNRIU und ihrer TSO SSTC NRS organisiert und ein weiteres Treffen mit Rostekhnadzor und SEC NRS vorbereitet.

Zu ausgewählten aktuellen Themen des sicheren Betriebs der Anlagen wurden Informationsdossiers erstellt, die periodisch bei Vorliegen neuer Informationen fortgeschrieben wurden (Einsatz von Westinghouse-Brennelementen in ukrainischen WWER-Reaktoren, Lebensdauererlängerung der KKW russischen Designs, aktuelle Situation zum Neubau Mochovce 3/4 und Chmelnytsky 3/4). Ein spezieller fachlicher Schwerpunkt war die weitere Verfolgung und Auswertung der generischen Trends hinsichtlich des Einsatzes von softwarebasierter Leittechnik in neuen und modernisierten WWER-Anlagen. Dabei wurde die Erkenntnis gewonnen, dass für die Automatisierung der WWER-Reaktoranlagen (u.a. Sicherheitsleittechnik, Instrumentierung, Steuerung) überwiegend russische Entwicklungen auf diesem Gebiet zum Einsatz kommen.

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 Sichtung, Aufarbeitung und Einbindung von relevanten Ergebnissen in die Handbücher, 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. Ein Beispiel für die generelle Überarbeitung eines Abschnitts in den Handbüchern bildet das Update des Abschnitts zum Confinement / Containment des WWER-440 Handbuchs.

Der AP 4 „*Verfolgung und Aufarbeitung von Entwicklungen neuer Reaktorkonzepte*“ umfasste eine Vielzahl von Teilaufgaben 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. Eine zentrale Stellung nahm dabei die Erweiterung und Aktualisierung der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ auf den InfoServer der GRS ein. Diese Wissensbasis, die seit 2016 auf Anregung des BMU entwickelt wird, bietet in den Bereichen Länder, Reaktorkonzepte und ausgewählte Themen aktuelle Infor-

mationen zum Status der nuklearen Sicherheit. Arbeiten zur inhaltlichen Ausgestaltung der Wissensbasis waren insbesondere Bestandteil der Arbeiten in den AP 3 (für laufende Anlagen) und AP 4, AP 8 (für neue Anlagen bzw. Konzepte) sowie im AP 13 (Nutzung der Plattform InfoServer). Im Vorhaben wurden hierzu insbesondere zahlreiche Reaktor-konzeptseiten sowie Themenseiten neu erstellt bzw. aktualisiert. Beispiele für neu erstellte Themenseiten zu Arbeitsschwerpunkten des Vorhabens sind „Accident Tolerant Fuel“, „Mikroreaktoren“ und „Gestaffeltes Sicherheitssystem“.

Neben den Übersichtsinformationen bietet die Wissensbasis auch einen Einstieg zu allen weiteren Informationsquellen der GRS mit Detailinformationen zu russischen und westlichen Reaktorkonzepten. Das betrifft beispielsweise die Baulinien-Handbücher der GRS für die WWER- und RBMK-Reaktoren der Generation 2 (s. auch AP 3), aber auch die Standortdossiers zum Neubau russischer Reaktoren und die Informationen auf den Seiten zu neuen russischen Reaktoren, die im Rahmen des AP 4 erweitert, aktualisiert und fortgeschrieben wurden.

Die Ergebnisse der Arbeiten zur Erweiterung der Kenntnisse zu neuen Reaktorkonzepten der Generation 3 und 3+ wurden unter anderem in einer ausführlichen Anlagenbeschreibung für AES-2006 mit WWER-1200/W-491 sowie in Fachberichten zu ausgewählten länderspezifischen Unterschieden der EPR-Versionen und zum sicherheitstechnischen Konzept des Hualong One Reaktors dokumentiert. Bezüglich der Arbeiten zur Erweiterung der Kenntnisse zu Generation 4 Reaktoren wurden Fachberichte zu den Sicherheitsansätzen von natriumgekühlten schnellen Reaktoren bzw. von Hochtemperaturreaktoren sowie eine Konzeptbeschreibung zum HTR Modul/HTR-PM Konzept erstellt. Im Ergebnis der Arbeiten zur Erweiterung der Kenntnisse und zum Vergleich der Sicherheitsansätze bei „Small and Modular Reactors“ wurden Konzeptbeschreibungen für den NuScale Reaktor, den IMSR Reaktor und für den UK SMR sowie Berichte zu Mikroreaktoren und Cogeneration-Anwendungen von SMR erstellt.

Darüber hinaus nahm ein GRS-Experte im Rahmen dieses Arbeitspakets an der ENSREG Peer Review Mission zum Stresstest Report der belarussischen Aufsichtsbehörde für das in Bau befindliche KKW Belarus mit Reaktoren des Typs WWER-1200/W-491 teil. In den Projektgesprächen wurde ausführlich über Verlauf und Ergebnisse dieser Arbeiten informiert, die darüber hinaus auch in einem Fachbericht dokumentiert wurden.

Die im Arbeitspaket AP 5 „*Modellentwicklung für reaktorphysikalische Analysen*“ durchgeführten Forschungsarbeiten dienten der Weiterentwicklung und Verifikation/Validierung der Analysewerkzeuge der GRS für Sicherheitsanalysen von flüssigmetallgekühlten schnellen Reaktoren. Als Referenzanlage wurde der natriumgekühlte BN-800 Reaktor ausgewählt. Zur Modellierung des BN-800 Reaktors wurde der gekoppelte Programmkomplex ATHLET/DYN3D-MG angewendet. Im Verlauf der gemeinsamen Arbeiten mit russischen Experten von SEC NRS wurde ein Kernmodell für die anfängliche Beladung mit zur Inbetriebnahme entwickelt, welches schrittweise zu einem Open-Core-Modell und anschließend zu einem vollständiges Modell des Primärkreislaufs weiterentwickelt wurde.

Die Funktion der Modelle wurde bei der Durchführung von Transientenrechnungen überprüft. Dabei wurde durch einen Vergleich der Ergebnisse der Rechnungen mit Punktkinetik bzw. mit einem gekoppelten 3D-Neutronenphysik-Codes auch gezeigt, dass die Verwendung des Punktkinetik-Modells zu Ungenauigkeiten bei der Berechnung sicherheitsrelevanter Parameter (z. B. Brennstofftemperaturverteilung) führen kann.

Weitere Untersuchungen wurden zur realistischen Modellierung des Natrium-Void-Reaktivitätskoeffizienten mit DYN3D-MG sowie zur Entwicklung eines Python-Moduls für den Kernsimulator KMACS für schnelle Reaktoren durchgeführt. Ein erster Test zur Überprüfung einer neuen Methode zur Berechnung des Brennstoff-Abbrands für schnelle Systeme mit KMACS anhand eines IAEA-Benchmarks für einen BN600-MOX-Kern unter Nutzung von Serpent hat gezeigt, dass diese Methode für Brennstoff-Abbrandrechnungen für Systeme mit schnellem Spektrum grundsätzlich geeignet ist.

In einer zweiten Teilaufgabe im AP 5 wurden Arbeiten zur Methodenentwicklung zur Nutzung künstlicher neuronaler Netze (KNN) am Beispiel des OECD/NEA-Benchmarks Rostow-2 gemeinsam mit Experten der russischen TSO VO „Safety“ realisiert. Dabei wurde eine statistische Analyse der Daten aus der vorläufigen Spezifikation des Rostow-2-Benchmarks mit dem Ziel durchgeführt, Zusammenhänge und Trends in den Daten aufzuzeigen, die später mit Hilfe von KNN analysiert werden sollen. Darüber hinaus wurde ein KNN zur Interpolation von Wirkungsquerschnitten entwickelt. Das neuronale Netz wurde mit Wirkungsquerschnittsdaten angelernet, die mit SCALE/NEWT erzeugt wurden. Anschließend wurden mit Hilfe des KNN Wirkungsquerschnitte durch Interpolation ermittelt. Die Analyse der Ergebnisse hat gezeigt, dass mit den genutzten Eingangsdaten fürs Anlernen nicht die Genauigkeit der direkten Berechnung der der Wirkungsquerschnitte in den Interpolationspunkten mit SCALE/NEWT erreicht wurde.

Eine zentrale Aufgabe im Vorhaben war die Entwicklung eines ATHLET-Datensatzes für die neue russische Reaktorbaulinie AES-2006 mit einem WWER-1200/W-491-Reaktor gemeinsam mit der russischen TSO SEC NRS im Arbeitspaket AP 6 „*Modellentwicklung und Störfallanalysen für russische Reaktorkonzepte*“.

Ein wichtiger Meilenstein für diese Arbeiten der Abschluss einer Vereinbarung der GRS mit den zuständigen russischen und belarussischen Stellen zur Freigabe der erforderlichen Anlagendaten für diese Zusammenarbeit auf der Basis des Referenzkraftwerks KKW Belarus, Block 1 für die GRS Simulationsprogramme ATHLET und COCOSYS. Daraufhin erstellte SEC NRS einen Datenbericht zur Modellierung des Blockes 1 des KKW Belarus (WWER-1200/W-491) mit ATHLET, der der GRS Anfang des Jahres 2019 mit Genehmigung von Rosatom, Rostechnadzor und Gosatomnadzor (Belarus) zur ausschließlichen Nutzung in der dreiseitigen wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit zur Unterstützung von Gosatomnadzor übergeben wurde. Unter Nutzung dieser Daten wurde von SEC NRS mit Unterstützung der GRS die erste Version eines ATHLET-Datensatzes erstellt und anhand von Testrechnungen zu einem LBLOCA bzw. Station-Blackout erfolgreich überprüft.

Der Schwerpunkt der eigenständigen Entwicklungsarbeiten der GRS lag auf der Modellierung der wichtigsten Regelkreise der Anlage. Dabei wurde in Abhängigkeit von der Verfügbarkeit von Anlagendaten schrittweise vorgegangen. Mit der Weiterentwicklung von ATHLET wurde zu Beginn des Vorhabens der Übergang von der Verwendung von Balance-of-Plant (BOP)-Routinen auf die Verwendung von BOP-Plugins erforderlich, die aus programmtechnischer Sicht über eine Reihe von Vorzügen verfügen. In diesem Zusammenhang wurde eine Reihe von Transienten mit beiden Modellierungsoptionen untersucht und gezeigt, dass beide Optionen, trotz einiger Unterschiede im Detail, gleichwertige Ergebnisse liefern. Im nächsten Schritt wurden ein Datensatz für einen Analysesimulator für eine generische WWER-1200-Anlage, der aus einem Vorhaben zur wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit Russland stammt, als Basis für die Entwicklung der Regler für den WWER-1200 genutzt. Nach Übergabe der Daten für die Referenzanlage Belarus-1 wurden die im Datenbericht beschriebenen Regler der Anlagensteuerung für ATHLET weitgehend modelliert. Diese Regler sind jedoch noch nicht in den oben genannten Anlagendatensatz implementiert worden, das soll in einem nächsten Arbeitsschritt erfolgen.

Im AP 7 „*Analyse von schweren Störfällen in WWER-1000-Reaktoren*“ wurden aufbauend auf den Ergebnissen des Vorläufervorhabens die ATHLET-CD- und COCOSYS-

Datensätze weiterentwickelt und getestet sowie eine Pilotanalyse für ein Unfallszenario mit Kernschmelzen nach einem Totalausfall der Wechselstromversorgung (TSA) des Kraftwerks und Druckabsenkung im Primärkreis über zwei DH-Sicherheitsventile durchgeführt.

Bei der Durchführung der Rechnungen diesen Arbeiten wurde jedoch eine Vielzahl von Stabilitätsproblemen bei der Verwendung der Programme deutlich. Deshalb mussten im Verlauf der Arbeiten immer wieder neue Programmversionen von ATHLET-CD getestet und die aufgetretenen Programmabbrüche mit Unterstützung der ATHLET-CD-Entwickler analysiert und behoben werden. Es wurde eine Vielzahl von Modellerweiterungen implementiert, die die Simulationsmöglichkeiten zwar erweiterten, aber oft auch zu neuen Stabilitätsproblemen führten. Beispiele dafür waren das neue Aerosol- und Spaltprodukttransportmodell SAFT oder die Übergabe von Daten aus AIDA an das COCOSYS - CCI-Modul. Unmittelbar vor Abschluss des Vorhabens konnte die geplante Pilotrechnung unter Nutzung einer speziellen Programmversion von AC<sup>2</sup>-2019 (enthält ATHLET 3.2, ATHLET-CD 3.2 und COCOSYS 3.0) erfolgreich abgeschlossen werden.

Darüber hinaus wurde eine Studie zur Außenwandkühlung eines WWER-1000-Reaktors unter Verwendung des AC<sup>2</sup>-Modul AIDA erstellt. Die ab der AC<sup>2</sup>-Version 2019 implementierten Modellerweiterungen des ATHLET-CD Moduls AIDA eröffnet verbesserte Untersuchungsmöglichkeiten für die wesentlichen physikalischen Vorgänge, die sich durch die Wechselwirkung der verlagerten Kernschmelze mit der RDB-Innenwand als auch durch Wärmeleitungsphänomen mit einem äußeren Kühlmittel (Wasser/Luft) ergeben. In der Studie wurden zwei Szenarien mit vorgegebenen Wärmeübergangszahlen betrachtet. Die Studie deutet darauf hin, bei einer externen Wasserkühlung des RDB mit einem Massendurchsatz von 5 [kg/s] ein Versagen des RDB verhindert werden könnte. Dabei wurden jedoch die anlagentechnischen und baulichen Voraussetzungen in den Anlagen nicht berücksichtigt.

Im Arbeitspaket AP 8 „*Untersuchungen zu Sicherheitsstrategien bei neuen Reaktorkonzepten*“ wurden übergreifende Themen mit Bezug zu neuen Reaktoren und allgemeine technologische kerntechnische Entwicklungen bearbeitet. Schwerpunkt der Arbeiten im Vorhaben waren Arbeiten zu den Themen Umsetzung gestaffeltes Sicherheitskonzept und alternative Brennstoffkonzepte (u.a. Accident Tolerant Fuel). Im Rahmen der Arbeiten wurden die technologischen Entwicklungen erfasst und analysiert und offene Fragestellungen identifiziert. Neben den genannten Schwerpunkten wurde zudem der Stand von W&T bei Strategien zu Schmelzerückhaltung weiterverfolgt.



Im AP 9 „*Verfeinerte Untersuchungen zur Grenztragfähigkeit von Containment-Strukturen bei äußeren Einwirkungen infolge Flugzeugabsturz*“ wurden mit dem Rechenprogramm LS-DYNA Simulationen zur Integrität der äußeren Containment-Struktur eines Kraftwerks vom Typ WWER-1000/466B zum Lastfall Flugzeugabsturz mit einem Passagierflugzeug vom Typ Airbus A340-600 durchgeführt.

Bei diesen Arbeiten wurde der Einfluss der Verwendung verschiedener Modellparameter (Einbettung der Bewehrung in die Betonstruktur, Modell zur Beschreibung der Betoneigenschaften, Diskretisierung der Bewehrung) auf die Simulationsergebnisse untersucht. Des Weiteren wurde der Einfluss der Ausführung der Bügelbewehrung für drei verschiedene Aufprallgeschwindigkeiten untersucht. Die Auswertung der Simulationsergebnisse ergab, dass die vereinfachte Modellierungsvariante gegenüber den detaillierteren Modellierungen eine deutlich höhere Schädigung der Betonstruktur und deutlich höhere Verformungen aufweist. Erwartungsgemäß führt die Berücksichtigung von vorgelagerten Strukturen im Aufprallbereich zu einer Reduktion von lokalen Schäden der Stahlbetonstruktur. Insofern führt deren Vernachlässigung zu konservativen Ergebnissen.

Die durchgeführten Untersuchungen befassten sich insbesondere mit methodischen Aspekten bei der Simulation von lokaler Schädigung der Stahlbetonstruktur im Aufprallbereich. Grundsätzlich stellt sich bei Analysen zum Flugzeugabsturz die Frage nach dem erforderlichen Detaillierungsgrad bei der Abbildung der Gebäudestruktur bis hin zu der Berücksichtigung induzierter Erschütterungen infolge der Boden-Bauwerks-Kopplung. Im Hinblick auf bestehende Unsicherheiten bei der Modellerstellung, der Komplexität der Fragestellung sowie der Anforderungen an die Methoden zur Abbildung von lokaler Schädigung und Schwingungsausbreitung erscheint eine ganzheitliche Betrachtung sämtlicher Phänomene im Rahmen einer gekoppelten Simulation als methodisch noch nicht ausreichend erprobt.

Im der Zusammenarbeit der GRS mit armenischen, russischen und ukrainischen Partnern im AP 10 „*Erfahrungsaustausch zu aktuellen Fragen der nuklearen Sicherheit*“ wurde ein sehr breites fachliches Spektrum abgedeckt. Ein Schwerpunkt hierbei war der Erfahrungsaustausch mit SEC NRS zur nuklearen Sicherheit und zum Strahlenschutz beim Umgang mit Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen sowie bei der Stilllegung von Kernkraftwerken. In diesem Rahmen wurde ein gemeinsamer Rechenbenchmark mit SEC NRS zum Vergleich der numerischen Verfahren zur Nuklidinventarbestimmung von bestrahltem Kernbrennstoff für WWER-1000 durchgeführt. Die Arbeiten dienten dem vertieften Verständnis der Nuklidinventarberechnung für WWER-1000 Brennelemente.

Beide Institutionen sind aktuell in der Endabstimmung über die gewonnenen Erkenntnisse und planen eine gemeinsame Veröffentlichung der erzielten Ergebnisse in Form eines Zeitschriftenartikels.

Darüber hinaus wurden drei Seminare zum Erfahrungsaustausch über spezielle Fragen des Strahlenschutzes und des Abfallmanagements durchgeführt. Ein weiteres Seminar zu Fragen der Stilllegung kerntechnischer Anlagen im Jahr 2020 wurde vorbereitet, konnte aber wegen der COVID-19 Pandemie nicht mehr realisiert werden. Die beiden Seminare zur Endlagerung in den Jahren 2018 und 2019 boten eine außerordentlich gute und effektive Möglichkeit zur Analyse und zum Vergleich vorhandener bzw. festzulegender Annahmebedingungen für Endlager, insbesondere für geologische Endlager.

Einen weiteren Schwerpunkt der Arbeiten in diesem AP bildete der Erfahrungsaustausch zu Sicherheitsanalysen für das KKW Armenien. In diesem Rahmen wurde unter anderem ein fachliches Arbeitstreffen mit zwei Experten der armenischen TSO NRSC organisiert, verfügbare technische Berichte ausgewertet, eine Arbeitsunterlage zu allen bekannten Unterschieden des KKW Armenien zu den Kraftwerken mit WWER-440/W-230 sowie zur Entwicklung der Anforderungen an die Modernisierung seit der Wiederinbetriebnahme des Blockes 2 des KKW Armenien erstellt. Darüber hinaus nahm ein GRS-Experte an der Follow-Up-Mission zum Peer Review des Nationalen Stresstestberichtes des KKW Armenien und der entsprechenden Vor-Ort-Mission im November 2019 im Kernkraftwerk teil. Das KKW weist weiterhin in vielen Bereichen erhebliche, auslegungsbedingte sicherheitstechnische Defizite auf, die nicht grundsätzlich beseitigbar sind, sondern durch entsprechende Maßnahmen nur teilweise kompensiert werden können. Die Mitarbeit der GRS im Team der Follow-Up Mission war eine sehr aufschlussreiche Ergänzung der bisherigen Eigenforschungsaktivitäten zum Kernkraftwerk Armenien.

Ein dritter Schwerpunkt der Arbeiten im AP 10 bestand in der Organisation und Durchführung des Erfahrungsaustauschs mit russischen und ukrainischen Experten zu unterschiedlichen fachlichen Schwerpunkten, wie Strahlenversprödung und Integritätsbewertung des RDB, Emergency Preparedness & Response, Methoden zu Berechnung eines Flugzeugabsturzes, Zuverlässigkeitsbewertung digitaler Leittechnik-Systeme, methodische Fragen der PSA, Level 2, sowie über die Nutzung von Wissensmanagementportalen. Die Durchführung dieser Treffen erlaubte den Experten der GRS einen vertieften Einblick in den Status der Arbeiten zu den betrachteten Fragen bei den TSO in Russland bzw. der Ukraine.

Im Arbeitspaket AP 11 „*Sicherheitstechnische Untersuchungen für KKW mit RBMK-Reaktoren*“ konnten die geplanten Arbeiten zur Weiterentwicklung der Modelle für Analysen des Störfalllokalisierungssystems von RBMK-Reaktoren trotz fehlender Mitarbeit des Kooperationspartners NIKIET mit lediglich geringen Einschränkungen realisiert werden. Es wurde gezeigt, dass die Entwicklung des 3D-Moduls CoPool und seiner Kopplung mit COCOSYS einen Stand erreicht haben, der ihre Anwendung auf Reaktoranlagen ermöglicht (im vorliegenden Fall auf das Druckabbausystem einer RBMK-1000 Anlage). Allerdings ist die Datensatzerstellung für CoPool ist vergleichsweise aufwändig und die Rechenzeit hoch. Die Ergebnisse der durchgeführten Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse für kleine Lecks in einer RBMK-1000-Anlage zeigen, dass COCOSYS auch für die Berechnung von Grenzfällen mit sehr kleinen Parameteränderungen außerhalb des üblichen COCOSYS-Anwendungsbereiches anwendbar ist.

Das Ziel der der wissenschaftlich-technischen Arbeiten zur Teilaufgabe im AP 11 „*Modellentwicklung und Analyse des Kernverhaltens bei Störfällen in RBMK-Reaktoren*“ bestand in der detaillierten Analyse der Auswirkungen der veränderten Kerneigenschaften der wieder instandgesetzten RBMK-Reaktoren auf den Verlauf von Transienten und Störfällen unter Nutzung von ATHLET und QUABOX/CUBBOX. Im Zuge dieser Analysen wurden eine Reihe von Modellerweiterungen und -anpassungen vorgenommen, bspw. zur leistungsabhängigen Bestimmung der Xenon-Dichte oder zur Realisierung der Restart-Funktion für die gekoppelten ATHLET-QUABOX/CUBBOX Rechnungen.

Hinsichtlich der Analysen wurde zunächst mit einem QUABOX/CUBBOX Open-Core-Modell die fehlerhafte Einspeisung des Notkühlsystems in eine Kernhälfte bzw. in den gesamten Kern durch Absenkung der Kühlmiteleintrittstemperatur simuliert und die damit verbundenen Reaktivitätsänderungen untersucht. Anschließend wurden Analysen zum Bruch des Drucksammlers der Hauptkühlmittelpumpen eines WWER-1000 Reaktors somit den gekoppelten Programmen ATHLET und QUABOX/CUBBOX durchgeführt und die Ergebnisse analysiert.

Mit den Arbeiten im Arbeitspaket AP 12 „*Sicherheitstechnische Analysen für gemischte Reaktorkerne sowie zur Rekritikalität bei einem schweren Kernschmelzunfall für WWER-1000-Reaktoren*“ des Vorhabens wurde die 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 fortgeführt. Im Rahmen der Bearbeitung der Teilaufgabe Anforderungen an sicherheitstechnischen Analysen von gemischten Kernbeladungen für

WWER-1000 Reaktoren wurden neue Modelle für die BE-Datenbereitstellung für unterschiedliche WWER-1000 BE-Typen definiert und berechnet sowie erforderliche Anpassungen und Verbesserungen im Programm DYN3D implementiert. Zur Untersuchung des Einflusses gemischter Reaktorkernbeladungen auf sicherheitstechnisch wichtige Reaktorkernparameter wurden stationäre Kernabbrandrechnungen mit dem Programm DYN3D und dem Programmpaket PHYBER-WWER sowie Transientenrechnungen mit den gekoppelten Programmen ATHLET und DYN3D durchgeführt.

Im Rahmen der Entwicklung von Modellen zur Berechnung der Rekritikalität nach einem schweren Kernschmelzunfall wurden als Ausgangspunkt mögliche Kernschmelzunfallsequenzen ausgewählt. Darauf aufbauend wurden die wahrscheinlichen Kernschmelzendenzustände für die einzelnen Phasen der Sequenzen definiert und für diese Konfigurationsmodelle entwickelt mit deren Hilfe untersucht wurde, welche Bedingungen zu kritischen Systemen führen können. Diese Modelle wurden für einen WWER-1000 und einen WWER-440 Reaktorkern für das Programmsystem SCALE entwickelt und soweit im Vorhaben möglich mit dem Monte Carlo Programm Serpent verifiziert.

Durch die durchgeführten Arbeiten im Arbeitspaket *AP 13 „Pilotanwendung, Weiterentwicklung und Optimierung von Wissensnetzen und Informationsplattformen“* konnten die GRS ihre Kompetenzen und Fähigkeiten hinsichtlich Funktion, Betreuung und Weiterentwicklung komplexer nationaler und internationaler Netzwerkstrukturen weiter vergrößern. Dabei wurde das GRS-Extranet auf der Basis von MS SharePoint als umfassendes Portal zur benutzerdefinierten Bereitstellung von Informationen zur nuklearen Sicherheit weiter ausgebaut. Die Piloterprobung von Funktionen und Lösungsansätzen wurde erfolgreich fortgesetzt, z. B mit der Erprobung eines Geoinformationssystems (GIS). Konzeptionelle Überlegungen wurden angestellt und weiterer Optimierungsbedarf, insbesondere bei der Umsetzung von Wissensmanagementprozessen, ermittelt.

Mit der Einrichtung und konzeptionellen Weiterentwicklung der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“ wurde ein Instrument zur Bereitstellung von relevantem themenspezifischem Wissen sowohl innerhalb der GRS als auch für das BMU geschaffen. Methoden zur Vereinfachung der Informationssammlung und -bereitstellung erhöhten die Akzeptanz, Benutzerfreundlichkeit und Effektivität bei der Arbeit innerhalb dieser Wissensbasis erheblich.

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. Ein Meilenstein dabei war der Ausbau des GRS Cooperation Portals (GCP), insbesondere im Bereich für EU-Kooperationsprojekte. In diesem Bereich wurde eine Informationsstruktur und Darstellungsform etabliert, die sowohl die Bearbeitung aktueller Zusammenarbeitsprojekte als auch das Nachhalten abgeschlossener Vorhaben mit Fokus auf langfristigen Kooperationen mit Partnerländern erlaubt.

Im Rahmen des Arbeitspakets *AP 14 „Kooperation mit europäischen Regulatoren und deren TSO“* erfolgte die Koordination der bilateralen Zusammenarbeitsaktivitäten der GRS mit den Behörden in mittel- und Osteuropa und ihren TSO mit den Schwerpunkten SEC NRS (Russland) und SSTC NRS (Ukraine) sowie mit den Behörden und den im Aufbau befindlichen TSO in Tschechien und Belarus. Fallweise Abstimmungen zu bilateralen Fragen wurden darüber hinaus auch mit Behörden und TSO anderer mittel- und osteuropäischer Länder geführt.

Die Zusammenarbeit mit SEC NRS in Russland erfolgt auf der Basis von Absichtserklärungen zur wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit einer Laufzeit von drei Jahren, die mit den konkreten Zusammenarbeitsprojekten weiter untersetzt wird. Hier wurde das aktuell gültige Dokument mit einer Laufzeit bis Ende 2021 ausgearbeitet und von GRS und SEC NRS unterzeichnet. Eine große Bedeutung für die Realisierung der gemeinsamen Arbeiten zur Entwicklung von Anlagenmodellen für neue russischen Reaktoren haben die Gespräche der GRS mit Rostechnadzor, Rosatom, Rosenergoatom und SEC NRS (alle Russland) sowie Gosatomnadzor und JIPNR Sosny (beide Belarus) zur Zusammenarbeit bei der Nutzung von ATHLET- und COCOSYS für Sicherheitsanalysen für das KKW Belarus mit WWER-1200/W-491 Reaktor.

In der Zusammenarbeit mit der Ukraine wurde im Jahr 2018 das Memorandum zur Zusammenarbeit zwischen BMU/GRS und SNRIU/SSTC NRS fortgeschrieben, welches den Rahmen für die bilaterale Zusammenarbeit zwischen GRS und SSTC NRS bildet und durch jährliche Zusammenarbeitspläne untersetzt wird. Im Oktober 2019 wurde von BMU/GRS und der tschechischen Aufsichtsbehörde SÚJB und deren TSO SÚRO ein vierseitiges Memorandum zur wissenschaftlich-technischen Kooperation unterzeichnet. Erste Gespräche zur fachlichen Untersetzung des Memorandums wurden Anfang des Jahres 2020 durchgeführt.

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 ETSO-Arbeitsgruppe für Wissensmanagement sowie die Teilnahme an ausgewählten Konferenzen (Eurosafe).

Die Arbeiten im AP 15 „*Tschernobyl-Aktivitäten*“ haben wesentlich dazu beigetragen, die Kompetenz der GRS in Fragestellungen zur sicherheitstechnischen Situation am Standort des zerstörten 4. Blocks des KKW Tschernobyl-Thematik zu erhalten und punktuell auszubauen. Das ist eine wichtige Voraussetzung dafür, um die von Tschernobyl ausgehenden Gefahren auch in Zukunft einschätzen zu können. Dabei hat sich die bilaterale Zusammenarbeit der GRS mit dem SSTC NRS als wichtige Informationsquelle erwiesen, insbesondere nach Auslaufen der internationalen Unterstützungsprojekte für die ukrainische Behörde SNRIU

Im Vorhaben wurde die aktuelle Entwicklung am Standort von Tschernobyl verfolgt und beschrieben. Der Berichtszeitraum war vor allem durch die Arbeiten zur Inbetriebnahme des Neuen Sicherem Confinements (NSC) über dem Sarkophag und des Zwischenlagers für bestrahlte Brennelemente der Blöcke 1 bis 3 des KKW Tschernobyl (ISF-2) gekennzeichnet. In beiden Vorhaben wurden bedeutende Fortschritte erzielt. Das NSC befindet sich in der Phase des Gewährleistungsbetriebs. Das ISF-2 wird, die erfolgreiche Durchführung der heißen Tests vorausgesetzt, noch 2020 den Gewährleistungsbetrieb aufnehmen.

Gemeinsam mit dem SSTC NRS wurden Arbeiten zur Entwicklung methodischer Empfehlungen für die Überwachung brennstoffhaltiger Materialien während des Betriebs des NSC durchgeführt. Die Zusammensetzung dieser Materialien ändert sich in Abhängigkeit von den Umgebungsbedingungen unter dem NSC. Diese Faktoren (z.B. Wasser, chemische Einflüsse) müssen bei der Aufstellung von Empfehlungen zur Überwachung der Materialien im NSC berücksichtigt werden. Die Ergebnisse der gemeinsamen Arbeiten wurden auf zwei Konferenzen und in einem gemeinsamen Beitrag in der Fachzeitschrift des SSTC NRS veröffentlicht.

Der inhaltliche Schwerpunkt der Arbeiten im AP 16 „*Weiterentwicklung von internationalen Netzwerken der nuklearen Sicherheit*“ war auf die gemeinsame Weiterentwicklung und Piloterprobung globaler, regionaler, nationaler und institutionsübergreifender Netzwerke sowie die Vernetzung der deutschen Wissensplattformen mit dem GNSSN ausgerichtet. Diese Arbeiten erfolgten vor allem im wissenschaftlichen Eigeninteresse der GRS und in enger Zusammenarbeit mit dem GNSSN-Team der IAEA.

Ein Schwerpunkt der durchgeführten Arbeiten waren die kontinuierliche Aktualisierung und Pflege der deutschen Wissensplattform NNSKP. Darüber hinaus wurde der Informationsbereich der Plattform, das sogenannte „Country Nuclear Regulatory Profile (CNRP)“ um eine Reihe neuer Abschnitte erweitert und parallel Arbeiten zur Entwicklung der „bilingualen“ englisch/deutschen Version der NNSKP Plattform durchgeführt.

In enger Abstimmung mit der IAEO organisierte die GRS im Dezember 2018 ein regionales IAEO-Meeting on Human Resource Development and Knowledge Management Tools and Methods mit Teilnehmern aus 17 Mitgliedsstaaten zur Vorstellung des Konzepts der nationalen Plattformen NNSKP sowie zur Schulung im Umgang mit den SharePoint-basierten NNSKP-Plattformen. Darüber hinaus unterstützte die GRS das GNSSN-Team bei der konzeptionellen und technischen Vorbereitung einer Plattform zur Darstellung weltweit verfügbarer Ausbildungs- und Trainingskapazitäten für die kerntechnische oder strahlenschutztechnische Aus- und Weiterbildung - „Global Education and Training Resources - GETR“. Zur Einbindung von in Deutschland auf diesem Gebiet tätigen Organisationen wurde im Juni 2018 eine Informationsveranstaltung in der GRS Berlin organisiert. Die aktive Zusammenarbeit der GRS mit der IAEO und Organisationen anderer Mitgliedsstaaten bei der Entwicklung des GNSSN bietet der GRS eine Möglichkeit des Zugangs zu nichtöffentlichen Informationen zur nuklearen Sicherheit, wie beispielsweise zum COVID-19 NPP OPEX Network.

Ziele und Schwerpunkte der Arbeiten im AP 17 „*Internationale Kooperation und Mitarbeit in multilateralen Aktivitäten*“ waren der Wissenserwerb und der Erfahrungsaustausch zu Fragen der nuklearen Sicherheit durch die Mitarbeit insbesondere im WWER Regulators Forum sowie 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 an den beiden in der Laufzeit des Vorhabens stattgefundenen zwei Jahrestreffen des WWER Regulators Forums als Beobachter teil. Auf diesen Treffen berichteten ranghohe Vertreter der Behörden der Länder, in denen WWER-Reaktoren betrieben werden, zur Entwicklung der Kernenergie und zur Entwicklung der Genehmigungs- und Aufsichtsprozesse in ihren Ländern sowie über aktuelle Ereignisse in den Kernanlagen. Darüber hinaus beteiligten sich GRS-Experten im Zeitraum 2017 bis 2020 aktiv an der fachlichen Zusammenarbeit zu ausgewählten Sicherheitsfragen in drei 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. Die Arbeitsgruppe RPWG zur Reaktorphysik der WWER-Anlagen hat einen Benchmark für die Arbeitsgruppenmitglieder anhand russischer Inbetriebnahmedaten spezifiziert. Die GRS hat diese Aktivität nachhaltig unterstützt und im Jahr 2020 erste Rechnungen zur Phase 1 des Benchmarks durchgeführt. Eine wichtige Informationsquelle für die Arbeiten der GRS zur Sicherheit ausländischer Kernkraftwerke waren auch die Teilnahme und Auswertung an den im Kapitel 17 im Einzelnen beschriebenen internationalen Konferenzen.

Der vorliegende Abschlussbericht zeigt, dass die Arbeiten im Rahmen des Vorhabens 4717R01520 zu sehr vielfältigen Ergebnissen und Erkenntnissen geführt haben. Die zu Beginn des Vorhabens gestellten Zielsetzungen konnten dabei weitestgehend erreicht werden, 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-how 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

- /AC<sup>2</sup> 19/ AC<sup>2</sup> - GRS software package  
<https://user-codes.grs.de/>
- /AC<sup>2</sup> 20/ AC<sup>2</sup> 2019.1 – release notes  
Draft version status May 29, 2020 (final version will be delivered with AC<sup>2</sup> 2019.1 code version)
- /AND 17/ Andropov E.V.: Safety relevant I&C for NPPs based on non-programmable logic. ATOMEXPO 2017. Moskau, 2017
- /ARB 14/ Performance of ATHLET-CD calculations for a WWER-1000/W-320  
Technical Report of Project 3611R01504 – 866100/8 – UA-3183, Stage 2: Final Report on the main results of the work performed in tasks A - C including the results of the final ATHLET -CD calculation and the comparison with the results of other codes  
ARB SSTC Kiev, 2014
- /ARN 17/ 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  
Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit GRS gGmbH, Berlin  
2017
- /ARN 18/ Arndt S., I. Bakalov: Investigations on tracer gas simulation in COCOSYS. Working material GRS-M-3617R01520–2/2018; GRS gGmbH Berlin, May 2018
- /ARN 20/ Arndt S., Klein-Heßling W.: Application of the improved coupled COCOSYS – CoPool version to RBMK-1000. Technical Note GRS-V-4717R01520-11/2020, GRS gGmbH, May 2020
- /ASM 17/ V.G. Asmolov et. al.: New generation first-of-the kind unit – VVER-1200 design features. Nuclear Energy and Technology 3, 2017.

- /ASO 14/ Matveev E.L., Matveev A.L., Tzapzin D.J.: A full-scale automatic system for detection of coolant leakages in unit 1 of the NPP Smolensk, Appendix to certificate No. 56250 on approval of measuring instrument type. NIKIET, Moscow, Russia, 2014  
Russian original: Система обнаружения течи теплоносителя автоматизированная полномасштабная энергоблока №1 Смоленской АЭС, Приложение к свидетельству № 56250 об утверждении типа средств измерений. АО НИКИЭТ, Москва, Россия, 2014
- /ATH 19/ Lerchl G. et al  
ATHLET 3.2 User's Manual  
GRS - P- 1/ Vol. 1 Rev. 8  
GRS gGmbH, February 2019
- /AVR 18/ M. Avramova et al.: "Benchmark on reactivity compensation with diluted boron by stepwise insertion of control rod cluster into the VVER-1000 core", Benchmark-Spezifikation und Datenmaterial - Version 1.3, NEA/EGMPEBV/DOC(2018).
- /AVR 20/ Avramova M., Ivanov K., Velkov K., Nikonov S., Gordienko P., Shumsky B., Kavun O., „Benchmark on reactivity compensation of boron dilution by stepwise insertion of control rod cluster into the VVER-1000 core. Specifications and support data, version 1.5”, NEA/EGMPEBV/DOC(2020).
- /BAK 17/ Bakalov I., S. Arndt (GRS), A. Tutukin (NIKIET): Thermo-hydraulic behaviour of RBMK-1000 accident localisation system in case of small leaks (reference plant NPP Smolensk, unit 3). Technical Note GRS-V-3614R01520–7/2017, GRS gGmbH Berlin, May 2017
- /BAK 18/ Bakalov I., S. Arndt: COCOSYS variant calculations for an LBB scenario applying different model options. Working material GRS-V-3617R01520–1/2018, GRS gGmbH Berlin, July 2018
- /BAK 20/ Bakalov I., S. Arndt: Uncertainty and sensitivity analysis of COCOSYS results for an LBB scenario in NPP Smolenks-3. Technical Note, GRS-V-4717R01520–09/2020, GRS gGmbH Berlin, April 2020

- /BAL 97/ Report on Input Data Base for Analyses on VVER-1000 type NPP (Balkovo)  
TACIS Programme Contract No 93-0151 – WW91.03/03.01/B020  
Support to the Transfer of Accident Analyses Codes to the Russian Nuclear safety Authority Gosatomnadsor and Technical Safety Organisations (TSO) and Application of those Codes  
RISKAUDIT Report No 87, February 1997  
DOKU OST 98/0068
- /BAR 04/ Barrachin M., Defoort F. Thermophysical properties of in-vessel corium: MASCA programme related results. MASCA Seminar 2004, Aix-en-Provence, France, 10-11 June 2004. URL: <https://www.oecd-neo.org/nsd/workshops/masca2004/oc/index.html>
- /BEC 19/ Becker B. Elmas M., Wenke R.: Neue Brennstoffkonzepte und Accident Tolerant Fuel (ATF), GRS-V-4717R01520-3/2019, 2019.
- /BEH 18/ Behler, M., Hannstein, V., Sommer, F.: Nachrechnung radiochemischer Analyseproben mit dem Abbrandprogramm MOTIVE. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-529, 272 S., ISBN 978-3-947685-14-1, 2018.
- /BIL 18/ Bilodid, Ievgen: Analysis Of Melt Criticality In VVER-1000 during Severe Accidents within X2 Benchmark. 28th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety. 08-12 October 2018. Olomouc, Czech Republic
- /BOR 11/ Borrvall, T., Riedel, W.: THE RHT CONCRETE MODEL IN LS-DYNA. In: 8th European LS-DYNA Users Conference, 2011.
- /BOU 16/ Bousquet, J., Seubert, A., Velkov, K., Weiß, F.-P.: Neutronic modeling of the MYRRHA minimum critical core with PARCS and SERPENT. In: Proceedings of PHYSOR 2016 - International Conference on the Physics of Reactors. Unifying Theory and Experiments in the 21st Century, Sun Valley, Idaho, USA, 1. - 5. Mai 2016, 2016.

- /CAR 19/ Carénini L. et al. Main outcomes from the IVR code benchmark performed in the IVMR project. The 9th European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR2019). Clarion Congress Hotel, Prague, Czech Republic, March 18-20, 2019
- /CAS 91/ Casal, J. J., Stamm'ler, R.J.J., Villarino, E. A., Ferri, A. A.: HELIOS: Geometric Capabilities of a New Fuel-assembly Program. Hrsg.: Proc. Int. Topl. Mtg. Advances in Mathematics, Computations, and Reactor Physics, Vol. II, Sect. 10.2.1, 1-13: Pittsburgh, Penn., 28. April 1991.
- /CHE 19/ Chernyaev A.: Main achievements and development in the field of I&C in Russia. IAEA Meeting, TWG-NPPIC.
- /COC 19/ Arndt S., S. Band, S. Beck, D. Eschricht, D. Iliev, W. Klein-Heßling, H. Nowack, N. Reinke, M. Sonnenkalb, C. Spengler, G. Weber  
COCOSYS 3.0 User Manual  
GRS-P-3/Vol. 1, May 2019  
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
- /DOM 98/ Dombrovskii L. A., Zaichik L. I., Zeigarnik Yu. A. Numerical Simulation of the Stratified-Corium Temperature Field and Melting of the Reactor Vessel for a Severe Accident in a Nuclear Power Station. Thermal Engineering, Vol. 45, No. 9, 1998, pp. 755–765.
- /DYN 13/ DYN3D Version 3.2 (FORTRAN90) Code for Calculation of Transients in Light Water Reactors (LWR) with Hexagonal or Quadratic Fuel Elements. - Code Manual and Input Data Description for Release - May 2013, Forschungszentrum Dresden-Rossendorf e.V
- /EIS 20a/ Eismar, S., Fleck I., Löher T., Wenke R.: Ausgewählte länderspezifische Unterschiede der EPR-Versionen, Revision 1, Technical Note, Bericht zum Vorhaben 4717R01520, 2020.
- /EIS 20b/ Eismar, S., Verfolgung des Standes von W&T bei Strategien zu Schmelzerückhaltung, Technical Note, Bericht zum Vorhaben 4717R01520, 2020.

- /FRI 13/ Fridman, E., Shwageraus, E.: Modeling of SFR cores with Serpent–DYN3D codes sequence. Annals of Nuclear Energy, Bd. 53, S. 354–363, DOI 10.1016/j.anucene.2012.08.006, 2013
- /GAV 20/ Gavrilenko-Reiprich T., Ivenin, V.  
Anlagenbeschreibung AES-2006 mit WWER-1200/W-491,  
Technische Notiz, GRS-V-4717R01520-1/2019, März 2020
- /GOST 20/ Standardinform: GOST-R-MEK-61513, IEC 61513 Instrumentation and control for systems important to safety. Moskau, 2020.
- /GRS 17/ GRS: Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit und Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland (insbesondere in Osteuropa und bei INSC-Partnern) Reaktorbaulinien und Wissensnetze (LV-2)  
Kapitel 10: Untersuchungen zur Grenztragfähigkeit von Containmentstrukturen bei äußeren Einwirkungen, GRS-465, 2017.
- /GRS 17a/ Portalseite der Wissensbasis „Nukleare Sicherheit im Ausland“  
<https://info.grs.de/PNS/wissensbasis/>
- /GRS 20a/ F. Dierschow, M. Otto, R. Roloff: „Anwenderstudie ArcGIS Online und ArcGIS Maps for SharePoint“, Technische Notiz, GRS, GRS-V-4717R01520 - 4/2020, März 2020
- /GRS 20b/ F. Dierschow, H. Teske: „Informations-, Wissens- und Kooperationsplattformen für nukleare Sicherheit, NEXTRA und InfoServer – Konzept, Beschreibung und Status 2020, GRS, Mai 2020
- /GRS 20c/ F. Dierschow, R. Roloff: „Technische Dokumentation Internationales DokulNT, Beschreibung, Weiterentwicklung und Statusbericht 2020, GRS, Mai 2020
- /GRU 05/ U.Grundmann, U.Rohde, S.Mittag, S.Kliem: DYN3D Version3.2. Code for Calculation of Transients in Light Water Reactors (LWR) with Hexagonal or Quadratic Fuel Elements. Description of Models and Methods, FZR 434, August, 2005

- /GUS 17/ I.N. Gusev, V.R. Kazanskiy, I.L. Vitkovsky  
Dynamic stability of the VVER-1200 power unit. Novovoronezh NPP, JSC "Concern Rosenergoatom", Novovoronezh, Russia.
- /HAN 17/ Hannstein, V., Behler, M., Sommer, F.: MOTIVE - A New Modular Burn-up Code. In: American Nuclear Society (ANS): International Conference on Mathematics & Computational Methods Applied to Nuclear Science & Engineering. M&C 2017, Jeju, Korea, 16. - 20. April 2017, 2017.
- /HEL 07/ HELIOS: Documentation. Studsvik Scandpower, 2007.
- /IAE 01/ IAEA Safety Standard No. NS-G-1.2: Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants, Safety Guide, IAEA, Vienna, 2001.
- /IAE 04/ IAEA Safety Standards Series: Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants, Safety Guide No. GS-G-4.1, Vienna, 2004.
- /IAE 05/ IAEA Safety Standard No. NS-G-1.12: Design of the Reactor Core for Nuclear Power Plants, Safety Guide, IAEA, Vienna, 2005.
- /IAE 09/ IAEA Safety Standards: Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide No. SSG-2, Vienna 2009.
- /IAE 13/ IAEA TECDOC No. 1720: Operation and Licensing of Mixed Cores in Water Cooled Reactors, Vienna 2013.
- /IAE 13a/ IAEA: BN-600 MOX core benchmark analysis, Results from phases 4 and 6 of a coordinated research project on updated codes and methods to reduce the calculational uncertainties of LMFR reactivity effects, IAEA-Tecdoc-1700. IAEA-TECDOC, Bd. 1700, 237 S., ISBN 978-92-0-139210-7, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY: Vienna, 2013.
- /IAE 93/ Fuel failure in normal operation of water reactors: experience, mechanisms and management, Proceedings of a Technical Committee Meeting held in Dimitrovgrad, Russian Federation, 26-29 May 1992, IAEA-TECDOC-709, IAEA, June 1993.

- /IAE 95/ Guidelines for Accident Analysis of WWER Nuclear Power Plants. IAEA-EBP-WWER-01, 1995.
- /IER 10/ M.Ieremenko, Y.Ovdienko: Effect of Burnup Dependence of Fuel-Cladding Gap Properties on WWER Core Characteristics. 20<sup>th</sup> Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety. 20-24 September 2010, Espoo, Finland
- /IER 18/ M.Ieremenko, Iu.Ovdienko: Adaptation of the Gas Gap Simplified Model in DYN3D Code to New Types of Fuel. 28<sup>th</sup> Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety. 08-12 October 2018. Olomouc, Czechia
- /ITW 19/ Zemitis A., O. Iliev, K. Steiner: CoPool User's Manual, Code revision 1338. September 25, 2019, Document "*CommonManual\_47.pdf*" Fraunhofer ITWM, Kaiserslautern.
- /ITW 20/ Iliev O., K. Steiner, A. Zemitis: Genauigkeits- und Effizienzsteigerung bei gekoppelten Berechnungen des Containment-Pool-Modells CoPool mit COCOSYS. Abschlussbericht Reaktorsicherheitsforschung -Vorhaben - Nr.: 1501532 Dokument " *1501532-.pdf* ", Fraunhofer ITWM, Kaiserslautern, 20.1.2020.
- /IVA 16/ Ivanov, V., Bousquet, J.: Assessing reactor physics codes capabilities to simulate fast reactors on the example of the BN-600 Benchmark. Kerntechnik, Bd. 81, Nr. 5, S. 512–519, DOI 10.3139/124.110730, 2016.
- /IVA 18/ Ivanov, V., Khrennikov, N., Danicheva, I., Bousquet, J., Velkov, K.: SFR transient calculations with ATHLET-DYN3D on the example of BN-type reactor. In: Proceedings of PHYSOR 2018 - International Conference on the Physics of Reactors. Reactor Physics paving the way towards more efficient systems, Cancun, Mexico, 22. - 26. April 2018.
- /IVE 17/ Ivenin, V.: Generalplan zur Standortverteilung der Kraftwerkskapazitäten bis 2035 in Russland, Stand 14. Juli 2017.



- /JEL 20/ Jelinski M.: Konzeptbeschreibung UK-SMR, Technische Notiz, GRS-V-4717R01520-10/2020, April 2020.
- /JRC 17/ TRANSURANUS HANDBOOK. Document Number Version 1 Modification 1 Year 2017 ('V1M1J17'). January 2017. European Commission. Joint Research Centre. Directorate G - Nuclear Safety & Security. PO Box 2340. D-76125 Karlsruhe
- /KAT 20/ Katkovskiy, S. E.: Development and Verification of input models of a NPP WWER-1200/W-491 reactor for ATHLET simulation code, Phase A.4 Summary report, Technischer Bericht. SEC NRS: Moskau, April 2020.
- /KAV 19/ Kavun, O. Y., Thilagam, L., Obaidurrahman, K.: Computational Benchmark on Coupled Neutronics and Thermal Hydraulics Modelling of VVER-1000 Reactors, by RPWG of VVER Regulator Forum. 2019.
- /KKW 15/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Bekanntmachung der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 3. März 2015, Fassung 30.03.2015
- /KLE 18/ Klein-Heßling W.: Erweiterung der Kenntnisse und Vergleich der Sicherheitsansätze bei innovativen Reaktoren (GEN-4-Konzepten), Technical Note, GRS-V-4717R01520-03/2018, 2018.
- /KLE 20a/ Klein-Heßling W.: Sicherheitskonzept des HPR1000. Technische Notiz, GRS-V-4717R01520-5/2020, Januar 2020
- /KLE 20b/ Klein-Heßling W.: Ausgewählte Aspekte von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren, Technical Note, GRS-V-4717R01520-06/2020, April 2020.
- /KLE 20c/ Klein-Heßling W.: Vertiefte Untersuchung zur Umsetzung des gestaffelten Sicherheitskonzeptes bei neuen Reaktoren, Technische Notiz, Bericht zum Vorhaben 4717R01520, 2020.

- /KLH 18/ Klein-Heßling W., S. Arndt, H. Nowack, C. Spengler, S. Schwarz, D. Eschricht, S. Beck: COCOSYS V2.4v5 User's Manual GRS – P- 3/1, Revision 29, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, July 5, 2018.
- /KLO 18/ Kloos M.: SUSANA, Software for Uncertainty and Sensitivity analyses, Version 4.1, User's Guide and Tutorial. GRS-P-5 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Februar 2018
- /KND 96/ КНД 306.302-96. Руководящий Нормативный Документ: Безопасность АС. Требования к содержанию отчета по анализу безопасности АС с реакторами типа ВВЭР на стадии выдачи разрешения на ввод в эксплуатацию, Издание официальное (KND 306.302-96 Leitlinie: Sicherheit von KKW. Anforderungen an den Inhalt des Sicherheitsberichts für KKW mit Reaktoren vom Typ WWER für die Erteilung der Genehmigung zur IBS)
- /KOE 20/ Köllein, Carsten: Studie zur Außenwandkühlung von WWER-1000 Reaktoren mit dem AC<sup>2</sup>-Modul AIDA, Technische Notiz, GRS-V-4717R01520-13/2020, Mai 2020
- /KON 20/ Köllein C., S. Arndt: Analyse des Totalausfalls der Stromversorgung in KKW vom Typ WWER-1000/W-320 mit AC<sup>2</sup>. Technische Notiz GRS-V-4717R01520-12/2020, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit GRS gGmbH, Berlin, Mai 2020.
- /KOS 14/ Kostov, M., Henkel, F., Andonov, A.: Safety assessment of {A92} reactor building for large commercial aircraft crash. Nuclear Engineering and Design, 269:262– 267, 2014.
- /KOZ 15/ Kozmenkov Y., Kliem S., Rohde U.: "Validation and verification of the coupled neutron kinetic/thermalhydraulic system code DYN3D/ATHLET", Annals of Nuclear Energy 84 (2015), pp. 153-165

- /KTA 12/ Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 3101.2, Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren, Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme, Fassung 2012-11
- /KUC 20/ Küchler, Lutz  
„Erläuterungen zum radioaktiven Abfalllager PODLESNY in der Exclusion Zone des ehemaligen Kernkraftwerkes Tschernobyl (Stand 21. April 2020)“
- /LEP 10/ Leppänen, J. Serpent Monte Carlo Reactor Physics Code. In proc. 20th AER Symposium on VVER Reactor Physics and reactor safety, Espoo, Finland, Sept. 20-24, 2010
- /LEP 15/ Leppänen, J., Pusa, M., Viitanen, T., Valtavirta, V., Kaltiaisenaho, T.: The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. Annals of Nuclear Energy, Vol. 82, pp. 142–150, DOI 10.1016/j.anucene.2014.08.024, 2015.
- /LOE 09/ T. Lötsch, V. Khalimonchuk, A. Kuchin. Proposal of a benchmark for core burnup calculations for a WWER-1000 reactor core. Proceedings of the 19th AER Symposium on WWER Reactor Physics and Reactor Safety, St. St. Constantine and Elena resort, Bulgaria, Sept. 21÷25, 2009, p.53
- /LOE 10/ T. Lötsch, V. Khalimonchuk, A. Kuchin: Corrections and additions to the proposal of a benchmark for core burnup calculations for a WWER-1000 reactor. Proceedings of the 20. AER Symposium on WWER Reactor Physics and Reactor Safety, Hanasaari, Espoo, Finland, Sept. 20÷24, 2010, p.249
- /LOE 20a/ Löher T.: Mikroreaktorkonzepte, Technische Notiz, GRS-V-4717R01520-3/2020, März 2020.
- /LOE 20b/ Löher T.: Cogeneration Anwendungen von SMR, Technical Note, Bericht zum Vorhaben 4717R01520, 2020.

- /LST 17a/ LSTC: LS-DYNA Keyword Users's Manual, Volume I. LIVERMORE SOFTWARE TECHNOLOGY CORPORATION (LSTC), LS-DYNA R10.0. Aufl., Juli 2017.
- /LST 17b/ LSTC: LS-DYNA Keyword Users's Manual, Volume II, Material Models. LIVERMORE SOFTWARE TECHNOLOGY CORPORATION (LSTC), LS-DYNA R10.0. Aufl., Juli 2017.
- /MAL 97/ Malvar, L., Crawford, J. E., Wesevich, J. W., Simons, D.: A plasticity concrete material model for DYNA3D. International Journal of Impact Engineering, 19(9):847–873, 1997.
- /MAN 00/ Manturov G.N., Nikolayev M.N., Tsiboulia A.M.: Code for Constants Preparation CONSYST, Preprint IPPE, 2828 (2000), (auf Russian).
- /MAR 11/ Markovich, N., Kochavi, E., Ben-Dor, G.: An improved calibration of the concrete damage model. Finite Elements in Analysis and Design, 47(11):1280–1290, 2011.
- /MAT 09/ Matejovic P., Barnak M., Bachraty M., Berky R. Assessment of In-vessel Corium Retention for VVER-440/V213. SARNET2 Workshop, Issy-les-Moulineaux, France. October 12 - 14, 2009
- /MIC 17/ Michel-Sendis, F., Gauld, I. C., MARTINEZ, J. S., Alejano, C., Bossant, M., Boulanger, D., Cabellos, O., Chrapciak, V., Conde, J., Fast, I., Gren, M., Govers, K., Gysemans, M., Hannstein, V., et al.: SFCOMPO-2.0, An OECD NEA database of spent nuclear fuel isotopic assays, reactor design specifications, and operating data. Annals of Nuclear Energy, Bd. 110, S. 779–788, DOI 10.1016/j.anucene.2017.07.022, 2017.

- /MNTK 18/ Ausgewählte Vorträge der MNTK-18-Konferenz:  
 Terechov D.V., Danilov A.D.: Совершенствование конфигурации автоматизированной системы управления технологическим процессом ядерного блока.  
 Коробкин В.В., Колоденкова А.Е.: Обеспечение компьютерной безопасности автоматизированных систем на основе „data-remove“ метода..  
 Бабаев Д.И.: Кибербезопасность АСУ ТП АЭС. Комплексы (стенды) и методы анализа защищенности АСУ ТП.  
 Домуховский Н.А.: Повышение кибербезопасности АСУ ТП с использованием системы оперативного анализа и мониторинга состояния информационной безопасности.
- /MUR 00/ Murphy, B. D., Kravchenko, J., Lazarenko, A., Pavlovitchev, A., Sidorenko, V., Chetverikov, A.: Simulation of Low-Enriched Uranium (LEU) Burnup in Russian VVE. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), ORNL/TM-1999/168, 94 S., März 2000.
- /NEA 98/ VVER-specific features regarding core degradation. Status Report NEA/CSNI/R(98)20. NEA, September 1998
- /NEU xx/ NeuroSolutions 6.30 neural network development tool  
<http://www.neurosolutions.com>
- /NP 05/ НП 306.2.106-2005. Вимоги до проведення модифікації ядерних установок та порядку оцінки їх безпеки (Requirements for the modification of nuclear facilities and the procedure for safety assessment)
- /NP 08A/ NP 306.2.141-2008. General provisions for the safety of nuclear power plants
- /NP 08B/ NP 306.2.145-2008: Regeln für die nukleare Sicherheit der Reaktoranlagen von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren  
 (НП 306.2.145-2008 "Правила ядерної безпеки реакторних установок атомних станцій з реакторами з водою під тиском")

- /NP 10/ НП 306.2.162-2010. Вимоги до оцінки безпеки атомних станцій (NP 306.2.162-2010. Requirements for the safety assessment of nuclear power plants)
- /NRC 19/ U.S. Nuclear Regulatory Commission Staff: Safety Evaluation for Topical Report 2016-RPC003-TR-001 RadICS Safety System Digital Platform. US NRC, August 2019
- /NUT 20/ Steinhoff T, V. Jacht  
NuT 1.0 - Numerical Toolkit User's Manual  
GRS gGmbH,  
April 2020
- /ORNL 09/ Oak Ridge National Laboratory (ORNL) (Hrsg.): SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation. ORNL/TM-2005/39, Version 6, Vols. I-III, January 2009.
- /ORNL 11/ Oak Ridge National Laboratory (ORNL): SCALE -A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design. ORNL/TM-2005/39, Version 6.1, Juni 2011. Available from Radiation Safety Information Computational Center at Oak Ridge National Laboratory as CCC-785.
- /PFE 18/ Pfeiffer A., Konzeptbeschreibung IMSR, Technical Note, GRS - V - 4717R01520 – 01/2018, 2018.
- /PIL 17/ Piljugin, Ewgenij: Generische Trends in der Entwicklung und Herstellung der Leittechnik für WWER-Reaktoranlagen, Technische Notiz GRS-V-3611R01504-04/2014, (Fassung April 2017).
- /PIL 20/ Piljugin, Ewgenij: Generische Trends in der Entwicklung und Herstellung der Leittechnik für WWER-Reaktoranlagen, Technische Notiz GRS-V-4717R01520-22/2020, Mai 2020.
- /POV 17/ Povarov V.P.: Besonderheiten der Inbetriebnahme der WWER-1200-Reaktoranlage. Präsentation, NVAES, 2017.

- /PRJ 15/ Preuß, J., Voggenberger, T.: Entwicklung und Validierung von Werkzeugen für Störfallanalysen in WWER-Reaktoren, Wissenschaftlich-Technische Zusammenarbeit mit Russland und MOE-Ländern, GRS-A-3841. GRS gGmbH, Juli 2015.
- /PRJ 17/ Preuß, J.: Modellierung eines Reaktors des Typs WWER-1200/W-491 und seiner Leittechniksysteme mit dem Programm ATHLET, Technische Notiz. GRS gGmbH, Mai 2017.
- /PRJ 18a/ Preuß, J.: GCSM plugin generation description, ATHLET Mod 3.1 Cycle A, Benutzerhandbuch. Garching, Februar 2018.
- /PRJ 18b/ Preuß, J.: Vergleich von Methoden zur Kopplung von Balance-of-Plant-Modellen für ATHLET-Datensätze zu Anlagen des Typs WWER-1000/W320, Technische Notiz. GRS gGmbH, August 2018.
- /PSA 18/ VVER Regulators' Forum, PSA Working Group: Final Report of the 4th Mandate. February 2018, Budapest, Hungarian Atomic Energy Authority (HAEA).
- /PSAR 13/ State Atomic Energy Corporation ROSATOM (ROSATOM), Open Joint-Stock Company Nizhny Novgorod engineering company "ATOMENERGOPROEKT" (OJSC "NIAEP"): Belarusian NPP, Unit 1, Preliminary safety analysis report. Bd. 15, 2013.
- /RAS 20/ RASU Presse-Dienst: Mitteilung. Rosatom, Moskau, 10 April 2020.
- /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 17/ Rearden, B. T., Jessee, M. A. (Hrsg.): SCALE Code System. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.2, 2747 S.: Oak Ridge, Tennessee, Februar 2017. Available from Radiation Safety Information Computational Center as CCC-834.

- /REA 18/ Rearden, B. T., Jessee, M. A.: SCALE Code System Version 6.2.3. Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, ORNL/TM-2005/39, 2764 p., 2018.
- /REG 65/ Наказ Державного комітету ядерного регулювання України, № 65: Підходи до регулювання ядерної та радіаційної безпеки в рамках проектів впровадження в Україні нових модифікацій ядерного палива, узгоджені наказом Держатомрегулювання № 65 від 16.05.2002 (SNRIU, Regulation No. 65: Approaches to the regulation of nuclear and radiation safety in the framework of projects for the implementation of new nuclear fuel modifications in Ukraine, 16.05.2002)
- /RHW 14/ Issue F: Design Extension of Existing Reactors. WENRA RHWG Guidance Document. 29 September 2014
- /RIE 04/ Riedel, W.: Beton unter dynamischen Lasten – Meso- und makromechanische Modelle und ihre Parameter. Ernst-Mach-Institut Freiburg, ISBN ISBN 3- 8167-6340-5, 2004.
- /RIW 17/ Richter W. et al.: Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit und Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland (insbesondere in Osteuropa und bei INSC-Partnern) - Reaktorbaulinien und Wissensnetze (LV-2). Abschlussbericht zum BMUB-Vorhaben 3614R01520, GRS – 465, ISBN 978-3-946607-48-9, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit GRS gGmbH, 2017.
- /RIW 20/ Richter, W., Ivenin, V.: Information zu den Ereignissen in KKW mit WWER-, RBMK- und BN-Reaktoren, die in den Jahren 2018 und 2019 in der GRS ausgewertet wurden. Technische Notiz, GRS-V-4717R01520-1/2020, März 2020.
- /RSK 96/ RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 14.04.1992 (Fassung 15.11.1996)
- /SAN 16/ Sangiorgi M. et al. In-Vessel Melt Retention (IVMR) Analysis of a VVER-1000 NPP; EUR 27951 EN; doi 10.2790/62596, 2016



- /SAU 18/ State Agency of Ukraine on Exclusion Zone Management: “Chornobyl Exclusion Zone and Radioactive Waste Management in Ukraine” Präsentation 2018
- /SCA 18/ SCALE Code System. ORNL/TM-2005/39 Version 6.2.3. Editors: B.T. Rearden, M.A. Jessee. Oak Ridge, Tennessee: ORNL, March 2018
- /SCH 00/ Schulz G., The 3D Steady State Core Calculation Code TRAPEZ, Jahrestagung Kerntechnik Bonn Mai 2000, S.43
- /SCH 20a/ Schmidt H.: Konzeptbeschreibung HTR Modul / HTR-PM, Technical Note, Bericht zum Vorhaben 4717R01520, 2020.
- /SCH 20b/ Schmidt H., Konzeptbeschreibung NuScale, Technical Note, GRS-V-4717R01520 - 2/2020, 2020.
- /SCH 99/ Schulz G.: Code Manual TRAPEZ; K.A.B. GmbH, Berlin, June 1999
- /SEC 18/ HTЦ ЯРБ: Исходные данные для разработки модели энергоблока №1 Белорусской АЭС с реактором ВВЭР-1200. Москва, 2018  
SEC NRS: Eingabedaten für die Erstellung eines Modells des 1. Blocks des KKW Belarus mit einem Reaktor WWER-1200. Moskau, 2018.
- /SST 18/ SSTC NRS, GRS: Factors that determining Shelter Safety within New Safe Confinement. Präsentation auf der internationalen wissenschaftlich-praktischen Konferenz SOF-2018 „Transformation of the Shelter Object into an Ecological safe system: Experience, Challenges and solutions“, Präsentation auf der auf der SOF 2018, November 2018
- /SST 19a/ SSTC NRS, GRS: Development of methodological recommendations for monitoring of the fuel-containing materials state during New Safe Confinement operation, Technical Report, September 2019
- /SST 19b/ SSTC NRS, GRS: Approaches to the establishment of the safety conditions of the fuel-containing materials during New Safe Confinement operation. „Nuclear and Radiation Safety“ Nr. 4(84) (2019) (Ukraine), December 2019

- /SST 97/ SSTC NRS: Umfang und Vorgehensweise bei der Koordinierung der neutronenphysikalischen Berechnungen und anderer Nachweisunterlagen zur Erlangung einer Genehmigung für eine Brennstoffkernbeladung für WWER-1000 Reaktoren, SNRIU, 1997 (ГНТЦ ЯРБ: Объем и порядок согласования эксплуатационных нейтронно-физических расчетов и других обосновывающих материалов для получения разрешения на эксплуатацию топливных загрузок ВВЭР-1000, ГИЯРУ, 1997)
- /STN 18/ Stransky, S.: ENSREG Peer Review Mission zum Nationalen Stress-Test-Bericht für das KKW Ostrovets in Belarus, Technische Notiz, GRS-V-4717R01520-5/2018, Juli 2018.
- /STN 18A/ S. Stransky (GRS): German Experience on web-based National Nuclear Knowledge Management Portals. ([Link](#))
- /STN 19/ Stransky, S.: ENSREG - Mission zum Nationalen Aktionsplan für das KKW Armenien, Technische Notiz GRS-V-4717R01520-4/2019, Januar 2020.
- /TER 08/ Tereshonok, V. A., Stepanov, V. S., Ivchenkov, V. V., Pitilimov, V. A., Nikonov, S. P.: Description of a Transient Caused by the Switching-off of One of the Four Operating MCP at Nominal Reactor Power at NPP Kalinin Unit 3. 2008.
- /TUS 09/ Tusheva P., F. Schäfer, E. Altstadt, S. Kliem, N. Reinke  
Study on severe Accidents and countermeasures for VVER-1000 reactors using the integral code ASTEC  
Kerntechnik - 77 (2012) 4  
<https://doi.org/10.3139/124.110253>

- /TUV 20/ Schlussbericht zum Unterauftrag 869100/12 - UA-3424 im Vorhaben 4717R01520 AP 12: Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit und Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland (insbesondere in Osteuropa) – Reaktorkonzepte, Baulinien und Wissensplattformen. „Sicherheitstechnische Analysen für gemischte Reaktorkerne sowie zur Rekritikalität bei einenschweren Kernschmelzungen für WWER-1000-Reaktoren (AP 12)“, für den Zeitraum Oktober 2017 - März 2020.
- /VNI 17/ System overview TPTS-NT. VNIIA, Moscow. 2017.
- /WAL 12/ Alan E. Waltar, Donald R. Todd, and Pavel V. Tsvetkov: Fast Spectrum Reactors. Springer Science+Business Media LLC, Boston, MA, USA, 2012.
- /ZAP 12/ Analytical Justification of Severe Accident Management Strategies Development of SAMG for the Reactor Core and SFP in Shutdown States for Zaporizhzhya Unit 1 (in Russian)  
ER12-2011.200.OD.1  
Zaporizhzhya NPP, 2012

## Abbildungsverzeichnis

Abb. 3.1	Architektur der ESFAS-Leittechnik im KKW Rostow /CHE 19/ .....	34
Abb. 3.2	Generische Architektur der Betriebsleittechnik der WWER-1200 /VNI 17/ .....	36
Abb. 3.3	Architektur der Sicherheitsleittechnik im KKW Novovoronesh-2 /CHE 19/.....	36
Abb. 3.4	Architektur der Sicherheitsleittechnik im KKW Leningrad-2 /CHE 19/ .....	38
Abb. 3.5	Systemschaltpläne der Blöcke 5-6 des KKW Kosloduj.....	41
Abb. 3.6	Übersichtstabelle zur Leistungserhöhung der WWER-440 Anlagen.....	43
Abb. 3.7	Standortinformationen in Form der Pressemitteilungen für WWER- 1000 Anlagen .....	44
Abb. 3.8	Neue Liste der GRS-V-Berichte im WWER-440 Handbuch.....	45
Abb. 4.1	Reaktorkonzeptseite für den KLT-40S SMR in der Wissensbasis „NuSi Ausland“ .....	48
Abb. 4.2	Themenseite zu ATF in der Wissensbasis „NuSi Ausland“ .....	50
Abb. 4.3	Einstiegsseite des Standortdossiers .....	51
Abb. 4.4	Länderspezifische Auslegungen von AES-2006 Anlagen.....	97
Abb. 4.5	Roadmap zur Realisierung kerntechnischer Technologien in Russland (Quelle: Kurtschatow-Institut, 2018) .....	99
Abb. 4.6	Mögliche Entwicklung der Kernenergie in Russland bis 2130 nach Reaktortypen .....	100
Abb. 5.1	BN-800 Kernauslegung.....	116
Abb. 5.2	Generelles thermohydraulisches Schema des BN-800 Pools und eines sekundären Kühlkreislaufs .....	117
Abb. 5.3	ATHLET Open-Core Modell des BN-800 Kerns .....	118
Abb. 5.4	Gesamte Reaktorleistung des BN-800-Open-Core-Modells während der Steuerstabauswurf-Transiente.....	120
Abb. 5.5	ATHLET Modell des BN-800 Reaktor. ....	121
Abb. 5.6	Doppler-Koeffizient .....	122
Abb. 5.7	Kühlmitteltemperatur-Koeffizient .....	122

Abb. 5.8	Steuerstab-Reaktivitätskurve .....	123
Abb. 5.9	Position im Kern der ausgefahrenen Steuerstab und der ausgeworfenen Steuerstab. ....	124
Abb. 5.10	Kernleistung bei der Stabauswurftransiente.....	126
Abb. 5.11	Reaktivität bei der Stabauswurftransiente.....	126
Abb. 5.12	Brennstofftemperaturverteilung (in °C) in der Mittelebene des Kerns bei der maximalen Leistung nach 154 s bei der Stabauswurftransiente. ....	127
Abb. 5.13	Relative Abweichung in % der Brennstofftemperaturen zwischen den beiden Modellen. ....	127
Abb. 5.14	Leistung bei der Steuerstabausfahrtransiente.....	128
Abb. 5.15	Kernaustrittstemperatur bei der Steuerstabausfahrtransiente .....	129
Abb. 5.16	Brennstofftemperaturverteilung (in °C) bei der Mittelebene des Kerns bei der maximalen Leistung bei 182,3 s für das PK-Modell und 184,7 s für das 3D-Modell bei der Steuerstabausfahrtransiente.....	129
Abb. 5.17	Relative Abweichung in % der Brennstofftemperaturverteilung zwischen den beiden Modellen bei der Steuerstabausfahrtransient.....	130
Abb. 5.18	Totale Kernleistung bei dem Transient Hochziehen eines Brennelements im Betrieb.....	131
Abb. 5.19	Kühlmittelaustrittstemperatur bei der Transiente Auswerfen eines Brennelements im Betrieb.....	132
Abb. 5.20	Kernleistung bei der Transiente Durchsatzverlust in Brennelementen ...	134
Abb. 5.21	Reaktivität bei der Transiente Durchsatzverlust in Brennelementen .....	134
Abb. 5.22	Maximale Hüllrohrtemperatur bei der Transiente Durchsatzverlust in Brennelementen. ....	135
Abb. 5.23	Kernaustrittstemperatur in den sieben zentralen Brennelementen bei der Transiente Durchsatzverlust in Brennelementen.....	135
Abb. 5.24	BN600-Benchmark Kernbeladung. ....	137
Abb. 5.25	Multiplikationsfaktor für die Berechnung des Brennstoff-Abbrands für den BN600-MOX-Kern von den Beteiligten des Benchmarkts und GRS.....	142
Abb. 5.26	Rostov-2 Kernbeladung (links) und radiale normierte Leistungsdichte in der vierten axialer Schicht von unten (rechts) .....	145

Abb. 5.27	Symmetrische Abweichung der BE-Leistung (links) und der Temperatur (rechts), % .....	146
Abb. 5.28	Symmetrische Abweichung der Leistung in %, in jeder axialen Schicht (die untere Schicht ist 0, die obere 15) .....	147
Abb. 5.29	Normierte Leistung in den axialen Schichten als Funktion der Zeit .....	148
Abb. 5.30	Symmetrische Abweichung der Leistungsdichte in axialen Schichten als Funktion der Zeit .....	149
Abb. 5.31	Struktur des KNN.....	150
Abb. 5.32	Relative Fehler in den makroskopischen Querschnitten der Gruppe 1(oben) und Gruppe 2. ....	154
Abb. 5.33	Relative Fehler in Diskontinuitätsfaktoren in Gruppe 1 (oben) und Gruppe 2 .....	155
Abb. 5.34	Relative Fehler in den Elementen der Streuungsmatrix .....	156
Abb. 5.35	Relative Fehler der mikroskopischen Querschnitte von Xe und Sm in Gruppe 1 (oben) und Gruppe 2 (unten).....	156
Abb. 6.1	ATHLET-Modell des PHRS-SG (Quelle: /KAT 20/) .....	164
Abb. 6.2	Stationärer Zustand des Drucks am Kernaustritt (Quelle: /KAT 20/).....	165
Abb. 6.3	Stationärer Zustand der Dampferzeugerfüllstände (Quelle: /KAT 20/)....	165
Abb. 6.4	Maximale Brennstofftemperatur während des Leckstörfalls; (Quelle: /KAT 20/) .....	167
Abb. 6.5	Maximale Brennstofftemperatur während des Notstromfalls (Quelle: /KAT 20/) .....	167
Abb. 6.6	ATHLET-Modell der GRS des Dampferzeugers, Sekundärseite .....	168
Abb. 6.7	ATHLET-Modell des Dampferzeugers, Sekundärseite; erstellt von SEC NRS; (Quelle: /KAT 20/) .....	169
Abb. 6.8	Ventilstellung der BRU-K; alt: BOP-Routine, neu: Plugin .....	172
Abb. 6.9	Dampfdruck in den Dampferzeugern; die horizontale Linie zeigt den Zieldruck; alt: BOP-Routine, neu: Plugin.....	172
Abb. 6.10	Verwaltung einer BOP-Routinen-Bibliothek; es müssen mehrere KEY-Verwalter individuell erstellt werden.....	174
Abb. 6.11	Verwaltung eines GCSM-Plugins; keyCases kommt in jedem Plugin einmal vor und muss nicht individuell angepasst werden.....	174

Abb. 6.12	Signalschaltbild eines Positionsreglers mit Signalrückkopplung (Quelle: /SEC 18/)	177
Abb. 7.1	Nodalisierungsschema des Reaktors	185
Abb. 7.2	Nodalisierungsschema der vierten Hauptumwälzschleife	185
Abb. 7.3	Darstellung der ursprünglich modellierten SAFT-Strömungspfade. Die Pfade durch den Dampferzeuger und den kalten Strang wurden letztendlich entfernt	189
Abb. 7.4	Darstellung der ECORE-Ringstruktur, Kontrollstäbe (grün), Brennstoff-kassetten (gelb)	190
Abb. 7.5	Darstellung der Kernkonfiguration mit zugehörigem Abbrand	192
Abb. 7.6	COCOSYS Nodalisierung für ein WWER-1000/W-320 Containment, Druckhalterraum R11 und Reaktorgrube (R5) mit rotem und grünem Blitzsymbol markiert (Freisetzungsorte in der aktuellen Pilotanalyse)	194
Abb. 7.7	Anfangswerte Ring Nummer 1	198
Abb. 7.8	Darstellung von Inventarmassen, Fluidtemperatur und -druck im Primärkreislauf	203
Abb. 7.9	Zeitlicher Verlauf (0 – 10 000 Sekunden) von Leistung, Druck, Temperatur und Inventarmassen im Primärkreislauf	204
Abb. 7.10	Zeitlicher Verlauf (9000 - 28000 Sekunden) von Leistung, Druck und Temperatur im Primärkreislauf	205
Abb. 7.11	Zeitlicher Verlauf (25 000 – 35 000 Sekunden) von Druck, Temperatur und Inventarmassen	206
Abb. 7.12	Wasserinventar im Primärkreislauf und Inventaraustrag in das Containment	207
Abb. 7.13	Kühlmittelinventar im Primärkreislauf 58 900 Sekunden nach TSA	208
Abb. 7.14	Zeitlicher Verlauf der Leistungsparameter (TOTNPOW, SQPOW, SQOXID, SQLOSS, SQFLUID) im Primärkreislauf	209
Abb. 7.15	Massenstrom (links) und ausgetragenes Kühlmittel (rechts) durch BRUA-1, 2, 3 und 4	209
Abb. 7.16	Abgelagerte Elemente im Primärkreislauf	210
Abb. 7.17	Parameter der Schmelzverlagerung	211
Abb. 7.18	Darstellung der Nodalisierung des unteren Plenums und des durchgeschmolzenen Nodes Nr. 8	212

Abb. 7.19	Darstellung der Innwandtemperatur TWI über Nodes und Zeit.....	212
Abb. 7.20	Darstellung der Außenwandtemperatur TWO über Nodes und Zeit .....	213
Abb. 7.21	Zeitlicher Verlauf des GCSM-Signals QMELT.....	215
Abb. 7.22	Alternierendes Verhalten von QMELT. Zusätzlich ist die Größe QLIT als thermischer Fluss von der oxidischen in die metallische Schicht dargestellt. ....	215
Abb. 7.23	COCOSYS, Wasser-/Dampffreisetzung durch Druckhaltersicherheitsventile und RDB-Öffnung in das Containment.....	217
Abb. 7.24	COCOSYS, integrale Wasserstofffreisetzung in das Containment.....	217
Abb. 7.25	COCOSYS, Wärmeströme von der RDB-Oberfläche in die Atmosphäre der Reaktorgrube.....	219
Abb. 7.26	COCOSYS, Ba-139 Freisetzung in das Containment .....	220
Abb. 7.27	ATHLET-CD, totale Ba-Element Freisetzung von SAFT in das Containment .....	221
Abb. 7.28	AC <sup>2</sup> , integrale Ba-Freisetzung in das Containment .....	221
Abb. 7.29	AC <sup>2</sup> , in Reaktorkern, Kreislauf, unterem Plenum und Containment freigesetzte Restwärmeleistung .....	222
Abb. 7.30	ATHLET-CD, in Reaktorkern freigesetzte Restwärmeleistung .....	223
Abb. 7.31	COCOSYS, Druckverlauf im Containment .....	225
Abb. 7.32	COCOSYS, Verlauf der Atmosphärentemperatur in der Reaktorgrube R5.....	225
Abb. 7.33	COCOSYS, Wasserstoffkonzentrationen in ausgewählten Containment-Zonen .....	226
Abb. 7.34	COCOSYS, AICC-Druck für das gesamte Containment sowie zone_max im Vergleich zum realen Containment-Druck.....	227
Abb. 7.35	AC <sup>2</sup> , mit der Schmelze in das Containment ausgetragene Nachzerfallsleistung.....	228
Abb. 7.36	COCOSYS, integrale Masse des zerstörten Betons der Reaktorgrube und entsprechende Erhöhung der Masse der Kernschmelze.....	229
Abb. 7.37	COCOSYS, Zerstörungstiefe des Betons der Reaktorgrube in axialer und radialer Richtung.....	229



Abb. 7.38	COCOSYS, Wassermasse in der Reaktorgrube Zone R5.....	231
Abb. 7.39	COCOSYS, Temperaturverlauf der Kernschmelze in der Reaktorgrube inklusive ihrer Oberflächentemperatur .....	231
Abb. 7.40	COCOSYS, benötigte Rechenzeit (CPU-Zeit).....	232
Abb. 7.41	ATHLET, Variantenrechnung mit erhöhter Nachzerfallsleistung, Druck im unteren Plenum .....	234
Abb. 7.42	AC <sup>2</sup> 2019.1 RC1, Vergleich der Ergebnisse auf zwei PCs, Druck im unteren Plenum .....	235
Abb. 7.43	AC <sup>2</sup> 2019.1 RC1, Vergleich der Ergebnisse auf zwei PCs, Dampftemperatur in PV-PIPE1, Node 32 .....	236
Abb. 7.44	AC <sup>2</sup> 2019.1 RC1, Vergleich der Ergebnisse auf zwei PCs, integrale Wasserstofffreisetzung aus dem Kühlkreislauf in das Containment .....	236
Abb. 7.45	Ausgangssituation für Szenario A und B: Kernschmelze-Verlagerung in das untere Plenum (Zeitpunkt 15090 s nach Station Blackout) .....	241
Abb. 9.1	Finite-Elemente-Netz der Containment-Struktur .....	259
Abb. 9.2	Einfluss der Modellierungseinheit auf zentrale Verschiebungen des Aufprallbereiches bei der Aufprallgeschwindigkeit $v_1$ .....	261
Abb. 9.3	Einfluss der Modellierungseinheit auf zentrale Verschiebungen des Aufprallbereiches bei der Aufprallgeschwindigkeit $v_4$ .....	262
Abb. 9.4	Plastische Dehnungen der inneren Biegebewehrung sowie durchtrennte Bereiche bei den Aufprallgeschwindigkeiten $v_2$ und $v_4$ (nach jeweils 1000 ms). .....	263
Abb. 9.5	Betonschädigung im Aufprallbereich bei der Aufprallgeschwindigkeit $v_2$ (nach 1000 ms), Beton-Materialmodell: RHT bzw. K&C (automatische Parametergeneration).....	264
Abb. 9.6	Betonschädigung im Aufprallbereich bei der Aufprallgeschwindigkeit $v_2$ (nach 1000 ms), Beton-Materialmodell: K&C, BGU, OMEGA=0,5 (Standardwert) bzw. K&C, BGU, OMEGA=0,0.....	264
Abb. 9.7	Betonschädigung im Aufprallbereich bei der Aufprallgeschwindigkeit $v_2$ (nach 1000 ms), Beton-Materialmodell: K&C, BGU, $\omega = 0,25$ und $\omega = 0,75$ .....	265
Abb. 9.8	Verschiebung im zentralen Aufprallpunkt bei der Aufprallgeschwindigkeit $v_2$ unter Einsatz verschiedener Beton-Materialmodelle. ....	266

Abb. 9.9	Verschiebung im zentralen Aufprallpunkt bei verschiedenen Aufprallgeschwindigkeiten und Diskretisierung jedes Bewehrungsstabes (pitch 20 cm) bzw. Zusammenfassen von zwei Bewehrungsstäben zu einem Stab im Modell (pitch 40 cm). .....	267
Abb. 9.10	Verschiebung im zentralen Aufprallpunkt für die beiden eingesetzten Beton-Materialmodelle und Diskretisierung jedes Bewehrungsstabes (pitch 20 cm) bzw. Zusammenfassen von zwei Bewehrungsstäben zu einem Stab im Modell (pitch 40 cm) bei der Aufprallgeschwindigkeit $v_2$ . .....	268
Abb. 9.11	Untersuchte Bügelvarianten.....	269
Abb. 9.12	Vergleich der Betonschädigung bei Variation der Bügelbewehrung für die Aufprallgeschwindigkeiten $v_2$ und $v_4$ (jeweils nach 1000 ms). .....	270
Abb. 9.13	Verschiebung im zentralen Aufprallpunkt bei der Aufprallgeschwindigkeit $v_2$ . .....	271
Abb. 9.14	Verschiebung im zentralen Aufprallpunkt bei der Aufprallgeschwindigkeit $v_4$ . .....	271
Abb. 9.15	Verschiedene Ansichten des um Auf- und Anbauten erweiterten Rechenmodelles .....	273
Abb. 9.16	Verschiebung im zentralen Aufprallpunkt bei der Aufprallgeschwindigkeit $v_4$ bei Berücksichtigung von Aufbauten des äußeren Reaktorgebäudes .....	273
Abb. 9.17	Einfluss der Modellerweiterungen auf die Betonschädigung der Außen- und der Innenseite (erweitertes Modell oben) nach 450 ms bei der Aufprallgeschwindigkeit $v_4$ .....	274
Abb. 9.18	Einfluss der Modellerweiterungen auf die plastischen Verformungen der innenliegenden Biegebewehrung (erweitertes Modell oben) nach 450 ms bei der Aufprallgeschwindigkeit $v_4$ .....	275
Abb. 10.1	Graphische Darstellung des SCALE-Modells für das simulierte WWER-1000 Brennelement.....	281
Abb. 10.2	SCALE/NEWT Modell des WWER-100 Brennelements, Ausschnitt zur Illustration der Stabgeometrien .....	281
Abb. 10.3	Relative Abweichung zwischen berechneten und gemessenen Werten für <i>Sample 15</i> der Balakovo-2 Proben.....	283
Abb. 10.4	Relative Abweichung zwischen berechneten und gemessenen Werten für <i>Sample 6</i> der Balakovo-2 Proben.....	283

Abb. 10.5	System zur radiologischen Überwachung nuklearer Anlagen für Rostechnadzor (Quelle: Präsentation von SEC NRS, 2018) .....	286
Abb. 10.6	Klassifizierung von radioaktiven Abfällen für die Endlagerung in der Russischen Föderation (Quelle: Präsentation von SEC NRS, 2018).....	288
Abb. 10.7	Überblick über das stilllegungsrelevante Regelwerk in der Russischen Föderation (Quelle: Präsentation von SEC NRS, 2018).....	289
Abb. 10.8	Regelwerk zur Endlagerung in der Russischen Föderation.....	290
Abb. 11.1	COCOSYS Nodalisierung des SLS im KKW Smolensk-3, oben: Zonen des Raumsystems, unten: darunter liegendes DAS mit seinen 12 Wassersektionen .....	308
Abb. 11.2	Schematische Darstellung des DAS im KKW Smolensk-3, Vorderansicht (in grün- COCOSYS Zonennamen).....	309
Abb. 11.3	Schematische Darstellung des DAS im KKW Smolensk-3, Draufsicht ...	309
Abb. 11.4	Schematische Darstellung des DAS im KKW Smolensk-3, Draufsicht (in Rechtecken – Namen der Wände).....	310
Abb. 11.5	KKW Smolensk-3, COCOSYS, Verlauf der Wassertemperatur im linken Teil des DAS, Sektionen 1 und 4, Vergleich der alten und neuen Geometrie der Wasserverbindungen.....	310
Abb. 11.6	KKW Smolensk-3, COCOSYS, Verlauf der Wassertemperatur im linken Teil des DAS, Sektionen 1 und 4, Nutzung verschiedener Vorfaktoren.....	311
Abb. 11.7	KKW Smolensk-3, CoPool Eingabe, Aufbau der Datei "Geometry.xml" mit dem Fluid-Gitter.....	312
Abb. 11.8	KKW Smolensk-3, CoPool Datensatz, Darstellung der Wände (Compounds) Bodenplatte und zweier Innenwände mit Interfaces.....	313
Abb. 11.9	KKW Smolensk-3, CoPool Datensatz, Darstellung der Zuordnung der CoPool Zonen zu den 12 COCOSYS DAS Zonen .....	313
Abb. 11.10	KKW Smolensk-3, CoPool Datensatz, Definition der Interface-Randbedingungen .....	314
Abb. 11.11	KKW Smolensk-3, COCOSYS-Ausgabe mit Überblick der gekoppelten Verbindungen zum Wasserbereich des DAS .....	315
Abb. 11.12	KKW Smolensk-3, COCOSYS-CoPool, Druckverlauf im SLS .....	316
Abb. 11.13	KKW Smolensk-3, COCOSYS-CoPool, Mittlere Wasser- und Oberflächentemperatur in Zone PSPL2 .....	317

Abb. 11.14	KKW Smolensk-3, COCOSYS-CoPool, Wasserhöhenstand im Druckabbausystem .....	318
Abb. 11.15	KKW Smolensk-3, COCOSYS-CoPool, Wasserrückströmung (links) und spätere Drainage (rechts) über die Kondensationsrohre im rechten DAS-Teil .....	318
Abb. 11.16	KKW Smolensk-3, COCOSYS - COCOSYS-CoPool, Vergleich der Wassertemperaturen .....	319
Abb. 11.17	KKW Smolensk-3, CoPool, Temperaturverteilung des Wassers im DAS nach 10, 30, 70 und 1 500 s .....	321
Abb. 11.18	SNPP-3, COCOSYS Variantenrechnung, Vergleich der Druckverläufe im Bruchraum Zone 403-215B .....	326
Abb. 11.19	SNPP-3, COCOSYS Variantenrechnung, Vergleich der Atmosphärentemperatur im Bruchraum Zone 403-215B.....	326
Abb. 11.20	SNPP-3, COCOSYS Variantenrechnung, Vergleich der Luftfeuchte im Bruchraum Zone 403-215BB.....	327
Abb. 11.21	Smolensk-3, Spurengas Rn-222, Einspeiseraten $10^{-5}$ bis $10^{-15}$ kg/s, Massenbilanzfehler.....	329
Abb. 11.22	Smolensk-3, Spurengas Rn-222, Massenbilanzfehler in Variante mit Einspeiserate $10^{-12}$ kg/s nach 8 000 s.....	330
Abb. 11.23	COCOSYS 3.1, Smolensk-3, Testrechnung mit CLIMAS = $10^{-16}$ kg, Einspeisung von $10^{-14}$ kg/s ab 10 s, Rn-222 - Masse in der Einspeisezone .....	331
Abb. 11.24	COCOSYS 3.1, Smolensk-3, Testrechnung mit CLIMAS = $10^{-5}$ und $10^{-16}$ kg für die RN-222 Masse, real time factor RTF.....	332
Abb. 11.25	COCOSYS 3.1, exemplarische Eingabedaten für TRACER_GAS .....	333
Abb. 11.26	COCOSYS 3.1, Ausgabe der Zonen-Komponentenmassen sowie der Aktivitätskonzentration für TRACER_GAS.....	334
Abb. 11.27	Störfalllokalisierungssystem des KKW Smolensk-3 .....	336
Abb. 11.28	COCOSYS-Nodalisierung für SNPP-3, rechte LTC-Seite (Frontansicht), Leckort ist rot markiert (Zone 403-215B liegt hinter der markierten Zone 403-Y15B).....	337
Abb. 11.29	Atmosphärentemperatur in drei ausgewählten Zonen der rechten LTC-Seite für die transiente Phase bis 200 000 s .....	338

Abb. 11.30	Aktivitätskonzentration in drei ausgewählten Zonen der rechten LTC-Seite für die transiente Phase bis 200 000 s .....	339
Abb. 11.31	Vergleich des zeitlichen Verlaufs des berechneten (95%, 95%)-Toleranzintervalls mit der Mittelwertkurve und der Referenzkurve für die Raumaktivitätskonzentration in der Zone 403-218C .....	344
Abb. 11.32	Empirische kumulative Verteilungsfunktion und Häufigkeitsdichte der 100 alternativen maximalen Aktivitätskonzentrationen .....	345
Abb. 11.33	Korrelationskoeffizienten (nach Pearson) als Sensitivitätsmaße für die maximale Atmosphärentemperatur in der Zone 403-218C .....	346
Abb. 11.34	Korrelationskoeffizienten (nach Pearson) als Sensitivitätsmaße für die maximale Aktivitätskonzentration in der Zone 403-218C .....	347
Abb. 11.35	Axiale Verteilung der Kernleistung – Vergleich zwischen dem Xenon-Gleichgewichts- und dem Xenon-freien Zustand .....	351
Abb. 11.36	Mapping-Schema .....	353
Abb. 11.37	Wasser Temperatur am Kerneintritt .....	355
Abb. 11.38	Gesamtleistung des Reaktors .....	355
Abb. 11.39	Gesamtleistung des Reaktors – Zoom auf den ersten 50s der Transiente .....	355
Abb. 11.40	Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppe 1 .....	356
Abb. 11.41	Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppe 2 .....	356
Abb. 11.42	Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppe 5 .....	356
Abb. 11.43	Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppe 6 .....	357
Abb. 11.44	Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppe 7 .....	357
Abb. 11.45	Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppe 9 .....	357
Abb. 11.46	Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppe 10 .....	358
Abb. 11.47	Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppe 11 .....	358
Abb. 11.48	Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppe 12 .....	358
Abb. 11.49	Axiale Stellung der Steuerstab LAC Gruppen 3, 4 und 8 .....	359
Abb. 11.50	Wassertemperatur am Kerneintritt .....	360
Abb. 11.51	Gesamtleistung des Reaktors .....	361

Abb. 11.52	Gesamtleistung des Reaktors – Zoom auf den ersten 50s der Transiente.....	361
Abb. 11.53	Axiale Stellung aller Steuerstab LAC Gruppen in der Xenon Equilibrium Simulation .....	362
Abb. 11.54	Axiale Stellung aller Steuerstab LAC Gruppen in der Xenon frei Simulation.....	362
Abb. 12.1	Multiplikationsfaktor $k_{\infty}$ und Differenzen in Abhängigkeit vom Abbrand des IFBA WWER-1000 BE .....	368
Abb. 12.2	Multiplikationsfaktor $k_{\infty}$ des reparierten BE (1) und Stableistungserhöhung in den Metallstab umgebenden Brennstäben (2).....	370
Abb. 12.3	Leistungsformfaktor des reparierten WWER-1000 BE bei Abbrand=0 MWd/kg. Vergleich Standard BE und BE mit Zirkonium-(1) und Stahlstab (2).....	370
Abb. 12.4	WWER-440 BE mit modifiziertem Kassettenmantel.....	371
Abb. 12.5	HELIOS-Modell des WWER-440 BE mit modifiziertem Kassettenmantel.....	371
Abb. 12.6	Multiplikationsfaktors $k_{\infty}$ für das „mantellose“ WWER-440 BE (1) sowie die Differenz im Vergleich zum Standard WWER-440 BE (2).....	372
Abb. 12.7	WWER-440 BE mit Brennstäben mit reduzierten Brennstabdurchmesser.....	373
Abb. 12.8	Abbrandabhängigkeit des Multiplikationsfaktors $k_{\infty}$ des WWER-440 BE mit reduziertem Stabradius „Slim“ (1) und der Vergleich mit Standard BE (2).....	373
Abb. 12.9	Veränderung der Gasspaltbreite während des Abbrandes von verschiedenen WWER-1000 (1) und WWER-440 (2) BE, die mit dem Programm TRANSURANUS berechnet wurden.....	375
Abb. 12.10	Radiale (1) und Axiale (2) BE-Konfiguration für die Modellierung von BE mit unterschiedlichem hydraulischen Widerstand.....	376
Abb. 12.11	Positionen von BE im X2 Benchmark-Reaktorkern mit erhöhten hydraulischen Widerstandsbeiwert für die 4. Beladung.....	377
Abb. 12.12	Axiale Leistungsdichteverteilung $k_v$ an der Kernposition 48 (1), Änderung der kritischen Borsäurekonzentration im Verlauf des 5. Zyklus (2) sowie der Zyklen 5-8 (3).....	379

Abb. 12.13	Minimales DNBR (1) und Axiale Verteilung des DNBR zum Zeitpunkt 11.45 s (2) im Heißkanal im Verlauf der Unterkühlungstransiente „Unbeabsichtigte Aktivierung einer kalten Primärkreisschleife“ .....	381
Abb. 12.14	Änderung der Reaktivität (1), der Neutronen- und der thermischen Reaktorleistung (2) sowie Axiale Leistungsdichteverteilung (3) während der Unterkühlungstransiente für Kernbeladung 2 .....	382
Abb. 12.15	Brennstofftemperatur (1) und DNB Verhältnis (2) für alle 5 Kernbeladungen für den Heißstab während der Unterkühlungstransiente .....	382
Abb. 12.16	Oberer Teil (1) und unterer Teil (2) des WWER-1000 Reaktormodells (Vereinfachte Darstellung der BE) .....	387
Abb. 12.17	Querschnitt des Rechenmodells des X2 Reaktorkerns mit unbeschädigten BE zu Beginn des Störfalls.....	387
Abb. 12.18	Querschnitt des BE in Modell Nr. 2 (1) und Abschnitt eines TVS-A BE in Modell Nr. 3 (2) .....	387
Abb. 12.19	Berechnungsmodell Nr. 4 (1) und Modell Nr. 5 (2) .....	390
Abb. 12.20	Konfiguration des Modells Nr. 6 .....	390
Abb. 12.21	Modell Nr. 7 – Hohlraumzellen in der UO <sub>2</sub> Schmelze (1) und das UO <sub>2</sub> bedeckt von einer Metallschicht (2).....	391
Abb. 12.22	Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen mit dem Modell Nr. 7 .....	392
Abb. 12.23	WWER-440 RDB (1) und Modell Nr. 1 mit ausgefahrenen (2) und eingefahrenen SE (3).....	395
Abb. 12.24	Horizontaler Querschnitt des WWER-440 Rechenmodells Nr. 1 mit ausgefahrenen Steuerelementen (1) und eingefahrenen Steuerelementen (2) im Bereich des Reaktorkerns.....	396
Abb. 12.25	WWER-440 Rechenmodell Nr. 2 mit aufgeblähten Hüllrohren (1) und defekten Hüllrohren (2) .....	397
Abb. 12.26	Rechenmodell Nr. 3 des WWER-440 BE .....	399
Abb. 12.27	Rechenmodell Nr. 4 (1) und Nr. 5 (2) .....	401
Abb. 12.28	Rechenmodell Nr. 6 (1) und Modell Nr. 7 (2).....	401
Abb. 12.29	Rechenmodell Nr. 7a .....	402
Abb. 12.30	Modell Nr. 8 aus Corium und Porenzellen (1) und das mit einer Metallschicht bedeckte Corium (2).....	404

Abb. 12.31	Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen für das WWER-440 Modell Nr. 8.....	404
Abb. 12.32	Rechenmodell Nr. 8a mit unterschiedlichen Radien der homogenen Brennstoffzone R und der Zone R+ΔR mit Hohlräumen.....	405
Abb. 12.33	Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen mit dem Modell Nr. 8a .....	408
Abb. 12.34	Ergebnisse der Rechnungen für das Modell Nr. 8 (1) und Differenzen der mit SCALE und SERPENT berechneten Multiplikationsfaktoren (2).....	408
Abb. 13.1	Zyklus des Wissensmanagement nach Probst/Raub/Romhardt (2006).....	417
Abb. 13.2	Schichtenmodell eines netzwerkbasieren Wissensportals .....	419
Abb. 13.3	Integriertes Wissensmanagement in Anlehnung an Reinmann-Rothmeier, 2001.....	419
Abb. 13.4	OneCalendar Monatsansicht .....	422
Abb. 13.5	Taxonomie der Standorte .....	423
Abb. 13.6	Taxonomie der Reaktortypen.....	423
Abb. 13.7	Anzeige einer geokodierten GRS-Standortliste in SharePoint.....	426
Abb. 13.8	Auszug aus dem NPGeo Corona Hub 2020 .....	427
Abb. 13.9	Startseite des InfoServers.....	429
Abb. 13.10	CNS-Portal, Seite zur 7. Überprüfungs-konferenz 2017.....	430
Abb. 13.11	CNS-Portal – Visualisierte Landesinformationen.....	431
Abb. 13.12	Teamseite zum SAR Review BelNPP .....	433
Abb. 13.13	Riskaudit Portal – Einstiegsseite des Teilbereichs „Projects“ .....	435
Abb. 13.14	Informationsseite der GRS im ETSON InfoPool.....	436
Abb. 13.15	Überarbeitete Startseite der Wissensbasis .....	437
Abb. 13.16	Startseite des Bereichs zu Landesinformationen .....	438
Abb. 13.17	Ländernavigation (global, lokal) .....	439
Abb. 13.18	Startseite des Bereichs zu Reaktortypen inkl. globaler Navigation.....	440
Abb. 13.19	Informationssammlung mit OneNote.....	441



Abb. 13.20	Startseite der DokulNT .....	444
Abb. 15.1	NSC nach der Positionierung und Verschiebung. Blick aus östlicher Richtung (Quelle: Präsentation des KKW Tschernobyl, Mai 2017).....	465
Abb. 15.2	Innenansicht des NSC mit dem Sarkophag im Hintergrund (Quelle: KKW Tschernobyl Juni 2018).....	466
Abb. 15.3	NSC mit dem Sarkophag und dem Hauptkransystems während des integralen 72-h-Testbetriebs (Quelle: Präsentation des KKW Tschernobyl, Juni 2019).....	467
Abb. 15.4	Besuch des ehemaligen Präsidenten Poroschenko im Verladebereich des Prozessgebäudes ISF-2 im April 2018 (Quelle KKW Tschernobyl, April 2018) .....	472
Abb. 15.5	Während des Arbeitstreffens am 26. Juni 2018 in Kiew (Quelle: SSTC NRS) .....	478
Abb. 15.6	Beim Anlegen einer Brandschneise in der Exclusion Zone (Quelle: State Agency of Ukraine on Exclusion Zone Management) .....	483
Abb. 16.1	Informationsbereich der nationalen Plattformen innerhalb des GNSSN.....	490
Abb. 16.2	Deutsche Wissensplattform NNSKP .....	491
Abb. 16.3	Einstiegsseite von Global Education and Training Resources - GETR...	494
Abb. 16.4	Netzwerk "Operational Experience in Managing impact of Covid19 Virus" .....	496
Abb. 17.1	Schematische Darstellung des WWER-1000-Benchmark-Kerns mit Steuerstab .....	508
Abb. 17.2	SCALE Modell des Brennelementes 3 .....	510
Abb. 17.3	Unendlicher Multiplikationsfaktor $k_{inf}$ als Funktion von Abbrand in BE 3. ....	511
Abb. 17.4	$^{235}\text{U}$ Konzentration als Funktion von Abbrand in BE 3.....	512
Abb. 17.5	$^{135}\text{Xe}$ Konzentration als Funktion von Abbrand in BE 3 .....	513
Abb. 17.6	$^{238}\text{Pu}$ Konzentration als Funktion von Abbrand in BE 3 .....	513
Abb. 17.7	$^{155}\text{Gd}$ Konzentration als Funktion von Abbrand in BE 3.....	513

## Tabellenverzeichnis

Tab. 3.1	Anzahl von relevanten Komponenten in den Reaktoranlagen WWER-1000 und WWER-1200 /POV 17/.....	33
Tab. 4.1	Vergleich der dargestellten SNR-Konzepte.....	66
Tab. 4.2	Überblick über die vorgestellten Mikroreaktor-Konzepte. ....	89
Tab. 5.1	Untergrenze der 8-Energiegruppenstruktur von /WAL12/.....	119
Tab. 5.2	Steuerstabswirksamkeit im BN-800 Kern.....	125
Tab. 5.3	Multiplikationsfaktoren berechnete mit Serpent und DYN3D (mit 8- und 24-Energie-Gruppenstrukturen) .....	139
Tab. 5.4	Untergrenzen der 24-Energiegruppen-Struktur .....	139
Tab. 5.5	Unabhängige Parameter für den Querschnittdatensatz .....	151
Tab. 5.6	Parameter aus den neutronenphysikalischen Datensätzen, verwendet in KNN.....	152
Tab. 5.7	Thermohydraulischen Parameter für Testdatensätze.....	153
Tab. 6.1	Im Datenbericht zu WWER-1200/W-491 beschriebene Regelsysteme ..	176
Tab. 6.2	Unbekannte Angaben zu den Hauptreglern .....	178
Tab. 7.1	Kernaufteilung für das ECOPE-Modul .....	190
Tab. 7.2	Ereignisse im Verlauf des Unfallszenarios .....	199
Tab. 7.3	Vergleich wesentlicher Ergebnisse von vier Codes für ein SBO-Szenario (Hochdruckpfad mit periodischem Öffnen und Schließen eines Druckhaltersicherheitsventils) /ARB 14/.....	233
Tab. 8.1	Vergleich zur Umsetzung des Sicherheitsebenenkonzepts.....	250
Tab. 9.1	Bewehrungsgrad der äußeren Containment-Struktur.....	258
Tab. 11.1	Übersicht zu den GRS-Variantenrechnungen inklusive des Basisfalls "BC" vom NIKIET .....	325
Tab. 11.2	Radiation Parameters for RBMK-1000 Fuel assemblies with different leaking degree /IAE 93/.....	340
Tab. 11.3	Unsichere COCOSYS-Eingabeparameter für ein kleines Leck im Störfalllokalisierungssystem von RBMK-1000.....	341
Tab. 12.1	BE-Anreicherung für die Modellierung einer gemischten Kernbeladung .....	376

Tab. 12.2	Parameter des Reaktorkerns im stationären Zustand zu Beginn der Transiente “ Aktivierung einer inaktiven kalten Primärkreisschleife“ .....	380
Tab. 12.3	Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen für Modell Nr. 1.....	386
Tab. 12.4	Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen für Modell Nr. 2.....	388
Tab. 12.5	Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen für Modell Nr. 3.....	389
Tab. 12.6	Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen für das WWER-440 Modell Nr. 2.....	397
Tab. 12.7	Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen für das WWER-440 Modell Nr. 7a.....	402
Tab. 12.8	Zusammenfassung der Verifikation der Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen für das Modell Nr. 8.....	409
Tab. 17.1	Brennelementtypen im Kern .....	509
Tab. 17.2	Vergleich der Multiplikationsfaktoren von SCALE und SERPENT .....	512

## Abkürzungen

Abkürzung	Bedeutung
(V)HTR	(Very) High Temperature Reactor
3D	dreidimensional
AAEA	Arabic Atomic Energy Agency
AC <sup>2</sup>	GRS-Simulationsprogrammssystem, bestehend aus ATHLET, ATHLET-CD und COCOSYS
ACP100	chinesisches Reaktorkonzept
ACP1000, ACPR1000	chinesische Reaktorkonzepte
AER	Atomic Energy Research, internationale Kooperationsvereinigung auf dem Gebiet der reaktorphysikalischen Berechnung und der nuklearen Sicherheit von Kernreaktoren des Typs WWER
AERB	indische nukleare Aufsichtsbehörde
AES-2006	russische Reaktorbaulinie der Generation 3+
AFP	COCOSYS Programmmodul
AIDA	ATHLET-CD Programmmodul
ANRA	Armenische Aufsichts- und Genehmigungsbehörde
ANS	American Nuclear Society
ANSYS Mechanical	Finite Element Analysis Software
AP	Arbeitspaket
APR1400	koreanisches Reaktorkonzept
AREVA	Französischer Nuklearkonzern
ARM	Automatischer Reaktorleistungsregler in WWER
ARTEMIS	Integrated Review Service for Radioactive Waste and Spent Fuel Management, Decommissioning and Remediation
ASN	French Nuclear Safety Authority
ATF	Accident Tolerant Fuel
ATHLET	Thermohydraulik-Systemrechenprogramm ( <b>A</b> nalyse der <b>T</b> hermohydraulik von <b>L</b> ecks und <b>T</b> ransienten)
ATHLET-CD	Systemrechenprogramms zur Simulation von Unfällen im Primärkreislauf (CD - Core Degradation)

Abkürzung	Bedeutung
ATWS	Anticipated Transient Without SCRAM
AVV	Allgemeine Verwaltungsvorschrift
BAERA	Bangladesch Atomic Energy Regulatory Authority
BASE	Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung
BE	Brennelement
BelNPP	Belarussisches Kernkraftwerk
BfE	Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit (BfE), seit 1.1.20 in BASE umbenannt
BGU	Ben Gurion Universität
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit
BMUB	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (Dezember 2013 - Oktober 2017)
BMWi	Bundesministerium für Wirtschaft und Energie
BN, BN-800, BN-1200	Baulinie russischer natriumgekühlter schneller Reaktoren
BNRA	Bulgarian Nuclear Regulatory Authority
BOC	Beginn des Reaktorzyklus (Begin of Cycle)
BOP	Balance of Plant
BREST-OD300	schneller bleigekühlter Reaktor von NIKIET
BRU-A	Frischdampf-Abblase-Regelventil (WWER-Reaktoren)
BRU-K	Dampfumleitstation (WWER-Reaktoren)
BS	Brennstab
BZOK	Schnellschluss-Absperrarmatur (WWER-Reaktoren)
CANDU	CANDU-Reaktor ( <b>CAN</b> ada <b>D</b> euterium <b>U</b> ranium) - kanadischer Schwerwasserreaktor
CEA	Atomic Energy Commission (französisches Forschungsinstitut)
CEFR	chinesischer natriumgekühlter schneller Reaktor
CerMet	Verbundwerkstoff aus Keramik und Metall
CFD	Computational Fluid Dynamics
CFD-DNS	Computational Fluid Dynamics - Direct Numerical Simulation

Abkürzung	Bedeutung
CFR	Code of Federal Regulations
CFR-600	chinesischer natriumgekühlter schneller Reaktor
CGN	China General Nuclear Power Group
CLIMAS	Mathematisches Lösungsverfahren
CMS	Convective Mixture Solver (russisches Simulatorprogramm)
CNNC	China National Nuclear Corporation
CNRA	siehe OECD/CNRA
CNRP	Country Nuclear Regulatory Profile
CNRS	Center for Nuclear and Radition Safety - belarussische TSO
CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission
COCOSYS	<b>CO</b> ntainment <b>CO</b> de <b>S</b> ystem - GRS-Rechenprogramm zur Simulation des Stör- und Unfallverhaltens im Sicherheitseinschluss von KKW
CoPool	3D-Modell zur Simulation von Wasserpools in COCOSYS
CPU	Central Processing Unit
CRDM	Control Rod Drive Mechanism
CRDS	Control Rod Drive System
CS	Commission State
CS-1	Commissioning Stage No. 1
CSF	Chernobyl Shelter Fonds
CSFSF	Centralized Spent Fuel Storage Facility
CSNI	Committee on the Safety of Nuclear Installations
CVCS	Chemical and Volume Control System
CW	Control Word (ATHLET)
DAS	Druckabbausystem
DBA	Auslegungsstörfall (Design Basis Accident)
DCA	Design Certification Application
DCH	Direct Containment Heating
DE	Dampferzeuger
DEC	Design Extension Condition

<b>Abkürzung</b>	<b>Bedeutung</b>
DH	Druckhalter
DH-SiV	Druckhalter-Sicherheitsventil
DiD	Defense in Depth
DLL	Dynamic Link Library
DNB	Departure from Nucleate Boiling
DNBR	Departure from Nucleate Boiling Ratio
DOE	US-Department of Energy
DokuINT	Dokumentationssystem der GRS
DRASYS	Rechenprogramm für Druckabbausysteme von KKW
DWR	Druckwasserreaktor
DWR	Druckwasserreaktor
DYN3D, DYN3D-MG	3D-Neutronenphysik-Rechenprogramm(e) für stationäre Prozesse und Transienten in LWR
EBR	Experimental Breeder Reactor
EBRD	European Bank for Reconstruction and Development
EBWE	Europäische Bank für Wiederaufbau und Entwicklung
ECCS	Emergency Core Cooling System
ECG	ETSON Communication Group
ECOMM	Joint closed Company Environmental Communication
ECORE	Kernzerstörungsmodell in ATHLET-CD
ECR	Emergency Control Room
EdF	Électricité de France
EEP	EUROSAFE-ETSON-Portal auf dem GRS InfoServer
EFPD	Effektive Volllasttage
EGP-6	russischer graphitmoderierter Siedewasserreaktor
ELENA	russisches Mikroreaktorkonzept
ENDF/B-VII.0, ENDF-B-7.0	nukleare Datenbibliothek
ENDSF	Engineered Near-surface Disposal Facility for Low- and Intermediate level Waste

<b>Abkürzung</b>	<b>Bedeutung</b>
ENSDF	Engineered Near Surface Disposal Facility for Low- and Intermediate Level Waste
ENSREG	European Nuclear Safety Regulators Group
EOC	Ende des Reaktorzyklus (End Of Cycle)
EPR	European Pressurized Reactor
EPR-NM	European Pressurized Reactor - nouveau modèle
EPZ	Emergency Planning Zones
ESFAS	Engineered Safety Features Actuation System (Reaktorschutzsystem)
ETSON	European Technical Safety Organisations Network
EU	Europäische Union
EVA	Einwirkungen von Außen
F&E	Forschung und Entwicklung
FA	Fuel Assembly
FBTR	indischer schneller Thorium Reaktor
FCM	Fully Ceramic Micro encapsulated
FD	Frischdampf
FGPA	Free Programmable Gate Array
f <sub>q</sub> (Kr)	Heißstellenfaktor (hot spot factor)
FTRIX/FEBE	Mathematisches Lösungsverfahren in ATHLET
G7 NSSG	G7 Gruppe Nukleare Sicherheit und Sicherung
GCP	GRS Cooperation Portal
GCSM	General Control- and Simulation Modul in ATHLET
GDA	Generic Design Assessment
GEN-3, GEN-4	Generation 3, Generation 4
GIF	GEN-IV International Forum
GNSSN	Global Nuclear Safety and Security Network
GOSATOMNADZOR	Belarussische Aufsichtsbehörde
GRASP	Graphs for SharePoint
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit



<b>Abkürzung</b>	<b>Bedeutung</b>
GUI	Graphic User Interface
GVA	Gemeinsam verursachte Ausfälle
GVS	Gruppen-Verteiler-Sammler
HAEA	Hungarian Atomic Energy Authority
HDS	Hauptdampfsammler
HELIOS	Brennelement-Abbrandprogramm
HFP	Reaktorzustand "Vollast Heiß" (Engl.: Hot Full Power)
HKPM	Hauptkühlmittelpumpe
HND	Croatian Nuclear Society
HOLTEC	US-amerikanischer Nuklearkonzern
HORIZON 2020	EU Research and Innovation Programme
HPR1000	chinesisches Reaktorkonzept
HRD	Human Ressource Development
HTGR	High Temperature Gas-cooled Reactor
HTR	High Temperature Reactor
HTR-PM	High Temperature Pebble Bed Reactor (SMR)
HZDR	Helmholtz Zentrum Dresden-Rossendorf
HZP	Reaktorzustand „Nulllast Heiß“ (Engl. Hot Zero Power)
I&C	Instrumentation & Control
IAEA	International Atomic Energy Agency
IAEO	Internationale Atomenergie-Organisation
IAMS	Integrated Automatic Monitoring System
IBBS	Ingenieurbüro Blank & Schulz, Berlin
IBRAE	Nuclear Safety Institute of the Russia Academy of Sciences
ICSRM	Industrial Complex for Solid Radwaste Management
IEA	Internationale Energieagentur
IEC	International Electrotechnical Commission
IFBA	Brennstoff mit Integriertem abbrennbarem Absorber (engl.: Integral Fuel Burnable Absorber)

Abkürzung	Bedeutung
IFS	InfoFileServer
IfS	T-Systems Information Services (IfS) GmbH
IK ASE	Engineering Division of Rosatom
IMSR	Integral Molten Salt Reactor
INES	International Nuclear and Radiological Event Scale
INET	Institute of Nuclear and New Energy Technology der Tsinghua University of China
INL	Idaho National Laboratories
INSC	Instrument for Nuclear Safety Cooperation
IntPro	Datenbank der GRS zu internationalen Projekten
IPPAS	International Physical Protection Advisory Service
IRS	Incident Reporting System
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (französische TSO)
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (französische TSO)
ISF	Interim Storage Facility
ISP NPP	Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants (Institut der Nationalen Akademie der Wissenschaften der Ukraine)
ISTC	International Scientific and Technical Conference
ITWM	Fraunhofer-Institut für Techno- und Wirtschaftsmathematik, Kaiserslautern
IVR, IVMR	In-Vessel Melt Retention
JIPNR Sosny	Joint Institute of Power and Nuclear Engineering Sosny (Belarus)
JSO	Joint Support Office
$k_{\text{eff}}$	effektiver Multiplikationsfaktor
$K_{\text{inf}}$	unendlicher Multiplikationsfaktor
KIT	Karlsruher Institut für Technologie
KKW	Kernkraftwerk
KLT-40S	russischer SMR
KMACS	Kernsimulator der GRS (für DWR entwickelt)

<b>Abkürzung</b>	<b>Bedeutung</b>
KMG	ETSON Knowledge Management Group
KMV	Kühlmittelverluststörfall
KNN	Künstliche Neuronale Netze
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
KVKT	Kompetenzverbund Kerntechnik
LBB	Leck-vor-Bruch
LBLOCA	Large Break Loss of Coolant Accident
LC	Licensing Consultant
LFR	Lead Cooled Fast Reactor
LHS	Loss-of-Heatsink
LK-60	russischer SMR für Eisbrecher
LMFR	Liquid Metal Fast Reactor
LOCA	Loss of Coolant Accident
LOF	Loss-of-Flow
L RTP	Liquid Radwaste Treatment Plant
LS-DYNA	FEM Berechnungsprogramm der Livermore Software Technology Corporation (LSTC)
LTA	Lead Test Assembly (Vorläuferbrennelemente bei Einführung eines neuen BE-Typs )
LTC	Leak Tight Compartments (Teil des Störfalllokalisierungssystems in RBMK)
LTE	Lifetime Extension
LTO	Long Term Operation
LV (LV-1, LV-2)	Leistungsvereinbarung
LWR	Leichtwasserreaktor
MASLWR	Multi-Application Small Light Water Reactor
MBIR	Schneller Mehrzweck-Forschungsreaktor mit Natriumkühlung
MCR	Main Control Room
MDEP	Multinational Design Evaluation Programme
MELCOR	Integrales Programm zur Analyse schwerer Unfälle

<b>Abkürzung</b>	<b>Bedeutung</b>
MEM	Maintenance Effectiveness Monitoring
MLP	Multilayer Perceptron
MMR	Micro Modular Reactor
MOC	Mitte des Reaktorzyklus (Mid of Cycle)
MOE	Mittel- und Osteuropäische Staaten (Nachfolgestaaten der europäischen Ostblockstaaten außerhalb der ehemaligen Sowjetunion einschließlich der drei baltischen Republiken)
MOTIVE	GRS Rechenprogramm
MoU	Memorandum of Understanding
MOX	Urandioxid und Plutoniumdioxid Misch-Brennstoff (UO <sub>2</sub> + PuO <sub>2</sub> )
MSE	Mean square error
MSR	Molten Salt Reactor
MYRRHA	Multi-purpose Hybrid Research Reactor for High-tech Applications
NACp	Nationaler Aktionsplan im europäischen Stress-Tests
NAEK Energoatom	Nationaler Atomenergiekonzern Energoatom (staatlicher Betreiberkonzern aller ukrainischen Kernkraftwerke)
NEI	Nuclear Energy Institute
NESC	Nuclear Safety Council
NEWT	Neutronentransportprogramms aus dem SCALE-Paket
NIISK	Ukrainisches wissenschaftliches Forschungsinstitut für Baukonstruktionen
NIKIET	Russisches Forschungs- und Entwicklungsinstitut für Energietechnik Moskau (Englisch: RDIPE)
NNSKP	National Nuclear Safety Knowledge Platform
NOCS	Normal Operation Control System
NOVARKA	Französisch geführtes Konsortium zur Errichtung des NSC
NPP	Nuclear Power Plant
NRSC	Nuclear and Radiation Safety Center (armenische TSO)
NSA	Nuclear Safety Account
NSC	New Safe Confinement

<b>Abkürzung</b>	<b>Bedeutung</b>
NUGENIA	Nuclear Generation II & III Association
NUHOMS	Nuclear Horizontal Modular Storage
NUKEM	Deutsches Unternehmen im Bereich der Kerntechnik
NuSi	Nukleare Sicherheit
ODL	Ortsdosisleistung
OECD NEA	Nuclear Energy Agency within the Organisation for Economic Co-operation and Development
OECD/CNRA	Committee on Nuclear Regulatory Activities within the Organisation for Economic Co-operation and Development
OKB "Gidropress"	russisches Konstruktionsbüro (Hauptkonstrukteur der WWER-Reaktoren)
OKBM	russisches Konstruktionsbüro für Kernreaktoren in Nischni Nowgorod
PDHR	Passive Decay Heat Removal System
PHRS	Passive Heat Removal System
PHRS-SG	Passive Heat Removal System of Steam Generator
PHWR	Pressurized Heavy Water Reactor
PHYBER-WWER	Programmsystem zur Berechnung der neutronenphysikalischen Eigenschaften von WWER-Reaktoren
PK	Punktkinetikmodell
PMU	Project Management Unit
PNS	Portalbereich auf dem GRS InfoServer
PRISM	Power Reactor Innovative Small Module
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSAR	Preliminary Safety Analysis Report
PSAWG	Working group on Regulatory Use of PSA
PSS	Druckabbausystem (Pressure Suppression System)
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
PWR	Pressurized Water Reactor
PZ1	Reaktorschutzsignal in WWER
QS	Qualitätssicherung

<b>Abkürzung</b>	<b>Bedeutung</b>
QUABOX/CUBBOX	GRS-Programm zur 2D-3D-räumlichen Approximation des Neutronenflusses in quadratischen oder kubischen Geometrien
RALOC	Containment-Rechenprogramm der GRS
RAP	Portalbereich auf dem GRS InfoServer
RAPID, RAPID-L	Mikroreaktor-Konzepte
RASU	Rosatom - Automatisierungssysteme
RBMK	graphitmoderierter Druckröhren-Siedewasserreaktor
RDB	Reaktordruckbehälter
RegNet	Informations-Netzwerk der Regulierungsbehörden im Rahmen des GNSSN
REMIX	Uran-Plutonium-REMIX-Brennstoff
RESA	Reaktorschnellabschaltung (engl.: SCRAM)
RHT	Riedel-Hiermaier-Thoma-Materialmodell
RIA	Reaktivitätsinduzierter Störfall (Reactivity Initiated Accident)
RICP	Radioactive Waste Interim Confinement Point
Riskaudit	Gemeinsames Tochterunternehmen von GRS und IRSN
RITM-200	russischer SMR für Eisbrecher
RMS	Relative Standardabweichung (relative Root Mean Square)
ROM	Reaktorleistungsbegrenzungseinrichtung
ROSATOM	Staatskorporation "Rosatom"
RPC Radiy	ukrainischer Leittechnik-Hersteller
RPV	Reactor Pressure Vessel
RPWG	Reactor Physics Working Group
RTF	Real Time Factor
RTNSS	Regulatory Treatment of Non-Safety Systems
RVACS	Reactor Vessel Auxiliary Cooling System
RWDS	Radioactive Waste Disposal Site
RWDS	Radioactive Waste Disposal Site
SACI	State Architectural and Construction Inspection of Ukraine

<b>Abkürzung</b>	<b>Bedeutung</b>
SAFT	<b>S</b> imulation of <b>A</b> erosol and <b>F</b> ission <b>P</b> roduct <b>T</b> ransport (Modul in ATHLET-CD)
SAMG	Severe Accident Management Guide
SAR	Safety Analysis Report
SAUEZM	State Agency of Ukraine on Exclusion Zone Management
SBO	Station Blackout
SCALE	Code System zur Analyse der nuklearen Sicherheit
SCS	Safety Control System
SCWR	Supercritical Water-cooled Reactor
SE	Steuerelement (Absorberkassetten aus Borstahl im WWER-440, Engl.: CA – Control Assembly)
SERPENT	3D Monte Carlo Transport code
SFP	Spent Fuel Pool
SFPF	Spent Fuel Processing Facility
SFR	Sodium Fast Reactor
SfR	T-Systems Solutions for Research GmbH
SFSA	Spent Fuel Storage Area
SG	Steam Generator
SHB	Sicherheitsbehälter
Siemens KWU	Kraftwerk Union AG (ehem. Tochter von Siemens)
SIP	Shelter Implementation Plan
SKOS	Simple Knowledge Organisation System
SLS	Störfalllokalisierungssystem in Kernkraftwerksanlagen vom Typ RBMK-1000
SMR	Small Modular Reactor
SMR	Small or Medium Size Reactor
SNPP-3	KKW Smolensk, Block 3
SNR	schneller natriumgekühlter Reaktor
SNRIU	State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine
SNUP-Brennstoff	gemischter Uran-Plutonium-Nitrid-Brennstoff

<b>Abkürzung</b>	<b>Bedeutung</b>
SOPHAEROS	Modul zu Berechnung des Transports von Spaltprodukten im Kühlkreislauf
SSC	Structures, Systems and Components
SSE ChNPP	State Specialized Enterprise Chernobyl Nuclear Power Plant
SSTC NRS	State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety
StlSchG	Gesetz zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzgesetz)
StrlSchV	Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzverordnung)
STUK	Finnische Strahlenschutzbehörde
SÚJB	Tschechische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde
SÚRO	National Radiation Protection Institute (tschechische TSO)
SUSA	GRS-Tool zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse
SWBR-100	Blei-Bismut-gekühlter schneller Reaktor
SZÜ	Separator-Zwischenüberhitzer
TACIS	Technical Assistance to the Commonwealth of Independent States
TAEK	Türkische Atomenergie Agentur (Aufsichtsbehörde)
Teleperm-XS	Sicherheitsleittechnik von Framatom
TFO	Thermofluid-Objekt
TM	Technical Meeting
TPTS-NT	Betriebs-Leittechnik des russischen Herstellers VNIIA
TPTS-SB	Sicherheits-Leittechnik des russischen Herstellers VNIIA
TRANSURANUS	Computer Program for Thermal and Mechanical Analysis of Fuel Rods in Nuclear Reactors
TRBE	Betriebsvorschrift für den sicheren Anlagenbetrieb für Reaktoren vom Typ WWER-1000 des ukrainischen Betreibers NAEK
TRISO	Mikro-Kernbrennstoffpartikel (von englisch <b>TR</b> istructural- <b>ISO</b> -tropic)
TRITON	Teil des SCALE-Pakets
TSA	Totalspannungsausfall



<b>Abkürzung</b>	<b>Bedeutung</b>
TSO	Expertenorganisation zur technischen Unterstützung der kerntechnischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde (Engl.: Technical Support Organisation)
TSO	Technical Support Organisation
TÜV SÜD IS-ES	TÜV SÜD Industrie Service GmbH, Energie und Systeme
TVEL	Russischer Hersteller von Brennelementen
TVSA	WWER-BE-Typ von TVEL
TVS-W, TVS-WR	WWER-BE-Typen von Westinghouse
UA	Unterauftrag
UaSA	Uncertainty and Sensitivity Analyses (Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse mit dem GRS Tool SUSa)
UHS	Ultimate Heat Sink
UO <sub>2</sub> , UOX	Urandioxid-Brennstoff (UO <sub>2</sub> )
US NRC	United States Nuclear Regulatory Commission
US-EPR	US-Version des European Pressurized Reactors
UVP	Umweltverträglichkeitsprüfung
VATESI	State Nuclear Power Safety Inspectorate (litauische Aufsichtsbehörde)
VDR	Pre-licensing Vendor Design Review
VNIIA	All-Russian Scientific Research Institute of Automation
VNIIAES	All-Russian Institute for Nuclear Power Plant Operation
vSMR	andere Bezeichnung für Mikroreaktoren
VVER	Englische Abkürzung des WWER
W&T	Wissenschaft und Technik
WBWR-600	russisches Reaktorkonzept
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association
WG	Working Group
WGIAGE	Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures
WGSAR	Working Group on the Safety of Advanced Reactors
WNA	World Nuclear Association

<b>Abkürzung</b>	<b>Bedeutung</b>
WQ	Wirkungsquerschnitt
WWER	Wasser-Wasser-Energieraktor (Druckwasserreaktor russischer Bauart mit hexagonalen BE (auch VVER))
WWER-TOI	WWER-KKW der Generation 3+

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