

**Wissenschaftlich-
technische
Untersuchungen zur
nuklearen Sicherheit im
Ausland**

**Modelle und Analysen
für Anlagen russischen
Designs und Wissensnetze**

Wissenschaftlich- technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit im Ausland

Modelle und Analysen für Anlagen russischen Designs und Wissensnetze

Siegfried Arndt (GRS)
Alexander Aures (GRS)
Ivan Bakalov (GRS)
Sara Beck (GRS)
Jérémy Bousquet (GRS)
Frank Dierschow (GRS)
Romain Henry (GRS)
Thorsten Hollands (GRS)
Alexander Kerner (GRS)
Robert Kilger (GRS)
Carsten Köllein (GRS)
Thomas Lötsch (TÜV SÜD IS-ET)
Thuy-Khanh Rollar (GRS)
Jürgen Sievers (GRS)
Holger Wolff (GRS)
Jonathan Zert (GRS)

September 2023

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen 4720R01520 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei der GRS.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung der GRS wieder und muss nicht mit der Meinung des BMUV übereinstimmen.

Deskriptoren

GNSSN, Nukleare Sicherheit, Osteuropa, Sicherheitsanalysen, Unfallanalysen, Wissensmanagement, WWER

Kurzfassung

Eine Kernaufgabe der GRS ist es, die nukleare Sicherheit in Mittel- und Osteuropa zu verfolgen, zu bewerten sowie ggf. aufzuzeigen, welche Sicherheitsverbesserungen an kerntechnischen Anlagen notwendig sind. Hierzu ist die Aufrechterhaltung des Sachverstandes und die technologische Fähigkeit zur Durchführung sicherheitstechnischer Bewertungen auf der Basis moderner Analyseverfahren und -werkzeuge notwendig. Die in diesem BMUV-Eigenforschungsvorhaben (4720R01520) mit einer Laufzeit vom 01.07.2020 bis 30.09.2023 durchgeführten Arbeiten dienten dazu, diese Fähigkeiten, die in der GRS auf fast 30 Jahren Erfahrungen speziell zu Anlagen russischen Typs in Mittel- und Osteuropa basieren, zu erhalten und auszubauen.

Die Arbeiten wurden dabei in verschiedene Forschungsaufgaben mit dem übergeordneten Ziel definiert, aktuelle Methoden, Anlagenmodelle und Programme zur Bewertung der Sicherheit von Kernkraftwerken vom Typ WWER-1000/1200 einzusetzen und weiterzuentwickeln. Mit der Anpassung und Verifizierung/Validierung von Simulationsprogrammen sowie der Realisierung von Pilotanwendungen für russische Reaktordesigns wird auch ein wichtiger Beitrag zur Weiterentwicklung der Programme und Analysetools der GRS geleistet und ein vertieftes Verständnis zum Anlagenverhalten für die betrachteten Anlagen entwickelt. Ferner leisten die Forschungsarbeiten zur Weiterentwicklung und Optimierung von Wissensnetzen und Informationsplattformen einen wichtigen Beitrag zum Wissensmanagement zur nuklearen Sicherheit sowohl in der GRS als auch im internationalen Maßstab bei der Mitarbeit an Projekten der IAEO.

Die Arbeiten waren ursprünglich in enger Kooperation mit internationalen Partnern projektiert. Dies ist notwendig, um die für die wissenschaftlichen Arbeiten erforderlichen Informationen zu erlangen und aufbauend die Kompetenz der GRS-Experten zu erhalten und zu erweitern. Die Auswirkungen der Corona-Pandemie und des Kriegs Russlands auf die Ukraine hat allerdings maßgeblich diese internationale Zusammenarbeit beeinflusst. Es wurde notwendig, mehrfach das Arbeitsprogramm anzupassen. Dabei wurden Terminverschiebungen berücksichtigt, alternative Datenakquise ermöglicht, der Arbeitsplan wegen ausgefallener Vorort-Arbeitstreffen angepasst und alternative fachliche Lösungsvorschläge, die in Folge der Änderungen der Unterbeauftragungen notwendig waren, erarbeitet. Insgesamt wird festgehalten, dass durch die mehrfachen Projekt-Anpassungen die Ziele des Vorhabens erreicht werden konnten. Dies konnte insbesondere dadurch ermöglicht werden, dass die GRS mehr Arbeitsschritte als ursprünglich geplant, durchgeführt hat, die auf einen teils stärker generischen Ansatz basierten.

Abstract

A core task of GRS is to accompany and evaluate nuclear safety in Central and Eastern Europe and, if necessary, to indicate which safety improvements are necessary at nuclear facilities. This requires maintaining the expertise and the technological ability to carry out safety-related assessments based on modern analysis methods and tools. The work carried out in this BMUV research project (4720R01520) with a term from July 1st, 2020 to September 30th, 2023 served to maintain and improve these skills, which are based on almost 30 years of experience at GRS in particular with Russian-type reactors in Central and Eastern Europe.

The work was defined in various research tasks with the overarching goal of using and further developing current methods, plant models and programs for evaluating the safety of nuclear power plants of the WWER-1000/1200 type. With the adaptation and verification/validation of simulation programs as well as the realization of pilot applications for Russian reactor designs, an important contribution is made to the further development of the programs and analysis tools of GRS and a deeper understanding of the plant behavior for the regarded plants is developed. Furthermore, the research work on the further development and optimization of knowledge networks and information platforms makes an important contribution to knowledge management for nuclear safety both in GRS and on an international level when working on projects of the IAEA.

The work was originally planned in close cooperation with international partners. This is necessary in order to obtain the information required for the scientific work and to maintain and expand the competence of the GRS experts. However, the effects of the corona pandemic and the war of Russia on Ukraine have had a significant impact on this international cooperation. It became necessary to adjust the work program several times. Shifts in deadlines were taken into account, alternative data acquisition was made possible, the work plan was adjusted due to canceled on-site work meetings and alternative technical solutions that were necessary as a result of the changes in subcontracting were worked out. Overall, it can be stated that the goals of the project could be achieved through the several project adjustments. This was made possible in particular by the fact that GRS carried out more work steps than originally planned, some of which were based on a more generic approach.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung	1
	Abstract.....	2
1	Einleitung.....	1
1.1	Zielsetzung des Vorhabens.....	1
1.2	Arbeitsprogramm.....	3
2	Entwicklung und Verifizierung von Anlagenmodellen und Pilotanalysen für neue russische Reaktorkonzepte (WWER-1200) (AP 1).....	5
2.1	Zielsetzung.....	5
2.2	Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse	6
2.2.1	ATHLET-Anlagenmodell und Stand-alone-Rechnungen für WWER- 1200	8
2.2.2	COCOSYS Modell für das Containment des WWER-1200 und Stand- alone-Rechnungen.....	15
2.2.3	AC ² -gekoppelte ATHLET/COCOSYS-Pilotrechnung für WWER-1200	17
2.2.4	Schlussfolgerungen aus den Pilotanalysen der GRS.....	22
3	Analyse von schweren Störfällen in WWER-1000/W-320-Reaktoren (AP 2).....	23
3.1	Zielsetzung.....	23
3.2	Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse	23
3.2.1	Verbesserung der AC ² Simulation von Unfallabläufen in WWER- 1000/W-320 (AP 2.1)	23
3.2.2	Benchmark zwischen AC ² und MELCOR für ein Unfallszenario in WWER-1000/320 (AP 2.2)	38
3.2.3	Entwicklung eines COCOSYS/CCI - Datensatzes zum WWER-1200/ W-491 Kernfänger (AP 2.3).....	50
3.2.4	Quellterm-Analysen.....	58

4	Sicherheitstechnische Analysen für neue Betriebsweisen von WWER-Reaktoren (AP 3)	79
4.1	Zielsetzung	79
4.2	Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse	80
4.2.1	Sicherheitstechnische Analysen für neue Betriebsweisen von WWER-Reaktoren (AP 3.1)	80
4.2.2	Internationaler Informationsaustausch über aktuelle Fragen der Sicherheitsbewertung von WWER- und DWR-Anlagen (AP 3.2).....	114
4.2.3	Zusammenfassung und Schlussfolgerung	114
5	Methodenentwicklung für reaktorphysikalische Analysen für russische Reaktoren (AP 4)	117
5.1	Zielsetzung	117
5.2	Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse	117
5.2.1	Weiterentwicklung der Simulationsprogramme für schnelle, flüssigmetallgekühlte Kernreaktoren	117
5.2.2	Arbeitsgruppe zur Analyse der Reaktorphysik (RPWG) und Benchmark-Rechnungen für WWER-1000 im WWER-Forum	141
5.3	Spezifikationen der Gitter- und Kernphysik von WWER-1000-Reaktoren.....	142
5.4	Codes und Methoden.....	144
5.5	PHASE 1 des Benchmarks	147
5.5.1	Analysen zur Gitterphysik	147
5.5.2	Kernphysik	150
5.6	Ersatztätigkeit für PHASE 2 und 3: Analyse einer Reaktivitätstransiente in einem WWER-1000-Kern.....	153
5.7	Analysiertes Szenario – Reaktivitätstransiente auf Basis des X2 WWER-1000 Benchmark	153
6	Optimierung der Wissens- und Informationsplattform der GRS (AP 5)	173
6.1	Zielsetzung.....	173
6.2	Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse	174

6.2.1	Phase 1: Statusanalyse der verfügbaren Wissensquellen (IST-Analyse)	175
6.2.2	Phase 2: Bedarfsanalysen zur Nutzung der Wissensquellen.....	181
6.2.3	Phase 3: Umsetzung der Erkenntnisse aus den Bedarfsanalysen	183
6.2.4	Phase 4: Bedarfsanalyse bzgl. Aktualisierung der Inhalte	186
6.2.5	Phase 5: Überprüfung der Umsetzung.....	190
6.2.6	Nationaler und internationaler Erfahrungsaustausch	194
7	Weiterentwicklung von internationalen Netzwerken der nuklearen Sicherheit (AP 6)	201
7.1	Zielsetzung	201
7.2	Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse	201
7.2.1	Aktualisierung, Weiterentwicklung und Pflege der deutschen NNSKP-Plattform.....	201
7.2.2	Verfolgung und Entwicklung des GNSSN, Teilnahme an Workshops	203
7.2.3	Mitarbeit an der Weiterentwicklung des TOSCA-Tools der IAEO	208
7.2.4	Inhaltliche Vorbereitung und Auswertung der Steering Committee (SC) Sitzungen des GNSSN.....	210
8	Zusammenfassung	213
	Literaturverzeichnis	221
	Abbildungsverzeichnis.....	231
	Tabellenverzeichnis	237
	Abkürzungen	239

1 Einleitung

Für die Durchführung der Kernaufgabe der GRS, die nukleare Sicherheit in Mittel- und Osteuropa zu verfolgen, zu bewerten sowie aufzuzeigen, welche Sicherheitsverbesserungen an kerntechnischen Anlagen notwendig sind, ist die Aufrechterhaltung des Sachverständigenstandes und die technologische Fähigkeit zur Durchführung sicherheitstechnischer Bewertungen auf der Basis moderner Analyseverfahren und -werkzeuge unabdingbar.

Die in fast 30 Jahren aufgebaute Kompetenz der GRS speziell zu Anlagen russischen Typs in Mittel- und Osteuropa muss erhalten und ausgebaut werden. Dabei benötigt das GRS-Kompetenzteam für nukleare Sicherheit im Ausland auch künftig enge und kontinuierliche Beziehungen zu den internationalen Partnern. In der Kooperation mit ihnen werden unter anderem von der GRS entwickelte Codes zur Stör- und Unfallanalyse getestet und genutzt. Hiermit einher geht der Transfer von aktuellen Erkenntnissen und Anlagendaten. Für den Zugang zu aktuellen Informationen ist daher die Zusammenarbeit mit den GRS-Partnern in Osteuropa bei der sicherheitstechnischen Bewertung von Anlagen sehr wichtig für die Kompetenz der GRS.

1.1 Zielsetzung des Vorhabens

Die GRS bearbeitet seit vielen Jahren Aufgaben zur sicherheitstechnischen Bewertung von Kernkraftwerken in Mittel- und Osteuropa. Hierzu führt sie eigenständige wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur Adaption, Verifikation und Validierung von Simulationsprogrammen durch, um Störfälle und Unfällen in KKW russischen Designs zu untersuchen. Darüber zählen auch Arbeiten zur Optimierung der Wissens- und Informationsplattform der GRS und zur Weiterentwicklung von internationalen Netzwerken der nuklearen Sicherheit.

Der inhaltliche Schwerpunkt in diesem Vorhaben lag auf eigenwissenschaftlichen Forschungsaktivitäten zur Weiterentwicklung der in der GRS verfügbaren Analysemethoden und -programme zur sicherheitstechnischen Bewertung russischer Reaktorkonzepte und -anlagen. Die Methoden und Programme wurden dabei an die entsprechenden Reaktorkonzepte, Baulinien bzw. Anlagen angepasst und Pilot-Analysen durchgeführt. Ferner wurden die Anlagenmodellen (Eingabedatensätzen) für die GRS-Programme ATHLET und COCOSYS zur thermohydraulischen Simulation von Störfällen im Kühlkreislauf und im Containment der neuen russischen Reaktorbaulinie WWER-1200/W-491 entwickelt

und angewandt. Die Realisierung derartiger angewandter Forschungsaufgaben basierte teils auf eine enge Zusammenarbeit mit kompetenten Partnerorganisationen der Länder, die diese Reaktoren betreiben oder errichten.

Ein weiterer inhaltlicher Schwerpunkt der eigenwissenschaftlichen Aktivitäten in diesem Vorhaben bestand in der methodologischen Weiterentwicklung des bei der GRS unter Verwendung der Webportalsoftware SharePoint implementierten Wissensmanagementsystems. Dieses Wissensmanagementsystem wird als Informations- und Wissensplattform sowohl für die GRS als auch für das BMUV sowie für die Zusammenarbeit zwischen beiden Organisationen genutzt. Damit einhergehend wurden auch eigenwissenschaftliche Aktivitäten der GRS bei der Weiterentwicklung und Erprobung von Kooperationsplattformen im Rahmen internationaler nuklearer Sicherheitsnetzwerke unter dem Dach der IAEO durchgeführt.

Die Forschungsarbeiten erfolgten in Kooperation mit internationalen Partnern. Dies ist notwendig, um die für die wissenschaftlichen Forschungsarbeiten erforderlichen Informationen zu erlangen und darauf aufbauend die Kompetenz der GRS-Experten zu erhalten und zu erweitern. Die kontinuierliche Fortsetzung dieser Forschungsarbeiten ist zur Konsolidierung und Vertiefung des Wissens der GRS wichtig. Mit den Arbeiten kann die GRS ihre wissenschaftliche Kompetenz bezüglich der Methoden und Werkzeuge zur Sicherheitsbeurteilung ausländischer kerntechnischer Anlagen vor allem mit russischer Reaktortechnologie festigen. Kompetenzerhalt und -erweiterung erfolgen auch auf dem Themengebiet der internationalen Zusammenarbeit in internationalen Sicherheitsnetzwerken, wie zum Beispiel dem globalen IAEO Global Nuclear Safety and Security Network (GNSSN), die als vordringliches Ziel den Informationsaustausch und die multilaterale Kooperation zum gemeinsamen Kompetenzaufbau haben.

Die durchgeführten Arbeiten stellen eine inhaltliche Fortschreibung der Arbeiten dar, die in den Eigenforschungsvorhaben 3614R01520 und 4717R01520 durchgeführt wurden. Fachliche Bezüge bestanden dabei auch zu den Arbeiten der Vorhaben 4716I01512, 4717I01511 und UM18R01500.

Die Zielerreichung der vorgesehenen Arbeiten wurde während der Projektbearbeitung maßgeblich erschwert durch zwei Einflüsse:

1. Die Auswirkungen der Corona-Pandemie führten dazu, dass Arbeitstreffen mit Präsenzcharakter nicht durchgeführt werden konnten.

2. Der Angriffskrieg Russlands auf die Ukraine hatte Auswirkungen auf die Zusammenarbeit mit den ursprünglich vorgesehenen Partnerorganisationen und in internationalen Arbeitsgruppen.

Diese beiden Einflüsse machten es notwendig mehrfach das Arbeitsprogramm anzupassen. Dabei wurden Terminverschiebungen berücksichtigt, alternative Datenakquise ermöglicht, der Arbeitsplan wegen ausgefallener Vorort-Arbeitstreffen angepasst, und alternative fachliche Lösungsvorschläge, die in Folge der Änderungen in den Unterauftragungen notwendig waren, erarbeitet. Insgesamt kann festgehalten werden, dass durch die mehrfachen Projekt-Anpassungen die Ziele des Vorhabens erreicht werden konnten. Dies konnte insbesondere dadurch ermöglicht werden, dass von der GRS selbst mehr an Arbeitsschritten als ursprünglich geplant durchgeführt wurden, die auf einen teils stärker generischen Ansatz basierten.

1.2 Arbeitsprogramm

Das Vorhaben war in sechs fachliche Arbeitspakete (AP) untergliedert. Die AP 1 bis AP 4 beinhalteten Aufgaben Adaption und Pilotanwendung von in der GRS genutzten Simulationsprogrammen für russische Reaktorbaulinien. Das umfasste Arbeiten zur Entwicklung/Verifizierung von Anlagenmodellen und Pilotanalysen für die neue russische Reaktorbaulinie WWER-1200/W491, zur Analyse von schweren Störfällen in WWER-1000/1200-Reaktoren, zur Analyse neuer Betriebsarten in ukrainischen KKW mit WWER-1000 sowie zur Methodenentwicklung für reaktorphysikalische Analysen, insbesondere von schnellen Reaktoren, und die Teilnahme an internationalen WWER-1000-Benchmark.

Die Arbeitspakete AP 5 und 6 befassen sich mit der Optimierung der Wissens- und Informationsplattform der GRS und der Mitarbeit an der Weiterentwicklung von internationalen Netzwerken der nuklearen Sicherheit.

Die Ergebnisse und Erkenntnisse des hier vorgeschlagenen Vorhabens fanden unter anderem in den Eigenforschungsvorhaben 4720R01500 (EF1) und 4720R01530 (EF3) Anwendung. Darüber hinaus wurden sie für die Auftragsforschungsvorhaben 4719R01560 (AF1) und 4720R01560 (AF2) genutzt, in denen die GRS ihr verfügbares Wissen für aktuelle Aufgaben des BMUV zur Verfügung stellte.

2 Entwicklung und Verifizierung von Anlagenmodellen und Pilotanalysen für neue russische Reaktorkonzepte (WWER-1200) (AP 1)

2.1 Zielsetzung

Um mit dem GRS-eigenen Programmpaket AC² Sicherheitsbewertungen zu neuen russischen Reaktorkonzepten der Generation 3+ durchführen zu können, sind neben spezifischen Anpassungen und Programmerweiterungen detaillierte, programmspezifische Anlagenmodelle (Eingabedatensätze) für Reaktor, Kühlkreisläufe und das Containment erforderlich. Ziel dieses Arbeitspakets war deshalb die Erstellung, Überprüfung, Weiterentwicklung und Pilotanwendung solcher Anlagenmodelle für die neuen russischen Kernkraftwerke vom Typ WWER-1200/W-491 (auch AES-2006 genannt). Dazu waren insbesondere in Zusammenarbeit mit SEC NRS Moskau folgende Schwerpunktaufgaben zu lösen:

- Weitere Qualifizierung des ATHLET-Datensatzes für das KKW Belarus (WWER-1200/W-491) mittels Verifikation der von der GRS entwickelten, detaillierten GRS-Regler- und Leittechnikmodelle sowie der Verifikation/Validierung des Modells des passiven DE-Abkühlsystems (PHRS SG).
- Erfassung und Aufbereitung der erforderlichen Daten zur Modellierung des Containments des KKW Belarus (WWER-1200/W-491) im Unterauftrag durch SEC NRS sowie Entwicklung je eines COCOSYS-Datensatzes mit feiner bzw. grober Nodalisierung zur Berechnung der thermohydraulischen Prozesse im Containment und zur Kopplung mit ATHLET.
- Nutzung der entwickelten ATHLET- und COCOSYS-Eingabedatensätze zur Durchführung von Stand-alone-Pilotanalysen für Störfälle im KKW Belarus mit ATHLET und mit COCOSYS sowie Durchführung weiterer Pilotanalysen mit den gekoppelten Programmen ATHLET/COCOSYS in Abstimmung mit SEC NRS und der belarussischen Behörde/TSO und Vergleich (soweit möglich) mit den Rechnungen im Sicherheitsbericht des KKW Belarus.

Die Arbeitsplanung sah über die Vorhabensdauer mehrere Schritte zur Erreichung der Projektziele vor, bestehend aus Meetings, Datensammlung, Arbeiten an den Datensätzen, Verifikation von Anlagenmodellen, der Durchführung von Pilotanalysen sowohl mit

ATHLET und COCOSYS Stand-alone-Anlagenmodellen als auch in gekoppelter Form als AC². Für die erfolgreiche Bearbeitung der Aufgaben inklusive der Bereitstellung von spezifischen Anlagendaten wurde ein Unterauftrag an die russische TSO SEC NRS vergeben.

2.2 Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Die gemeinsamen Aktivitäten von GRS und SEC NRS wurden im Herbst 2020 gestartet. Neben E-Mail-Kontakten und Telefonaten fanden mehrere Videokonferenzen statt, um die Arbeitsschritte abzustimmen, die Kollegen der SEC NRS über neue Code-Versionen zu informieren und die bei SEC NRS verfügbare Datenbasis zum KKW Belarus vorzustellen. Erste Entwürfe einer COCOSYS-Nodalisation des Containments und von ATHLET-Rechnungen unter Verwendung der BOP-V491-Modelle (der Regler- und Leittechnikmodelle für WWER-1200/491, programmiert von der GRS) wurden diskutiert /MIN 20/. Zwei Berichte wurden von der SEC NRS erstellt, mit der GRS diskutiert und schließlich der GRS übergeben. Sie beschreiben die Verifizierung der ATHLET-Steuerungsmodelle /SEC 20/ und die Zusammenstellung der ersten Containment-Daten für die zukünftige Entwicklung eines neuen COCOSYS-Anlagenmodells /SEC 21/.

Weitere Zuarbeiten von SEC NRS, die im Jahr 2021 erstellt und geliefert werden sollten, verzögerten sich jedoch gegenüber der Zeitplanung im Unterauftrag /CON 20/ seitens SEC NRS. Deshalb hat die GRS zur Überbrückung und auf Grundlage der neu zur Verfügung gestellten WWER-1200-Containment-Daten das COCOSYS-Modell für die Simulation der passiven autokatalytischen Wasserstoffrekombinatoren (PAR) des russischen RVK-Typs, die im KKW Belarus (WWER-1200/491) installiert sind, verbessert. Da der GRS keine experimentellen Daten über die Wasserstoffabbauleistung der RVK-Typen zur Verfügung stehen, konnte nur eine Verifizierung der modifizierten RVK-Modellgleichung durch den Vergleich mit PARs des AREVA-Typs vorgenommen werden, was bei der Anwendung des Modells in den Pilotanalysen berücksichtigt werden muss. Detailliertere Informationen zu diesem Arbeitsschritt sind in /ARN 21/ dokumentiert.

Aufgrund des russischen Krieges in der Ukraine stellte die GRS im Februar 2022 die Zusammenarbeit mit SEC NRS Moskau sowie mit JIPNR Sosny/BCNRS Minsk ein. Die Forschungsaktivitäten wurden dann von der GRS allein weitergeführt. Bis zu diesem Zeitpunkt war der erste Teil der vertraglich vereinbarten Arbeiten von SEC NRS

durchgeführt und die zwei genannten Dokumente an die GRS geliefert worden. Da ohne den weiteren Beitrag von SEC NRS die Ziele im AP 1 so nicht vollständig erreicht werden konnten, wurden die weiteren Arbeitsschritte der Projektplanung entsprechend angepasst.

Für das zu entwickelnde COCOSYS-Anlagenmodell war zu konstatieren, dass ohne einen Eingabedatensatz von SEC NRS nicht wie geplant Pilotanalysen durchgeführt werden konnten. Da die technische Dokumentation einer WWER-1200/491-Anlage der GRS nicht ausreichend zur Verfügung stand, konnte auch durch die GRS kein solch detailliertes Anlagenmodell erstellt werden. Als Alternative wurde daher das von JIPNR Sosny entwickelte Anlagenmodell für das WWER-1200/491-Containment /JIP 20/ herangezogen.

Weiterhin konnte insbesondere die Verbesserung der Regler- und Leittechnikmodelle (BOP-Modelle) und die Erweiterung des ATHLET-Eingabedatensatzes für das PHRS-SG und dessen Validierung ohne die Beteiligung von SEC NRS und weitere anlagen-spezifische Daten nicht im vollen Umfang durchgeführt werden. Hier wurde deshalb auf die im Sicherheitsbericht (SAR) des KKW Belarus /SAR 17/, /SAR 17a/, /SAR 17b/ enthaltenen begrenzten Informationen zurückgegriffen.

Im Verlaufe des Projektes wurde letztendlich das ATHLET-Anlagenmodell für das KKW Belarus vom Typ WWER-1200/491 erweitert. Dieses Modell wurde in Pilotanalysen für zwei Unfallszenarien, einen Auslegungsstörfall und einen auslegungsüberschreitenden Störfall angewendet. Weiterhin wurde das COCOSYS-Modell für das KKW Belarus vervollständigt und verbessert und in einer Simulation eines Auslegungsstörfalls angewendet. Zuletzt wurden beide Eingabemodelle gekoppelt und in einer Pilotanalyse eines ausgewählten Auslegungsstörfalls angewendet. Ein Überblick über die Ergebnisse wird in den folgenden Abschnitten gegeben. Entsprechende Detailberichte werden referenziert.

Aus programmtechnischen und lizenzrechtlichen Gründen wurde in den Pilotanalysen zunächst die Programmversion AC²-2019.1 (d. h. ATHLET 3.2.1 und COCOSYS 3.0.1, diese Versionen sind auch für SEC NRS lizenziert) verwendet. Zu Projektende kam durch die GRS die aktuelle Version AC²-2021.1 zum Einsatz, die wesentliche Verbesserungen und z. B. eine erste Validierung des Gebäudekondensatormodells, das zur Simulation des passiven Wärmeabfuhrsystems des Containments (PHRS-C) verwendet wird, enthält.

2.2.1 ATHLET-Anlagenmodell und Stand-alone-Rechnungen für WWER-1200

Das ATHLET-Eingabemodell wurde für ATHLET 3.2.1, d. h. die Programmversion AC²-2019.1, entwickelt, da diese Version für SEC NRS lizenziert ist, so dass SEC NRS zur Entwicklung, zum Testen und zur Überprüfung des Modells beitragen konnte. Daher wurden die GRS-Pilotanalysen mit dieser Version durchgeführt. Später wurde das Modell auf ATHLET 3.2.1 (AC²-2021.1) aktualisiert und in einer gekoppelten ATHLET/COCOSYS-Analyse angewandt.

2.2.1.1 Beschreibung des ATHLET-Anlagenmodells

Das im Rahmen des Vorläuferprojekts /BMU 20a/ erstellte ATHLET-Modell eines WWER-1200 wurde weiter verbessert und ergänzt.

Das aktuelle Nodalisierungsschema des Reaktors ist in Abb. 2.1 dargestellt. Es zeigt den Downcomer, das untere Plenum, den Reaktorkern (der 163 Brennelemente enthält), den Kernbypass und das obere Plenum sowie die verbindenden Strömungskanäle.

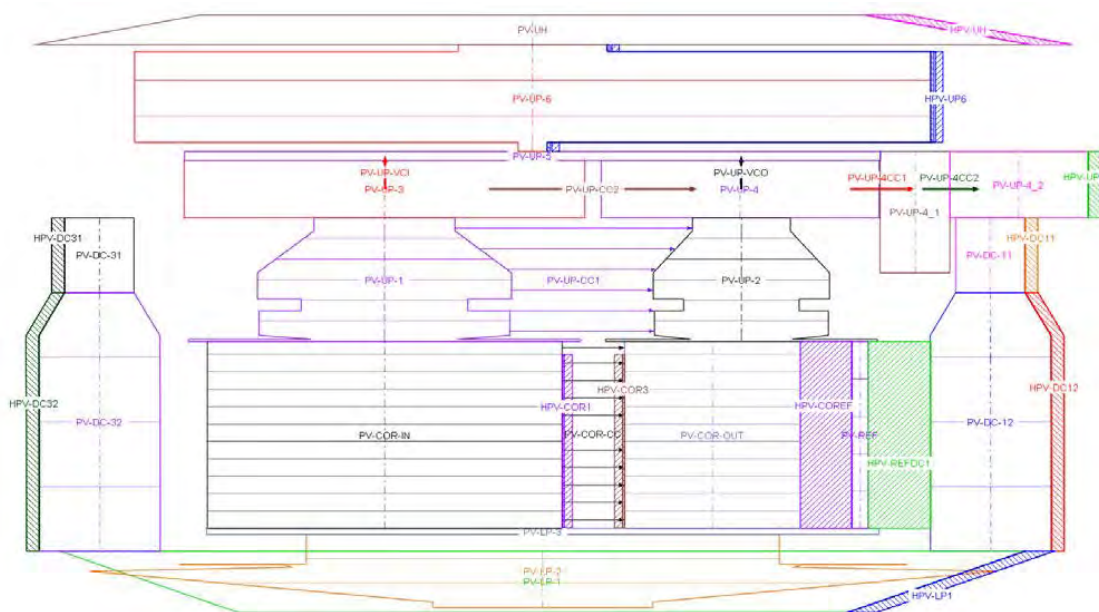


Abb. 2.1 ATHLET, Nodalisation des Reaktorkerns und des Reaktorbehälters eines WWER-1200/491

Die erzeugte Reaktorkernleistung wird mit Hilfe des Neutronenpunktkinetik-Moduls NEUKIN modelliert und besteht aus den zwei Bestandteilen Prompt- und

Nachzerfallsleistung. Die vier Kühlschleifen des Primärkreislaufs sind jeweils separat in vergleichbarer Weise modelliert Ihre Nodalisierung berücksichtigt die zu erwartenden thermohydraulischen Phänomene sowie den Anschluss des Druckhalters und der Kernnotkühlungssysteme. Der Druckhalter ist an den heißen Strang der Kühlmittelschleife Nr. 4 angeschlossen. Heizung, Sprühsystem und die Steuerung der Sicherheitsventile des Druckhalters werden durch GCSM-Signale modelliert. Weiterhin sind im Anlagenmodell die Dampferzeuger (Primär- und Sekundärseite) sowie der Sekundärkreislauf (Frischdampfleitungen) enthalten. Überdruckschutzsysteme, Nachspeise- und Ablasssysteme sowie Not- und Nachkühlssysteme sind berücksichtigt.

Im Rahmen des Projektes wurde insbesondere das System zur passiven Wärmeabfuhr aus den Dampferzeugern (PHRS-SG) in das Anlagenmodell implementiert (Abb. 2.2). Das PHRS-SG besteht aus vier unabhängigen Kanälen. Jeder Kanal ist mit dem Dampf-volumen des entsprechenden Dampferzeugers (DE) verbunden. Rohrleitungen durchdringen die Containment-Wand und verbinden die DE mit den Kollektoren der Wärmetauscher, die sich in den PHRS-Tanks auf der Außenseite des Containments befinden.

Somit gelangt der Dampf in die Wärmetauscherrohre, wo er durch die Aufwärmung/Verdampfung des Wassers in den Tank kondensiert und als Kondensat zurückläuft. Das PHRS-SG-Modell wurde auf der Grundlage der in /SEC 20a/ vorgestellten Auslegungsdaten entwickelt.

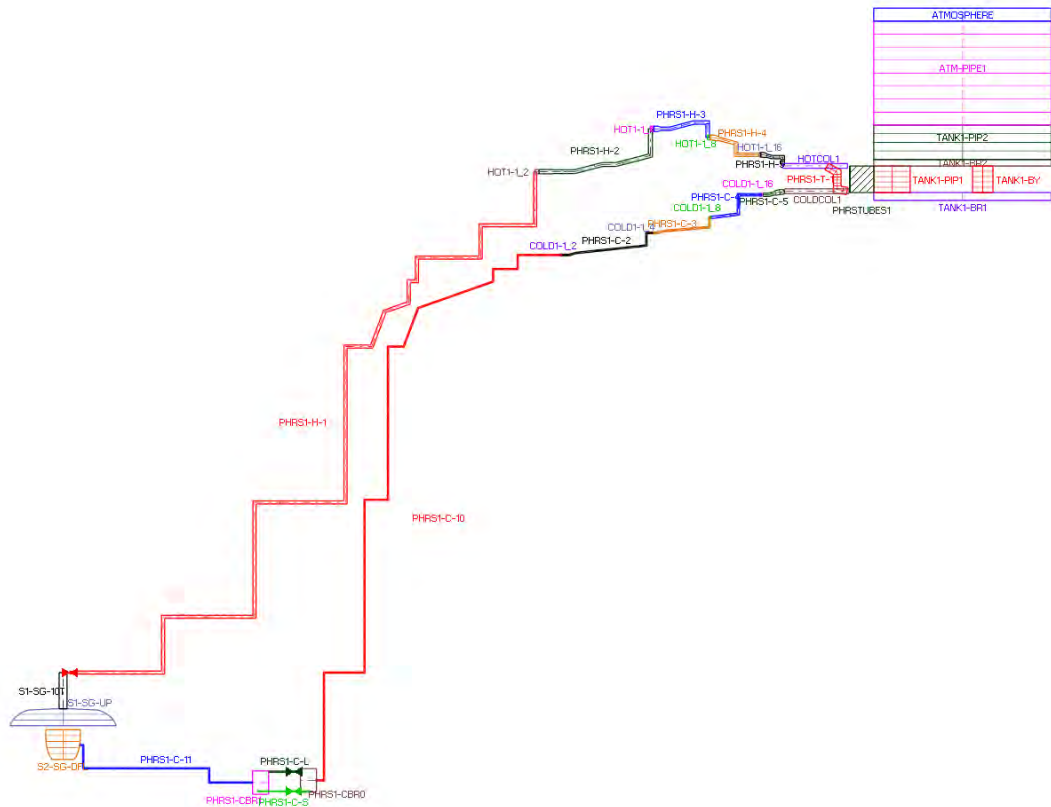


Abb. 2.2 ATHLET, Nodalisation des PHRS-SG eines WWER-1200/491

2.2.1.2 Regler- und Leittechnikmodelle für WWER-1200/491

Die Simulation der leittechnischen Einrichtungen ist für die Berechnung des thermohydraulischen Verhaltens von KKW mit WWER-1200/491 von großer Bedeutung. Diese leittechnischen Systeme werden in ATHLET im Allgemeinen durch das General Control System Module (GCSM) dargestellt. Da die Leittechniksysteme recht komplex sind, würde die Implementierung ihrer Regler durch GSCM einen hohen Programmieraufwand erfordern. Aus diesem Grund wurden, aufbauend auf den Modellen für KKW mit WWER-1000 auch für WWER-1200/491 die sogenannten Balance-of-Plant (BOP) Module als dynamische Funktionsbibliotheken (DLL) entwickelt. Diese DLL können über eine allgemeine GCSM-Schnittstelle in ATHLET aufgerufen werden (GCSM-Plugins), ohne dass der Zugriff auf den ATHLET-Quellcode erforderlich ist.

Die BOP-Modelle für WWER-1200/491 wurden von der GRS unter Verwendung der von SEC NRS zur Verfügung gestellten Daten und mit technischer Unterstützung von SEC NRS für die Codeversion ATHLET 3.2.1 (AC-2019.1) entwickelt. Die Programmiersprache der WWER-1200/491-Plugins ist FORTRAN. Die Beschreibung der

Funktionalität und der Betriebsmodi der BOP ist in /KON 23/ enthalten. Außerdem wird im Bericht ein Verfahren zum Testen der Funktionalität der BOP vorgestellt. Später wurden die BOP auf die aktuelle Version ATHLET 3.3.1 (AC²-2021.1) aktualisiert. Aufgrund größerer Änderungen in der Reihenfolge und der Art der Plugin-Aufrufe in ATHLET sowie des Ausfalls des verantwortlichen Hauptentwicklers auf GRS-Seite und des Einfrierens des Kontakts zu SEC NRS war die Aktualisierung der BOP-Modelle aufwändiger als vorgesehen. Schließlich war das Upgrade nur für ein SBO-Szenario erfolgreich, bei dem während der anfänglichen Steady-State-Phase der ATHLET-Rechnung mehrere Regler abgeschaltet werden. Um eine volle Anwendbarkeit der BOP-Modelle für die Simulation von Anlagentransienten zu erreichen, sind weitere Arbeiten zu den BOP (u. a. weitere Anpassung der anlagenspezifischen Zeitkonstanten) und der Validierung notwendig. Hierfür ist die technische Unterstützung von SEC NRS oder anderen Organisationen, die Zugang zu spezifischen Anlagendaten haben, erforderlich.

2.2.1.3 Pilotanalyse zum Auslegungsstörfall LB LOCA + LOOP

Mit dem erweiterten ATHLET-Anlagenmodell wurde eine Stand-alone-Pilotanalyse zum Auslegungsstörfall Doppelendbruch der Hauptkühlmittelleitung (kalter Strang Nr. 1 zwischen Hauptkühlmittelpumpe und Einlassstutzen des Reaktors, wo die Einspeisungen der Hoch- und Niederdruck-Pumpen angeschlossen sind) plus Ausfall der externen Stromversorgung „LB LOCA + LOOP“ für das KKW Belarus, Block 1 durchgeführt.

Normalerweise werden Auslegungsstörfälle mit konservativen Anfangs- und Randbedingungen berechnet. Der ATHLET-Eingabedatensatz ist jedoch ein Best-Estimate-Eingabemodell. Um dieses auf ein konservatives Modell umzustellen, werden zusätzliche Daten benötigt, was die Unterstützung und weitere Informationen durch SEC NRS erfordert. Daher wurde das Best-Estimate-Modell verwendet. Die wichtigsten Parameter, die in den ATHLET- und SAR-Simulationen verwendet wurden, sind im Bericht /BAK 23a/ in einer Tabelle gegenübergestellt. Im Bericht sind auch weitere Annahmen beschrieben, z. B. zur Nachzerfallsleistung, zum unterstellten Ausfall von Not- und Sicherheitssystemen (ein Dieselgenerator ausgefallen, ein zweiter in Wartung, damit nur eine Hoch- und Niederdruck-Pumpe verfügbar, Versagen der Einspeisung eines Hydroakkumulators, Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen). Ein Strang des Systems zur passiven Wärmeabfuhr durch den Dampferzeuger (PHRS-SG) wird nicht berücksichtigt; Operatorhandlungen werden nicht angenommen. Die Pilot-Rechnung wurde für eine Zeitspanne von 500 s bis zur vollständigen Wiederflutung der Brennstäbe und damit deren erfolgreicher Kühlung durchgeführt.

Die Ergebnisse der Analyse sind im Bericht /BAK 23a/ dokumentiert. Der Bericht enthält auch eine Tabelle mit chronologisch geordneten, wesentlichen Vorgängen in der Reaktoranlage. Die ATHLET-Ergebnisse wurden auch mit denen aus dem SAR verglichen (soweit verfügbar) und die Erfüllung der im SAR angegebenen Akzeptanzkriterien wurde diskutiert. Exemplarisch werden hier zwei Ergebnisse zum Druckverlauf im Kühlkreislauf sowie zu den Hüllrohrtemperaturen gezeigt.

Mit dem Bruch der Hauptkühlmittelleitung und des starken Austrages von Kühlmittelinventar sinkt der Druck im Primärkreislauf rasch auf den angenommenen Containmentdruck ab (Abb. 2.3). Die von ATHLET berechneten Drücke sowohl am Reaktorkerneintritt als auch im Druckhalter stimmen gut mit den im SAR des KKW Belarus dargestellten Druckverläufen überein.

Sehr schnell kommt es auf Grund der Ausbildung eines Dampffilms in den heißesten Brennelementen im Reaktorkern zur Siedekrise, was wiederum zu einem signifikanten Anstieg der Hüllrohrtemperatur führt. Die berechnete maximale Hüllrohrtemperatur erreicht in dieser Phase etwa 800 °C (siehe Abb. 2.4). Dieser Spitzenwert der Hüllrohrtemperatur ist niedriger als der im SAR des KKW Belarus vorhergesagte Wert. Der Hauptgrund für diesen Unterschied ist die Anwendung unterschiedlicher Leistungsspitzenfaktoren. Während der Wiederflutungsphase beginnen die Temperaturen der Brennstoffhüllen oberhalb der Benetzungsfront wieder zu steigen. Dieser Anstieg der Hüllrohrtemperatur wird beendet, wenn der Wärmestrom von Dampf und Flüssigkeitstropfen, die vom Wasser im unteren Teil des Kerns mitgerissen werden, den Wärmestrom ausgleicht, der von den Brennstoffpellets auf die Hüllrohre übertragen wird. Anschließend fallen die Temperaturen und die Wiederbefüllung des Reaktorkerns wird fortgesetzt. Die von ATHLET während dieser Phase berechnete maximale Hüllrohrtemperatur liegt bei etwa 980 °C und damit noch höher als das erste lokale Maximum. Im Gegensatz dazu zeigt die im SAR des KKW Belarus dargestellte und mit dem Programm TECH-M-97 berechnete Hüllrohrtemperatur keine solche zweite Spitze der Hüllrohrtemperatur. Dieser Unterschied ist in /BAK 23a/ diskutiert. Nach mündlichen Auskünften von SEC NRS zeigten die Berechnungsergebnisse eines anderen russischen Codes, KORSAR/GP, ebenfalls eine zweite, allerdings etwas niedrigere Spitze als in ATHLET.

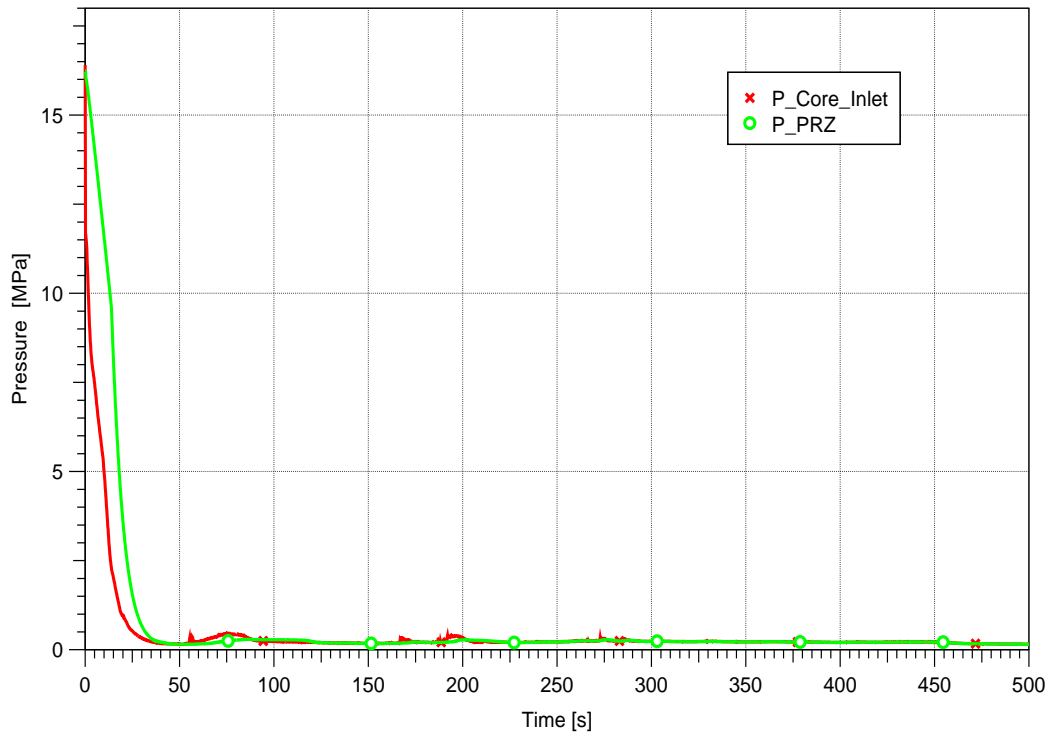


Abb. 2.3 ATHLET, LB LOCA + LOOP, Druck am Eintritt des Reaktorkerns und im Druckhalter

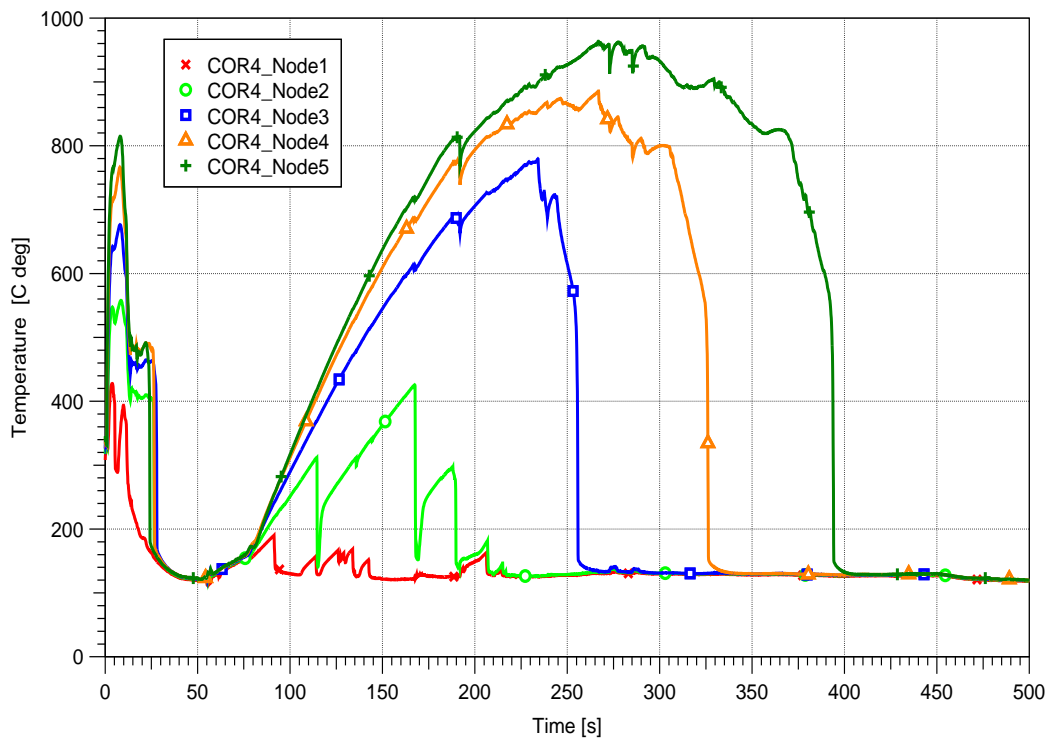


Abb. 2.4 ATHLET, LB LOCA + LOOP, Hüllrohrtemperatur in den Nodes 1 – 5 des heißen Kühlkanals

2.2.1.4 Pilotanalyse zum Szenario „Totaler Stromausfall“

Weiterhin wurden Rechnungen zum postulierten auslegungsüberschreitenden Störfall (ohne Kernschmelze) „Totalausfall der Stromversorgung“ für das KKW Belarus, Block 1, durchgeführt. Bei diesem Störfallszenario wird der vollständige Verlust der normalen und der Reserve-Wechselstromversorgung sowie des Notstromversorgungssystems definiert (auch als Station Blackout SBO bezeichnet).

In der Analyse kam das oben charakterisierte ATHLET-Anlagenmodell zum Einsatz unter Best-Estimate-Annahmen. Der Störfall ereignet sich im vollen Leistungsbetrieb. Als Sicherheitssysteme stehen passive Systeme (Druckspeicher, PHRS-SG) und die an die Batterieversorgung angeschlossenen Komponenten zur Verfügung (bis zur Entladung der Batterien). Die Funktion von 3 der 4 Stränge des PHRS-SG ist unterstellt. Operatorhandlungen sind nicht berücksichtigt. Die Analyse wurde über einen Zeitraum von 20.000 s durchgeführt; ihre Ergebnisse sind in /BAK 23a/ dokumentiert inklusive von Vergleichen mit Resultaten im SAR des KKW Belarus. Im Allgemeinen kann eine gute Übereinstimmung der ATHLET-Ergebnisse mit den SAR-Verläufen festgestellt werden, Unterschiede sind in /BAK 23a/ diskutiert.

Als ausgewähltes Ergebnis wird hier die durch das PHRS-SG aus den Dampferzeugern abgeführte Leistung gezeigt (Abb. 2.5). Innerhalb von 90 s erreicht das PHRS-SG seine volle Leistung, was gut mit dem im SAR angegebenen Wert von 80 s übereinstimmt. Während entsprechend den SAR-Ergebnissen über 5.000 s eine konstante Leistung von etwa 25 MW abgeführt wird, ist das in ATHLET in der Spitze eine Leistung von 33 MW, die sich danach verringert und nach 2.000 s unter den SAR-Wert fällt. Der Grund für diesen Unterschied ist, dass es in den TECH-M-97-Analysen im SAR kein separates Modell für das PHRS-SG gibt und die abführbare Leistung als Randbedingung in Form einer Zeitfunktion angegeben wird.

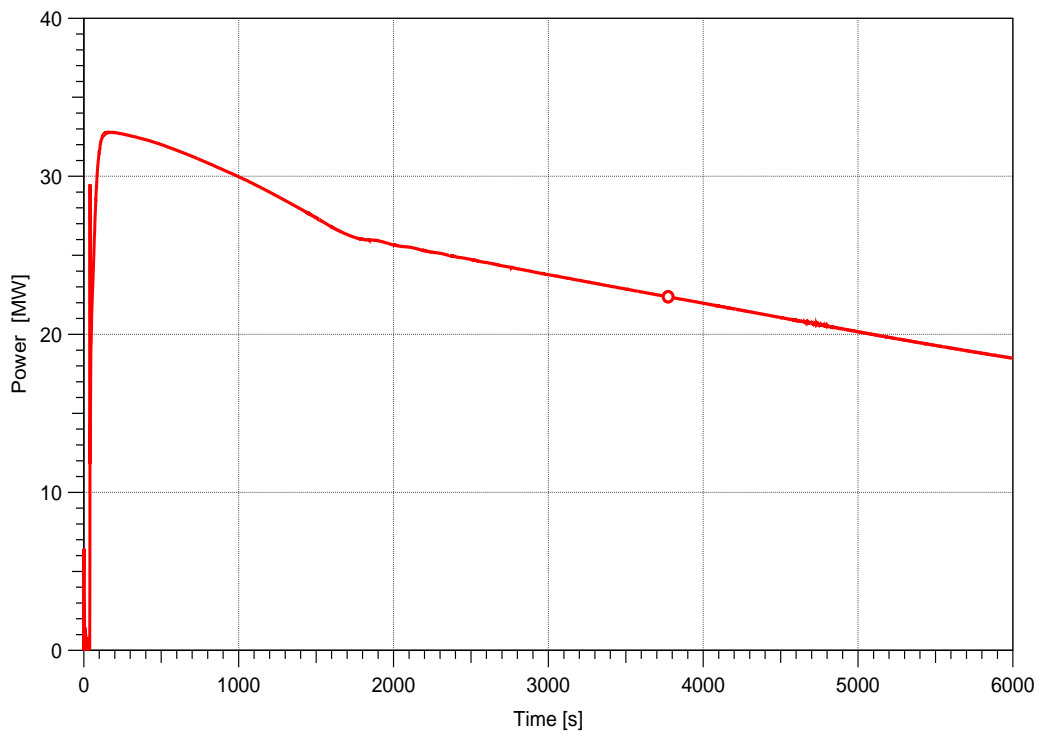


Abb. 2.5 ATHLET, SBO, durch das PHRS-SG aus den Dampferzeugern abgeführte totale Leistung

2.2.2 COCOSYS Modell für das Containment des WWER-1200 und Stand-alone-Rechnungen

2.2.2.1 Beschreibung des COCOSYS-Anlagenmodells

Wie in Abschnitt 2.2 erläutert, wurde durch SEC NRS das geplante neue COCOSYS-Anlagenmodell für das WWER-1200-Containment nicht bereitgestellt. Als Ausweg zur Erfüllung der Projektziele blieb die Verwendung des Eingabemodells für das KKW Belarus-1, das von JIPNR Sosny entwickelt wurde /JIP 20/ und nur für GRS-interne Zwecke im Rahmen des Projektes verwendet werden kann.

Dieses Eingabemodell wurde an die COCOSYS-Version 3.0.1 (als Teil von AC²-2019.1) und später an das aktuelle COCOSYS 3.1.1 (AC²-2021.1) angepasst. Von der GRS implementierte Verbesserungen betrafen u. a. die Anpassung der Restwassermassen für Drainageverbindungen oder die Modifikation von Objektnamen, sodass zur Auswertung jetzt das ATLAS-Visualisierungstool verwendet werden kann.

Das passive Containment-Wärmeabfuhrsystem PHRS-C ist eine Besonderheit der W-491-Modifikation eines WWER-1200. Im ursprünglichen Eingabemodell von

JIPNR Sosny war dieses System nicht berücksichtigt. Daher wurde das von der GRS im Rahmen des BMUV-Projektes INT KoNuS entwickelte PHRS-C-Eingabemodell herangezogen /ARN 23/. Es simuliert das PHRS-C mit Hilfe des verbesserten und für die Konfiguration des PHRS-C im WWER-1200/491 validierten GEKO-Modells in COCOSYS. Drei der vier Stränge des PHRS-C sind jetzt im erweiterten COCOSYS-Anlagenmodell berücksichtigt. Die drei Wärmetauscher PHRS1 bis PHRS3 befinden sich in den Zonen R18 und R19 (siehe Abb. 2.6). Die Wärmetauscher (vertikal angeordnete Rohrbündel von 5 m Länge) sind durch Rohrleitungssysteme mit Einlass- (Zonen *TANK1) und Auslassbereichen (*TANK2) spezieller Wasserbecken verbunden, die außen auf der Oberseite des Containments angebracht sind. Die Anfangswassermasse der Tanks der 3 berücksichtigten PHRS-C-Stränge beträgt 1.587 t.

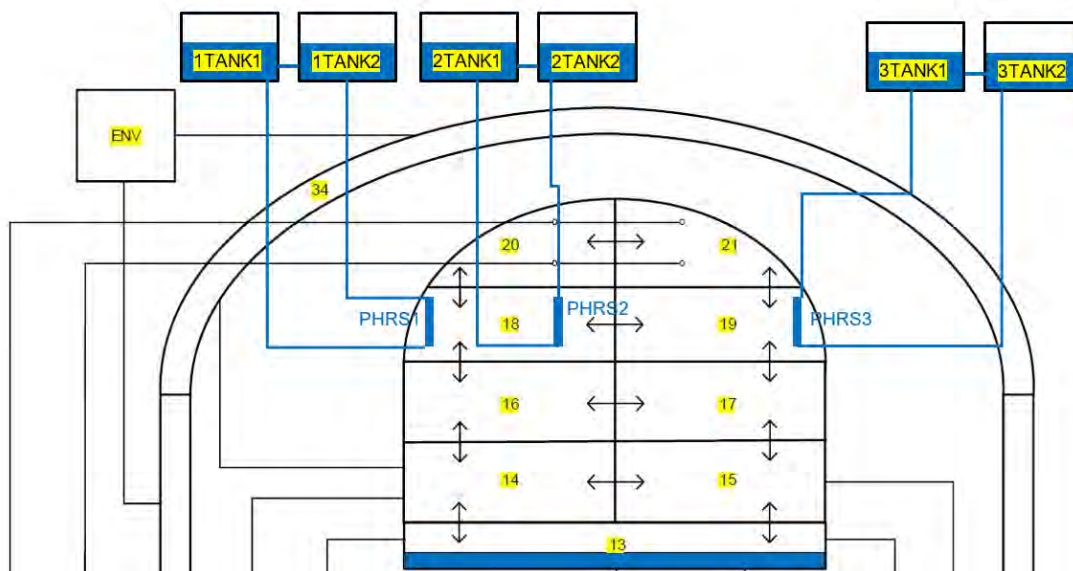


Abb. 2.6 COCOSYS, Nodalisierung des Kuppelbereiches des WWER-1200/491-Containments mit 3 von 4 PHRS-C-Strängen

Das so erweiterte Anlagenmodell berücksichtigt noch nicht die im Sicherheitsbehälter installierten passiven autokatalytischen Rekombinatoren (PAR) zum Abbau von Wasserstoff. Dies ist akzeptabel, da während der betrachteten Auslegungsstöße keine signifikante und gefährlich hohe Wasserstoffmasse in das Containment freigesetzt wird. Im laufenden Projekt wurde auf Grundlage des SEC-NRS-Berichtes /SEC 21/ das Modell für die RVK-Rekombinatoren russischer Bauart in COCOSYS 3.1 erweitert /ARN 21/. Typen, Anzahl und Platzierung der RVK PARs sind in /SEC 21/ verfügbar und können in das Eingabemodell implementiert werden.

Das Containment eines WWER-1200/491 ist mit einem Core Catcher ausgestattet, einem Sicherheitssystem zur Lokalisierung und Abkühlung der Kernschmelze nach dem Versagen des Reaktordruckbehälters im Falle eines schweren Unfalls mit Kernzerstörung. Ein entsprechendes COCOSYS-Eingabemodell wurde von der GRS unter Verwendung der Funktionen des CCI-Hauptmoduls von COCOSYS erstellt und getestet (siehe Abschnitt 3.2.3). Da zurzeit nur Auslegungs- und auslegungsüberschreitende Störfälle (ohne Kernzerstörung) betrachtet werden, ist dieses Modell noch nicht erforderlich; kann jedoch in Zukunft leicht in das Anlagenmodell implementiert werden.

Das erweiterte COCOSYS-Eingabemodell umfasst jetzt 54 Zonen, darunter zwei Zonen, die den Ringraum simulieren, 6 für die PHRS-C-Wassertanks auf der Außenseite des Sicherheitsbehälters und eine Umgebungszone, 165 Verbindungen (95 atmosphärische und 67 Drainageverbindungen, 3 Pumpensysteme) und 160 Wärmeleitstrukturen.

2.2.2.2 Pilotanalyse zum Auslegungsstörfall LB LOCA + LOOP

Das erweiterte COCOSYS-Eingabemodell für das Containment eines WWER-1200/491 wurde in einer Stand-alone-Analyse zum Auslegungsstörfall „LB LOCA + LOOP“ (Doppelend-Bruch der Hauptkühlmitteleitung mit Ausfall der internen und externen Stromversorgung) angewendet. In einer solchen COCOSYS-Simulation muss die Kühlmittelmasse- und Energiefreisetzungsrates (MER) in das Containment als Randbedingung, d. h. zeitabhängig Tabellenfunktion vorgegeben werden.

Da für diesen Störfall im Rahmen des Projektes eine Stand-alone-ATHLET-Simulation durchgeführt wurde (siehe Abschnitt 2.2.1.3), konnte eine solche MER aus den ATHLET-Ergebnissen aufbereitet und der Ablauf dieses Störfalles im Containment untersucht werden. Die COCOSYS-Simulation umfasst die ersten 1.000 s des Störfalles, in denen die höchsten Containment-Belastungen auftreten. Die gewählten Anfangs- und Randbedingungen (konservative Werte als die höchsten Werte aus dem Auslegungsbereich) sind in /BAK 23a/ aufgelistet. Die Ergebnisse der Stand-alone-Simulation sind dort dargestellt und diskutiert, wobei sie mit der gekoppelten AC²-Simulation (siehe Abschnitt 2.2.3.2) und, soweit verfügbar, mit Ergebnissen aus dem SAR /SAR 17a/ verglichen werden.

2.2.3 AC²-gekoppelte ATHLET/COCOSYS-Pilotrechnung für WWER-1200

Die Anwendung von AC² und dabei der Programmmodule ATHLET und COCOSYS ermöglicht eine integrale Simulation des Verhaltens des Reaktorkühlkreislaufs sowie des

Containments von KKW WWER-1200/491 unter Störfallbedingungen. Das Kopplungskonzept ist im COCOSYS User Manual, Kapitel 13, beschrieben.

2.2.3.1 Kopplung der ATHLET- und COCOSYS-Anlagenmodelle

Die Kopplung der beiden Programmmodule, d. h. die Anpassungen der entsprechenden ATHLET- und COCOSYS Stand-alone-Anlagenmodelle, hängt stark von der jeweiligen Aufgabenstellung ab. Die Pilotanalyse bezieht sich auf ein Störfallszenario und beschränkt sich auf die damit verbundenen thermohydraulischen Prozesse im Reaktor, im Primär- und Sekundärkreislauf und im Containment. Für die Kopplung sind daher folgende Punkte umzusetzen:

- Massen- und Energiefreisetzung aus dem Primärkreislauf (z. B. über ein Leck) in das Containment oder umgekehrt,
- Simulation von Pumpensystemen (Systeme der Kernnotkühlung werden mit Wasser aus dem Containment versorgt),
- Berücksichtigung von Wärmeverlusten von Reaktor und Kühlkreisläufen in das Containment,
- Berücksichtigung von Prozessrandbedingungen (Übergabe von Containment-Parametern wie Druck, Temperatur, Wasserstand usw. an ATHLET zur weiteren Verwendung im GCSM-Modul) und
- Bereitstellung von Steuerungsparametern von ATHLET an COCOSYS (nutzbar als externe Steuerungsbedingung).

Weitere Details zur Kopplung der Eingabedatensätze können dem Bericht /BAK 23a/ entnommen werden. Der Start der gekoppelten Rechnungen erfolgte mit Hilfe des AC²-Startpanels.

2.2.3.2 Ergebnisse der AC²-Pilotanalyse zum Auslegungsstörfall LB LOCA + LOOP

Die gekoppelte Simulation des Auslegungsstörfall wurde mit der Programmversion AC2-2021.1 durchgeführt. Die simulierte Prozesszeit beträgt 4.000 s, wobei die ersten 3.000 s die stationäre Simulationsphase darstellen, die erforderlich ist, um in ATHLET stabile Anfangsbedingungen im Primär- und Sekundärkreislauf zu erreichen. Der Bruch

der Hauptkühlmittelleitung zusammen mit dem Stromausfall tritt bei 3.000 s auf. In den folgenden Abbildungen wird die stationäre Phase vernachlässigt, d. h. der Bereich 0 – 1.000 s.

Generell wurden die Ergebnisse der Stand-alone-Simulationen mit ATHLET und COCOSYS mit denen der gekoppelten AC²-Simulation verglichen und sind, soweit verfügbar, in /BAK 23a/ den Ergebnissen aus dem SAR /SAR 17a/ gegenübergestellt.

Repräsentativ für die Ergebnisse ist in Abb. 2.7 der Vergleich des berechneten Druckverlaufes am Reaktorkerneintritt aus der Stand-Alone-ATHLET und der gekoppelten AC²-Rechnung gezeigt. Es ist zu erkennen, dass in der gekoppelten AC²-Rechnung nach etwa 30 s ein höherer Druck berechnet wird als in der Stand-alone-Simulation. Dies ist darauf zurückzuführen, dass in der ATHLET-Simulation ein konstanter Containment-Druck von 1 bar angesetzt wurde, während in der gekoppelten AC²-Rechnung nach 30 s der Primärkreisdruck durch den von COCOSYS berechneten Containment-Gegendruck bestimmt wird. Der Containment-Druck liegt im Bereich zwischen 3,6 und 2,5 bar. Danach schwingt in der AC²-Rechnung der Kerneinlassdruck um etwa 0,4 MPa, d. h. etwas höher als der Druck im Containment), was auf die Einspeisung durch die Hoch- und Niederdruckkernnotkühlumpen zurückzuführen ist.

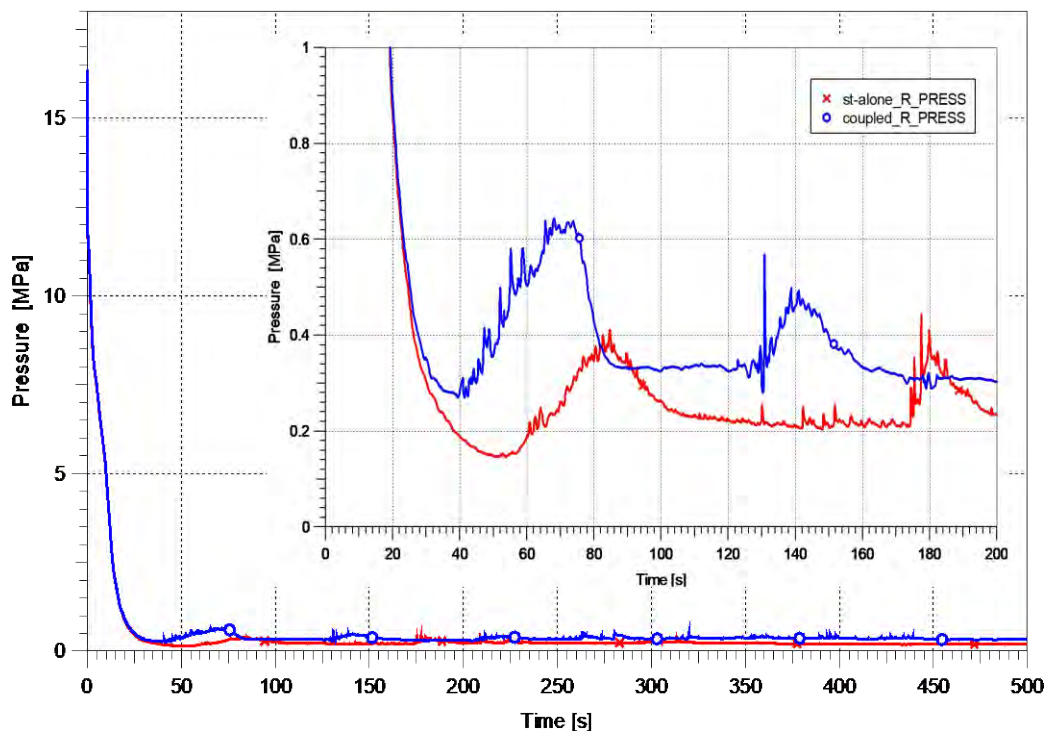


Abb. 2.7 AC², LB LOCA + LOOP, Druckverlauf am Eintritt des Reaktorkerns, Vergleich der Stand-alone-ATHLET- und gekoppelten AC²-Rechnung

In der gekoppelten AC²-Rechnung fällt der Druck im Primärkreislauf zwischen 30 und 210 s wiederholt unter den Druck im Containment, z. B. zwischen 30 und 45 s, wodurch in dieser Zeit kein Kühlmittel ausströmt, aber im Gegenzug eine Rückströmung von Containment-Atmosphäre in den Kreislauf erfolgt (Dampf und nicht kondensierbare Gase). Diese haben jedoch auf Grund ihrer sehr geringen Masse (~3 kg N₂ und ~1 kg O₂) keinen signifikanten Einfluss auf das Primärkreislaufverhalten.

Während der Massen- und Energieeintrag in das Containment bis zu 30 s nahezu identisch ist, d. h. solange kritische Druckdifferenzbedingungen über den Bruch herrschen, ist danach der Wasseraustrag in der gekoppelten AC²-Rechnung etwas geringer. Später erfolgt auf Grund des höheren Gegendruckes ein sichtbar geringerer Dampfeintrag in das Containment. Beides hat zur Folge, dass in der gekoppelten AC²-Rechnung der Druck im Containment immer etwas unterhalb des Verlaufes in der Stand-alone-Rechnung liegt.

In der gekoppelten Rechnung ist der Wärmeübergang von heißen Kühlkreislaufoberflächen (ATHLET) an die Containmentatmosphäre (COCOSYS) berücksichtigt. Im Vergleich zu der durch den Bruch freigesetzten Energie ist dieser Energieeintrag in die Strukturen vernachlässigbar – zum Ende der Simulation beläuft sie sich auf 0,26 GJ, was weniger als 0,04 % der in das Containment freigesetzten Energie ausmacht.

Infolge der Wasser- und Dampffreisetzung beginnt der Druck im Containment anzusteigen und erreicht sein Maximum von 4,58 bar nach 1,7 s im Dampferzeugerraum, in dem sich die betroffene Kühlmittelschleife befindet, und von 3,71 bar nach 18 s in der Containmentkuppel (Abb. 2.8). Alle Werte liegen deutlich unter dem Auslegungsgrenzwert von 4,9 bar. Nach 18 s hat sich der Druck in allen Zonen angeglichen.

In COCOSYS wird der Bruch-Ort im Dampferzeugerraum durch die Zone „R8_2**“ repräsentiert. Zur konservativen Berechnung des Maximaldrucks und der Druckdifferenzen zu den Nachbarräumen ist diese Zone mit dem Gleichgewichtszonenmodell (EQ) von COCOSYS simuliert. Schaltet man auf das Nichtgleichgewichtsmodell (NE) um, so wird die große Anfangsdruckdifferenz zwischen dem Dampferzeugerraum und der Containmentkuppel nicht wesentlich beeinflusst (Abb. 2.8). Die Klärung der Frage, ob dieses Verhalten realistisch ist oder nicht, ist z. Z. nicht möglich, da die GRS nicht über die erforderlichen Details der geometrischen Daten verfügt, um z. B. die Querschnitte oder Strömungsverluste der Verbindungen zu überprüfen. Hier sind Beiträge von Partnern in

Ländern, die einen WWER-1200 betreiben (z. B. SEC NRS Moskau, JIPNR Sosny, BCNRS Minsk), erforderlich.

Im SAR des KKW Belarus-1 ist für den entsprechenden Störfall nur eine Kurve für den Containment-Druck angegeben /SAR 17a/. In der Anfangsphase zeigt dieser Druckverlauf nicht den schnellen Anstieg wie in der COCOSYS-Rechnung für den Dampferzeugerraum; er liegt zwischen beiden Kurven in Abb. 2.8 (SAR-Ergebnis ist nicht im Bild enthalten). Es ist nicht bekannt, auf welchen Anlagenraum sich der SAR-Druck bezieht und ob auch ein so großer Druckunterschied zwischen dem Dampferzeugerraum und der Kuppel auftritt. Es gibt weitere Berichte, z. B. /JIP 20/ und /SAR 17c/, die Auslegungsberechnungen beschreiben. Auch in diesen Berichten wird nur der „Containmentdruck“ erwähnt und nicht der genaue Anlagenraum, auf den sich der gezeigte Druck bezieht.

Der im SAR dargestellte Spitzendruck im Containment von 3,63 bar bei 23,5 s stimmt dann wieder gut mit COCOSYS überein. Es tritt jedoch im Unterschied zu COCOSYS zwischen 350 und 450 s kein zweites lokales Druckmaximum auf.

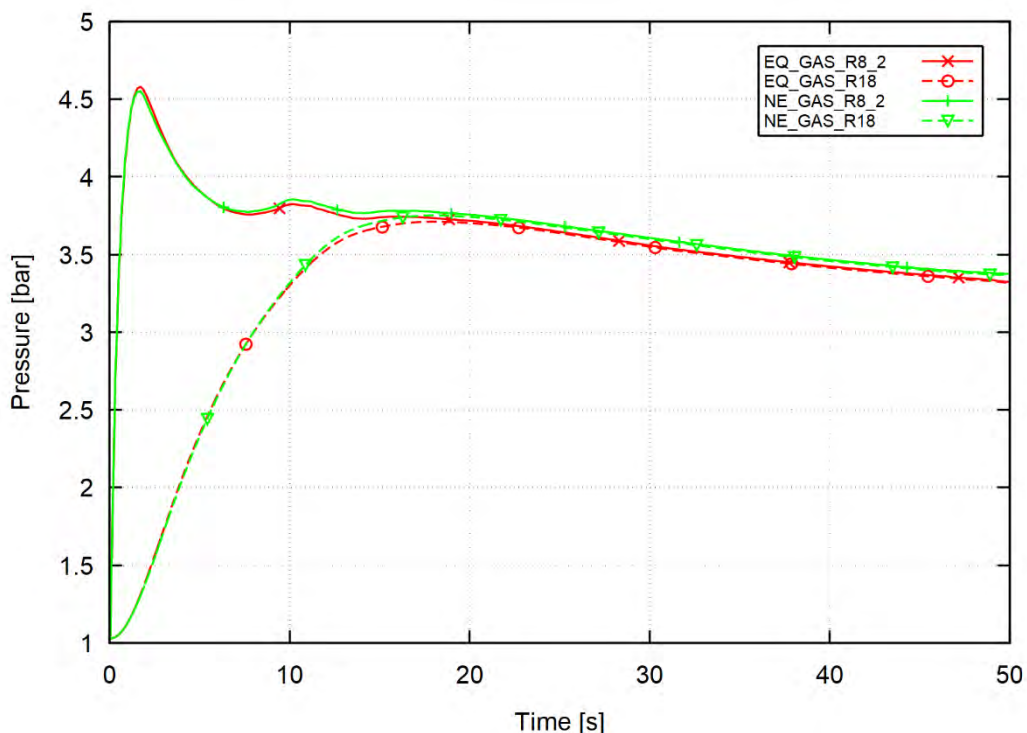


Abb. 2.8 AC², LB LOCA + LOOP, Druckverlauf im Raum der Dampferzeuger und in der Containmentkuppel, Einfluss des gewählten Zonenmodells für Raum R8_2, Kurzzeitphase 0 – 50 s

In /BAK 23a/ sind weitere Containment-bezogene Ergebnisse diskutiert, wie das Temperaturverhalten oder der Einfluss des PHRS-C auf den Störfallverlauf. Entsprechende SAR-Ergebnisse zu diesem Störfall liegen der GRS leider nicht vor.

2.2.4 Schlussfolgerungen aus den Pilotanalysen der GRS

Bei der Verbesserung und Erweiterung der ATHLET- und COCOSYS-Anlagenmodelle wurden Punkte für weitere nützliche oder notwendige Änderungen ermittelt. In den stand-alone und gekoppelten Pilotrechnungen kristallisierten sich weitere Fragestellungen heraus. Sie sind in /BAK 23a/ aufgeführt und diskutiert. Einige dieser Punkte können in Zukunft von der GRS gelöst werden (z. B. Berücksichtigung von Rekombinatoren und des Core Catchers, Kopplung der passiven Wärmeabfuhrsysteme PHRS-SG und PHRS-C). In anderen Fällen ist eine Zusammenarbeit mit der SEC NRS und/oder anderen technischen Unterstützungsorganisationen aus Ländern erforderlich, die WWER-1200/491 betreiben oder bauen, um Zugang zu weiteren anlagenspezifischen Daten zu erhalten.

Die Forschungsaktivitäten für ein KKW mit WWER-1200/491 sollten in enger Zusammenarbeit mit SEC NRS Moskau durchgeführt werden. Auf Grund der unerwarteten politischen Umstände wurden die Arbeiten von der GRS unter Nutzung aller verfügbaren Informationsquellen fortgesetzt, so dass nun ATHLET- und COCOSYS-Anlagenmodelle für WWER-1000/491 zur Verfügung stehen und in Pilotanalysen für GRS-interne Zwecke eingesetzt werden konnten. Somit wurden die Hauptziele dieses Arbeitspakets erfüllt.

3 Analyse von schweren Störfällen in WWER-1000/W-320-Reaktoren (AP 2)

3.1 Zielsetzung

Die Zielsetzung dieser Arbeiten bestand darin, die Analysen von schweren Unfällen in WWER-1000-Anlagen fort- und Untersuchungen zur Modellierung des Kernfängers der WWER-1200-Anlagen durchzuführen. Aufbauend auf den im Vorhaben 4717R01520 durchgeführten Pilotanalysen mit dem GRS-Programmkomplex AC² (ATHLET-CD – COCOSYS) zum „station blackout“ für eine generische WWER-1000/320-Anlage sollten die dabei identifizierten Defizite in der Modellierung und in der Stabilität der Rechnungen weiterhin schrittweise mit Unterstützung der Programmentwickler beseitigt werden. Parallel dazu sollte dieser Datensatz bei der Bewertung von SAMG für ein Unfallszenario mit Kernschmelzen angewendet werden. Darüber hinaus waren erste Untersuchungen zur Modellierung des Kernfängers einer WWER-1200-Anlage in COCOSYS vorgesehen.

Im Zuge der Anpassungen während der Projektlaufzeit fand eine weitere Konkretisierung der Forschungsaufgaben für Unfallanalysen statt. Betrachtet wurden anlassbezogenen Unfallabläufe mit Beeinträchtigung der Brennelementkühlung im Reaktor und im Brennelementlagerbecken mit dem Ziel hierfür Quellterme zu berechnen.

3.2 Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

3.2.1 Verbesserung der AC2 Simulation von Unfallabläufen in WWER-1000/W-320 (AP 2.1)

Im Rahmen dieses Arbeitspakets wurde mit dem GRS Programmpaket AC² (Version 2021.1) für eine Kraftwerksanlage des russischen Reaktortyps WWER-1000/W-320 ein Unfallszenario mit Kernzerstörung analysiert. Für den untersuchten Unfallablauf „Totaler Ausfall der Wechselstromversorgung (TSA engl. SBO) bei zeitgleichem kleinen Leck DN50 im heißen Strang der Kühlmittleitung Nr. 4“ wird das Szenario, beginnend mit dem Stromausfall, über die Operatormaßnahme „Öffnen der Druckhaltersicherheitsventile bei Überschreitung der Kernaustrittstemperatur von 450 °C“, die Reaktor-kernzerstörung, das anschließende Reaktordruckbehälterversagen und die nachfolgende Verlagerung der Kernschmelze in die Reaktorgrube bis zur sich anschließenden Kernschmelze-Beton-Wechselwirkung berechnet. Die Simulation der Freisetzung

spaltproduktthaltiger Aerosole aus dem Kern in den Kühlkreislauf und weiter in das umgebende Containment sind dabei berücksichtigt worden. Ein Versagen des Containments durch Überdruck oder Durchschmelzen des Sicherheitsbehälters trat unter den festgelegten Randbedingungen innerhalb der analysierten Prozesszeit von 1 Tag nicht auf, sodass dafür noch keine entsprechenden Modelle in den Datensätzen enthalten sind.

Die Forschungsarbeiten bauten auf den Ergebnissen aus dem Vorläufervorhaben auf, d.h. den in /BMU 20a/ erstellten ATHLET-CD und COCSYS – Datensätzen. Entsprechend der Projektplanung /BMU 20/ wurden dabei Arbeiten zu folgenden Themen durchgeführt.

Anpassung der Datensätze

Wesentliche Erweiterung und Anpassungen am ATHLET-CD Ausgangsdatsatz wurden zur Simulation des Unfallszenarios an der Kernmodellierung (ATHLET-CD Module OREST, FIPREM, FIPISO), dem Spaltprodukttransport im Kühlkreislauf (SAFT), der Zerstörung und Verlagerung des Kerninventars (ECORE), dem Integritätsverlust des Reaktordruckbehälters und nachfolgender Kernschmelze-Verlagerung (AIDA) in die Reaktorgrube des Containments vorgenommen. Zur Beschreibung der angenommenen DN50-Leckage im vierten heißen Strang, ist die Modellierung des entsprechenden Thermofluid-Objekts angepasst und eine entsprechende Verbindung zur Dampferzeuger-Box im Containment hergestellt worden. Der Leckage-Ort wird in demjenigen heißen Strang angenommen, der mit dem Druckhalter verbunden ist. Das Leck befindet sich 5°m vom Reaktorauslass entfernt. Als Notfallmaßnahme ist das Öffnen aller drei Druckhalter-Sicherheitsventile bei Überschreiten einer kritischen Kernaustritts-Temperatur von 450°C durch den Operator berücksichtigt, was zu einer Druckabsenkung im Kühlkreislauf führt. Dies ist ein weiterer Kühlmittelaustrag in das Containment. Die Spätphase der Simulation wird nach dem Integritätsverlust des Reaktordruckbehälters im Wesentlichen durch die Beton-Schmelze-Wechselwirkung in der Reaktorgrube des Containments bestimmt.

Modellierung der Transportpfade („SAFT-Pfad“)

Die Modellierung der Transportpfade (Abb. 3.1) für die Aerosole und Spaltprodukte vom Reaktorkern bis in das Containment (SAFT-Modul) wurde in verschiedenen Stufen modifiziert und ausgetestet. Letztendlich werden im analysierten Störfall TSA plus Leck

DN50 zwei Pfade berücksichtigt, d. h. (1) von der Kernoberkante zu dem DN50-Leckort sowie (2) nach RDB-Versagen über den Reaktorbypass und die Öffnung im RDB in die Reaktorgrube.

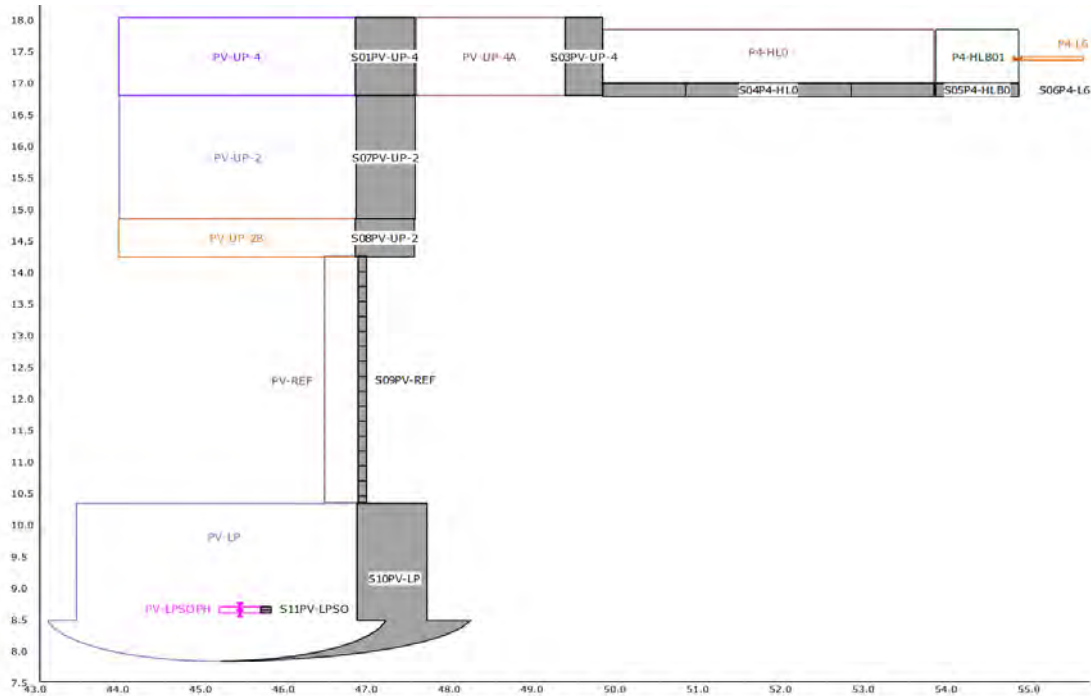


Abb. 3.1: Verwendeter SAFT-Pfad für Leck-Simulation

Druckhaltersicherheitsventil

In ersten Pilotanalysen war festgestellt worden, dass von ATHLET ein zu geringer Dampfmassenstrom durch die Druckhaltersicherheitsventile berechnet wird (Dampfdurchsatz ca. 40 % geringer als in technischen Unterlagen angegeben). Ursache dafür war eine geänderte Anbindungsmodellierung der Sicherheitsventile, die durch die Anwendung des SAFT-Modules erforderlich wurde. Die Modellierung im Datensatz (Strömungsverlustbeiwerte) wurden so angepasst, dass beim Öffnungsdruck wieder die erwarteten Dampf-Massenströme erreicht werden.

Modellierung des Reaktorkerns

Eine wesentlicher Arbeitspunkt bei der Erweiterung der Datensätze betraf die Anpassung der Kernbeladung und des Kernabbrandes auf Basis bereitgestellter Anlagendaten in OREST. Das Module OREST ist der stationäre Teil des ATHLET-CD Nuklid-Code Moduls, welches zur Berücksichtigung von Reaktor- und Brennstoffparametern im

Reaktorkern dient. Mittels der von der ukrainischen TSO SSTC NRS, Kiew bereitgestellten Kernbeladungs- und Abbrand-Daten wurde für die DN50 Störfall-Simulation die Leistungs- und Borkonzentrations-Historie über 4 Kampagnen implementiert. Die verwendete OREST-Modellierung betrachtet hierbei eine generische Kernbeladung für einen WWER-1000/W-320 entsprechend einem vierjährigen Betriebszyklus. Die Abbrand-Rechnungen mit OREST wurde über einen Zeitraum von 1772 Tagen und für drei Anreicherungstypen der Brennstoff-Kassetten (4,40 %, 4,00 % und 3,53 % U-235, Gewichtsprozent) durchgeführt. Als Ergebnis liefert OREST für den Reaktorkern das Anfangs-Isotopeninventar und die Nachzerfallsleistung. Im Gegensatz zu Rechnungen für Ausleugungsstörfälle ist diese Nachzerfallskurve eine nicht-konservative Leistungskurve.

Unterhalb dieses Arbeitspunktes wurde die in den vorangegangenen Datensätzen verwendete Kernmodellierung überarbeitet und der Übergang von einer 5-Ring- zu einer 8-Ring-Struktur durchgeführt. Die verwendete 8-Ring Modellierung weist gegenüber dem 5-Ring-Ansatz eine verbesserte Adaption an die bestehenden Reaktorkern-Geometrie als auch eine höhere Stabilität bei der zeitlichen Integration auf. Zusätzlich ist die Definition der Isotopenzusammensetzung und des bestehenden Abbrands in den einzelnen Brennstoff-Kassetten bei diesem Modellierungsansatz eindeutig zuweisbar.

Bei diesem Ansatz bildet die zentrale Brennstoffkassette den ersten Ring und wird durch das Thermofluid-Objekt PV-PIPE1 (Länge: 3.905°m, Strömungsquerschnitt: $A_0 = 0.026^{\circ}m^2$) beschrieben, wobei der beheizte Bereich zwischen 0.107°m und 3.657°m liegt. Die weiteren Objekte für die hexagonalen Ringe (2 -8) werden jeweils durch Skalierung (FPARO) auf Grundlage von Objekt PV-PIPE1 erzeugt. Der jeweilige Skalierungsfaktor wurde aus der Anzahl der enthaltenen Brennstoffkassen je Ring bestimmt (siehe Abb. 3.2).

Die verwendete Steuerstab-Verteilung im Kern kann der Abb. 3.3 entnommen werden. Durch diesen Ansatz lassen sich ebenfalls den einzelnen Ringen eindeutig die zugehörige Anzahl an Brennstoffkassetten und Steuerelementen zuweisen.

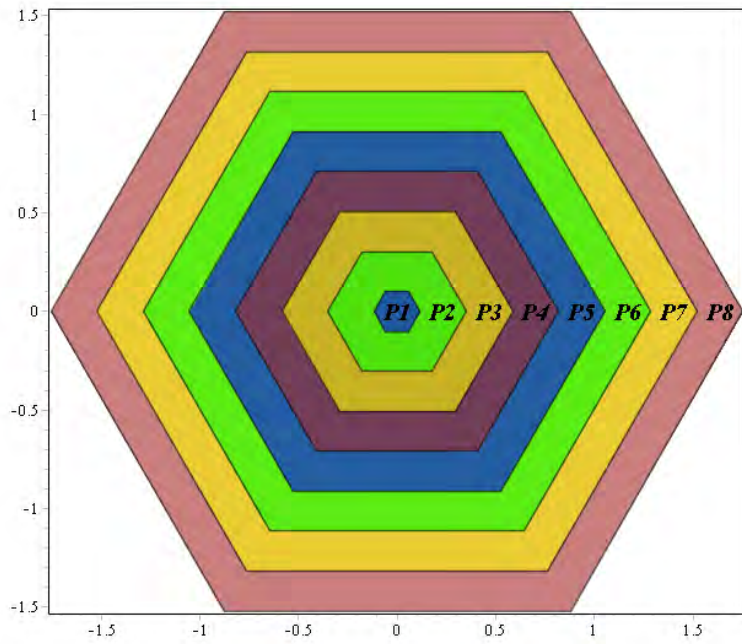
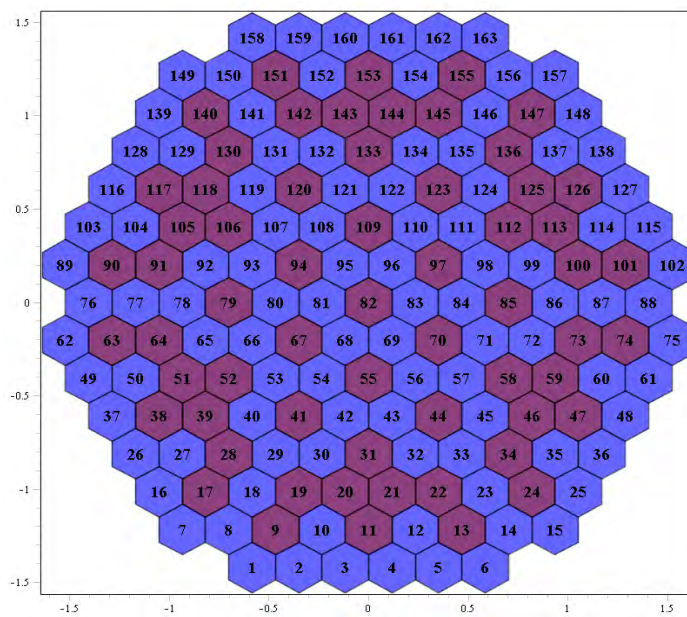


Abb. 3.2: Modellierung der Kernströmungskanäle (PV-PIPE1 PV-PIPE8)



Brennstoff-Kassette

Brennstoff-Kassette mit Kontrollstäben

Abb. 3.3: Steuerstabverteilung und Numerierungsschema des Reaktorkerns

Weiterhin wurden im oberen Plenum des RDB zusätzliche Wärmestrukturen implementiert (Steuerstabführungsrohre, Kernbehälter, Schutzrohr), die aufgrund ihrer Wärmekapazität das eingespeiste Wasser vor dem Auftreffen auf den heißen Reaktorkern vorwärmen und damit zur Verringerung des Temperaturgradienten und zur Stabilisierung der Simulation beitragen. Das verwendete Nodalisierungsschema des Reaktors ist in Abb. 3.4 dargestellt.

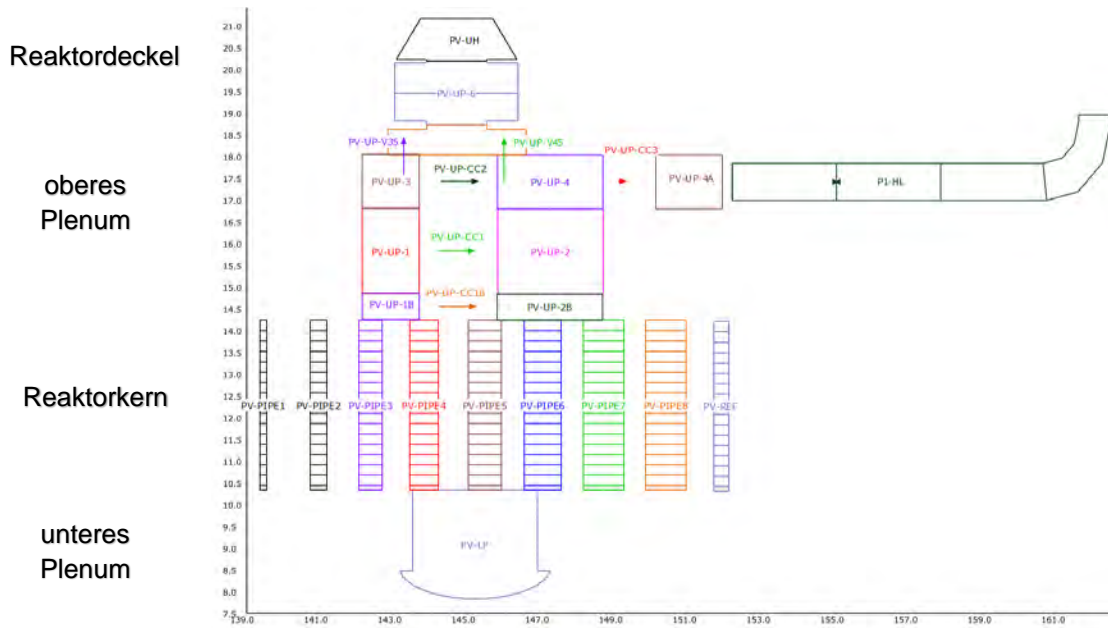


Abb. 3.4: Nodalisierung des Reaktors und eines heißen Stranges

Im AIDA-Modell zur Simulation der Wechselwirkungen zwischen Kernschmelze und Reaktordruckbehälterwand bis zum RDB-Versagen wurde mit AC²-2021 die Möglichkeit geschaffen, anstatt eines sphärischen Bodens des Reaktordruckbehälters die elliptische Bodenstruktur eines WWER-1000 darzustellen. Der Datensatz wurde entsprechend umgestellt.

Im ATHLET-CD - Datensatz wurde ein Temperaturkriterium im GCSM-Block implementiert (Fluidtemperatur oberhalb des Kerns übersteigt 450 °C), womit die Öffnung der Druckhaltersicherheitsventilen zur Druckentlastung des Kühlkreislaufes gesteuert wird. Die entspricht der Notfallmaßnahme (SAMG), die vom Operator z. B. auch in den ukrainischen WWER-1000 Anlagen durchgeführt werden soll. Es kommt zur Druckabsenkung und zur kurzfristigen Wiederflutung des Kerns durch das Einspeisen der Hydroakkumulatoren (Übergang in Niederdruckpfad). Dieses Kriterium wird in der aktuellen Simulationsrechnung nach ca. 6.110 s erreicht und löst das Öffnen aller drei

Druckhaltersicherheitsventile aus. Die Ventile verbleiben dann bis zum Simulationsende in der Offenstellung.

Der COCOSYS-Datensatz für das Containment wurde um die Simulation von passiven autokatalytischen Rekombinatoren (PARs) erweitert. In vielen WWER-1000 - Anlagen wurden bzw. werden im Rahmen von Modernisierungsmaßnahmen PARs nachgerüstet, um insbesondere bei Unfällen die im Containment auftretenden Wasserstoffkonzentration zu verringern. Im Standardprojekt eines WWER-1000/W-320 - Containments sind keine PARs berücksichtigt, weshalb solche bisher auch im AC²-Datensatz nicht enthalten waren. Zum KKW Balakovo-3 liegen keine detaillierten Informationen zur PAR-Nachrüstung vor, jedoch sind aus der Zusammenarbeit mit anderen TSOs zu verschiedenen KKWs drei Konzepte verfügbar (Typen, Anzahl, Installationsorte der PARs von Framatome, Siempelkamp NIS Ingenieurgesellschaft oder SNC Lavalin). Diese wurden für den generischen WWER-1000 Datensatz adaptiert und können wahlweise angesprochen werden. Der Vergleich der 3 Konzepte ergab, dass im analysierten Zeitbereich die NIS-PARs nicht aktiviert werden. Die Aktivierungsbedingungen für NIS werden nur im Raum des Druckhalter-Abblasetanks erreicht, indem laut Konzept jedoch keine PARs installiert sind. Dies zeigt beispielhaft, dass in Analysen neben dem PAR-Typ auch die Größe/Anzahl und der Installationsort exakt zu berücksichtigen sind.

Beim Auffüllen des Containment-Sumpfes (Havarieborbehälter) mit Wasser traten wiederholt Instabilitäten auf. Zur Stabilisierung werden jetzt die Seitenwände der Sumpfzone mit dem neuen COCOSYS-Modell für segmentierte Strukturen simuliert, die Wasserhöhenabhängig die Flächenanteile mit der Wasser- bzw. Gasphase verbinden. Die Deaktivierung der Wasserverbindungen in den Sumpf wurde optimiert (Höhenstand als Kriterium zum Schließen). Zum Druckausgleich wird anschließend nur noch eine Atmosphärenverbindung offengelassen.

Weitere Datensatzverbesserungen erfolgten auf Grund neuer Tests der Eingabedaten oder neuen Optionen in der aktuellen Version AC²-2021.1. Dies betraf z. B. den Abgleich der Reaktorgruben-Bodenfläche (Wärmeübertragungsstruktur in THY Modul) mit dem Radius der Grube für die Beton-Schmelze-Wechselwirkung (CCI-Modul). Weiterhin erfolgte die Anpassung der minimalen und maximalen Radien der Aerosol-Partikel in ATHLET-CD SAFT mit den entsprechenden Durchmessern in COCOSYS AFP. Die COCOSYS-Ausgabe wurde angepasst, sodass nun (optional) nur noch vom Nutzer vorgegeben Isotope sowie ihre Zusammenfassung in Elementgruppen ausgegeben werden (Umfang der Ausgabe des AFP Hauptmoduls signifikant reduziert).

Letztendlich wurden zur Simulation des WWER-1000 Containments ausgewählte Anfangs- und Randbedingungen modifiziert, um das Störfallszenario besser mit den Annahmen der MELCOR-Rechnung von SSTC NRS in Übereinstimmung zu bringen (siehe Abschnitt 3.2.2). Dies betrifft z. B. die Temperatur der Umgebung (jetzt 30 °C), die u. a. das Anfangs-Temperaturprofil der Containment-Außenwand und damit deren Wärmeaufnahme beeinflusst. Mit Blick auf die Auswertung der Ergebnisse (Verteilung der Energie im Containment) wurden Bilanzgruppen für die wärmeleitenden Strukturen eingeführt. Die Containment-Leckage ist auf den von SSTC NRS mitgeteilten Wert (Äquivalenz-Fläche entsprechend 0,3 Vol.%/Tag) angepasst. Im Datensatz werden 53 Wasserstoffrekombinatoren vom NIS-Typ berücksichtigt.

Zur Unterstützung der Auswertung der COCOSYS-bezogenen Ergebnisse der gekoppelten AC²-Rechnungen wurde ein dynamisiertes ATLAS-Bild entsprechend der Nodalisierung des WWER-1000 Containments erstellt. Im Gegensatz zu ATHLET-CD müssen die ATLAS-Bilder für COCOSYS manuell erstellt werden, da die im COCOSYS-Eingabedatensatz hinterlegten geometrischen Daten für eine automatische Bilderstellung nicht ausreichend sind. Auswählbar zur Darstellung sind gegenwärtig Atmosphärentemperaturen, Gaskonzentrationen (N₂, O₂, Dampf, H₂) sowie die Verteilung ausgewählter Spaltproduktisotope. Abb. 3.5 zeigt exemplarisch die Dampfverteilung im Containment. Neben der anschaulichen Darstellung von Rechenergebnissen ist ein weiterer Vorteil von ATLAS die Identifikation von Modellfehlern. In Abb. 3.5 sind z. B. mit blauen Kreisen 2 Zonen markiert, die nur einen geringen Dampfanteil aufweisen. Im Datensatz waren diese als sogenannte Sackräume definiert, die mit jeweils nur einer Verbindung an das Containment angeschlossen sind. Die Prüfung der Anlagenzeichnungen ergab aber, dass auch hier von einer Durchströmung dieser Raumbereiche auszugehen ist, sodass eine Korrektur der Nodalisierung erfolgte.

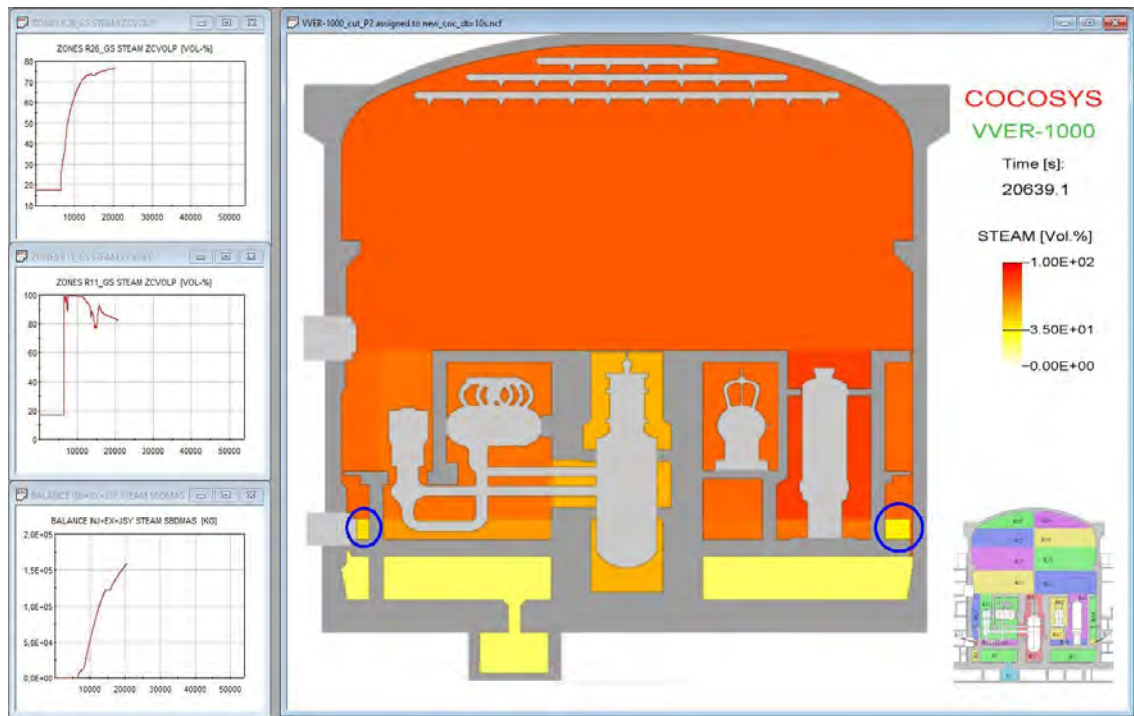


Abb. 3.5: Visualisierung von Containment-bezogenen Ergebnissen mit ATLAS

Nutzung von HPC

Die gekoppelten AC²-Rechnungen zum WWER-1000 benötigen trotz der vorgenommenen Programmoptimierungen auf Arbeitsplatz-PCs unter Windows 10 sehr lange Berechnungszeiträume von mehreren Tagen bis Wochen. Durch diese lange Rechenzeit für jede Simulation sind die Fehlerkorrekturen, Problemanpassungen und die Durchführung von Rechnungsvarianten stark beschränkt. Deshalb wurde die alternative Nutzung der GRS Plattform Manitu (High Performance Computern – HPC unter Linux-Betriebssystem) für die WWER-1000 Simulationen eingerichtet. Allerdings ist der erhoffte Quantensprung bezüglich der benötigten CPU-Zeit nicht erreicht worden. Die durchgeführten Testrechnungen zeigten, dass unter Nutzung des NuT Löser maximal die gleiche Bearbeitungsgeschwindigkeit (effektive Dauer einer Simulation) wie auf einem Arbeitsplatz-PC erreicht wurde. Die Nutzung von 2 bzw. 3 Rechenknoten weist nur einen unwesentlichen Geschwindigkeitseffekt auf. Parallel dazu wurde die Hardware der verwendeten Arbeitsplatzrechner erneuert, was unter Windows 10 zu einer Reduzierung der Rechenzeit auf 70 bzw. 50% führte, sodass Arbeitsplatz-PC vorerst die bevorzugte Simulationsplattform bleiben werden.

Untersuchungen zur Hardware-Abhängigkeit

In Pilotanalysen mit AC²-2019 war festgestellt worden, dass die verwendete Hardware einen unerwarteten und sehr großen Einfluss auf die Simulationsergebnisse hatte. Rechenläufe mit identischen Datensätzen unter Linux und Windows 10, aber auch z. B. auf drei unterschiedlichen PCs (zwei identische Arbeitsplatz-PC sowie ein PC mit älterer CPU) unter Windows 10 führten zu voneinander abweichenden Ergebnissen. Zuerst wurden als Ursache Probleme in AC² vermutet, weshalb vertiefende Überprüfungen der Programmierung erfolgten (z. B. auf undefinierte Werte, Werteüberlauf in Funktionen etc.) oder die Verwendung ungünstiger Compiler-Flags. Mit dem Übergang zur neuen Programmversion AC²-2021 war dann aber die Hardware-abhängigkeit beseitigt - auf verschiedenen PCs unter Windows 10 sind die Ergebnisse nunmehr bit-identisch und ebenfalls zwischen Windows 10 und Linux. Die Ursache für die nunmehr identischen Ergebnisse wird darin gesehen, dass die Erstellung der Executables von AC²-2021 mit dem damals verwendeten Compiler Intel® Parallel Studio XE 2019 unter Microsoft Visual Studio 2019 erfolgte und dass nun alle erforderlichen Programmbibliotheken (dynamic link libraries *.dll) im AC²-2021 bin - Verzeichnis abgelegt werden. Auch mit dem darauffolgenden und jetzt aktuellen Intel OneAPI Compiler ist keine Hardware-Abhängigkeit mehr aufgetreten.

Überprüfung der Isotopenbilanz

Im Vorläufervorhaben war festgestellt worden, dass es Diskrepanzen zwischen den von ATHLET-CD berechneten und den in COCOSYS verwendeten, in das Containment freigesetzten Spaltprodukten gab. Diese Diskrepanz trat auch in den WWER-1000 Rechnungen mit AC²-2019 auf. Diesbezügliche Untersuchungen im aktuellen Projekt zeigten, dass in COCOSYS eine zu hohe Nachzerfallsleistung bilanziert wird (schwarze Kurve "AC2_2019_COC" in Abb. 3.6). Die Isotopen-spezifische Überprüfung stellte als Ursache die Isotope I-132 und Te-127 heraus, die auf Basis von SAFT-Ergebnissen in ATHLET_CD in COCOSYS umskaliert wurden. Nun werden direkt die Isotopenmassen aus dem FIPREM-Modul verwendet, womit in der neuen Version AC²-2021 korrekte Spaltprodukt-Massen und -Energien an COCOSYS übergeben werden (rote Kurve "AC2_master_COC").

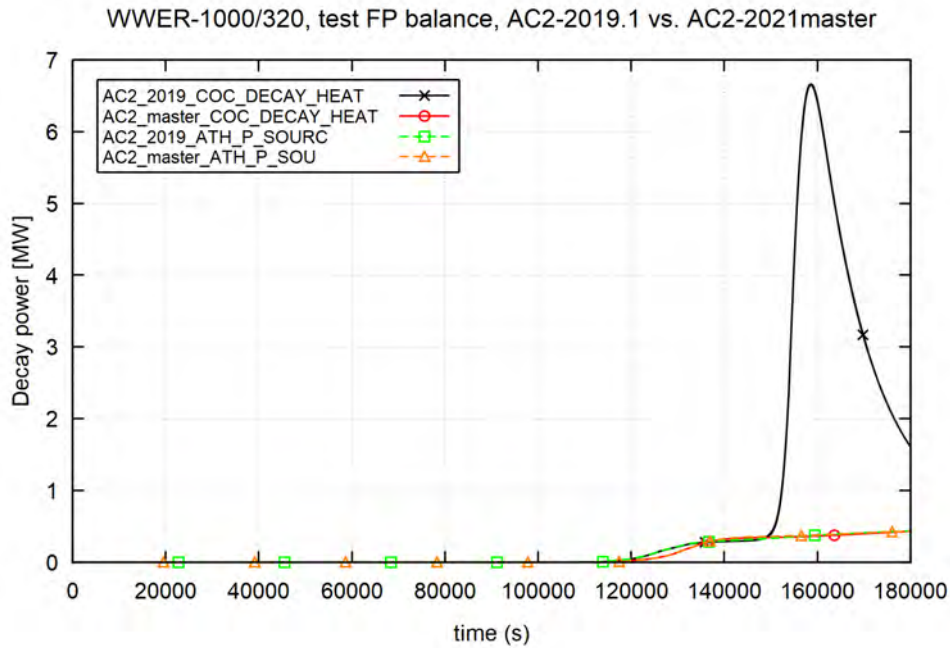


Abb. 3.6: Überprüfung der Isotopenbilanz in AC²

Übergang geschichtete Kernschmelze

Der im Störfallszenario angenommene Integritätsverlust der unteren Kerntageplatte führt zur Verlagerung der Schmelze in das untere Plenum. Nach anfänglicher Verdampfung der im unteren Plenum befindlichen Wassermasse wird von einer Separation der verlagerten Kernschmelze in einen aufliegenden metallischen und einen darunterliegenden oxydischen Anteil ausgegangen. Dieses physikalische Phänomen der Einstellung einer geschichteten Kernschmelze-Konfiguration kann jetzt in der verbesserten AC²-2021.1 Version bei der Modellierung im Modul AIDA berücksichtigt werden. Im Vergleich zur Annahme einer homogenen Schmelze verursacht eine geschichtete Kernschmelze auf Grund des höheren Wärmeeintrags in die betroffenen Bereiche der RDB-Wand infolge des sich ausbildenden Fokus-Effektes an der Grenzschicht zwischen metallischer und oxidischer Schmelze einen beschleunigten Verlust der RDB-Integrität mit anschließendem Schmelze- und Spaltprodukt-Austrag in das Containment.

Auch im CCI Module von COCOSYS ist die Simulation der geschichteten Kernschmelze möglich. Während bei der Freisetzung der Kernschmelze aus dem RDB in die Reaktorgrube von Vermischung der Schmelze ausgegangen wird, kann sich in Abhängigkeit von der Gasfreisetzungsgeschwindigkeit in der Schmelze (Unterschreitung eines aus Experimenten abgeleiteten Grenzwertes) die homogene in eine geschichtete Konfiguration entwickeln. Diese Option wurde sowohl in CCI-Validierungsrechnungen als auch in

COCOSYS stand-alone Anlagensimulationen erfolgreich angewendet. Im Gegensatz zu homogener Schmelze kommt es bei geschichteter Konfiguration zwischen metallischer Schicht und dem Beton zu einer stärkeren Ablation. In COCOSYS werden für den Wärmeübergang zwischen Schmelze und Beton effektive Wärmeübergangskoeffizienten verwendet, die aus Experimenten abgeleitet sind. Sie sind noch mit großen Unsicherheiten behaftet, d. h. es besteht weiterer Validierungsbedarf. In den AC²-Pilotanalysen kam es bei Annahme geschichteter Schmelze in CCI zu Unstimmigkeiten bis hin zu numerischen Instabilitäten, wenn die anfängliche Schmelze-Benetzung mit Wasser in trockene Bedingungen überging. Inzwischen wurde in AC²-2021.1 die dynamische Aufteilung der Schmelzeoberfläche in einen trockenen und einen benetzten Bereich mit entsprechenden Energieübertragungen auf Grundlage der in COCOSYS vorhandenen Wärmeübergangsmodelle (einschließlich Konvektion und Strahlung) verbessert. Offen ist allerdings, dass der Wärmestrom aus der benetzten Schmelzeoberfläche noch unter Verwendung der Randbedingungen der trockenen Schmelze unter Verwendung der Materialeigenschaften von Wasser und ohne Berücksichtigung der Strahlungswärme berechnet wird. Da gegenwärtig die Probleme der AC²-Simulation schwerpunktmäßig im ECORE-Modell von ATHLET-CD liegen und die Annahme von homogener oder geschichteter Schmelzesimulation in CCI den Störfallablauf nicht primär bestimmt, wird im aktuellen Projekt weiterhin eine homogene Schmelze angenommen.

Anwendung von NewAFP

Die Umstellung der Aerosol- und Spaltprodukt-Modellierung im Containment auf das restrukturierte und zum großen Teil neu programmierte COCOSYS-Hauptmodul NewAFP wurde begonnen, nachdem NewAFP als erste Beta-Version mit dem Release von AC²-2021 für Anwender nutzbar wurde. Der Vorteil gegenüber dem bisherigen Modul AFP resultiert aus konsistenteren Ergebnissen, z. B. die Einhaltung der Massen für Iode-Aerosole, Iode -Isotope und chemische Iode-Verbindungen sowie die engere Kopplung mit der Thermohydraulik (Verwendung der Wärmestrukturoberflächen anstatt Vorgabe von Aerosolablagerungsflächen). Neben einer prinzipiellen Einarbeitung in NewAFP war in engem Kontakt mit dem entsprechenden GRS-Entwickler die Umstrukturierung der Eingabe und die Definition notwendiger neuer Eingabeinformationen erforderlich (Anpassung der Steuerungsoptionen, Umstellung der Zonen- und Verbindungsdaten). Erste gekoppelte Testläufe für den WWER-1000 mit NewAFP wurden durchgeführt und dabei kleinere Fehler im Quellcode sowie offene Punkte in NewAFP identifiziert und als Rückfluss aus der Anlagenrechnung an den Entwickler weitergegeben. So waren z. Z.

„Interface junctions“ zwischen ATHLET und COCOSYS, die die Sicherheitssysteme abbilden (z. B. Ansaugen der Hoch- und Niederdrucknotkühlpumpen aus dem Containment-Sumpf) in der Beta-Version von NewAFP noch nicht berücksichtigt. NewAFP wurde bisher im Wesentlichen in Simulationen für Versuchsanlagen genutzt. Komplexere Anwendungen für reale Kraftwerksanlagen sind noch in der Bearbeitung. In diesen Rechnungen ist z. Z. noch ein im Vergleich zu AFP wesentlich höherer CPU-Bedarf festzustellen, d. h. signifikant längere Simulationszeiten. Hier ist in Zukunft die Möglichkeit der Anwendung des NuT Numerik-Paketes zur Beschleunigung der Lösung der Differentialgleichungen vorgesehen. Offen ist auch noch die Übergabe der Aerosole und Spaltprodukte von ATHLET-CD – SAFT/FIPREM an COCOSYS – NewAFP. Hier laufen gegenwärtig noch Entwicklungsarbeiten, die damit zusammenhängen, dass in AC² die Berechnung des Isotopen-Kerninventars von OREST auf das neue Modell VENTINA umgestellt wird. Dadurch kann in der Version AC2-2021 in NewAFP die Nachzerfallsleistung der radioaktiven Isotope noch nicht berücksichtigt werden. Entsprechende Erweiterungen werden in der nächsten Version AC²-2023 erwartet, die somit nicht mehr projektwirksam werden. Bis dahin wird in den Pilotanalysen das weiterhin lauffähige Modul AFP angewendet.

Verbesserte Strukturkopplung

In den ersten Simulationen im aktuellen Projekt wurde die "klassische" Plugin-Kopplung von ATHLET-CD und COCOSYS verwendet /ARN 22/. Plugins sind Software-Teile, die ATHLET durch Benutzereingaben gesteuert aktivieren und nutzen kann. Das COCOSYS-Plugin ist für gekoppelte Berechnungen zu aktivieren. Durch die Plugin-Technik werden keine speziellen gekoppelten Programmversionen (Executables) mehr benötigt. Auf Grund bestimmter Probleme und Beschränkungen in der Kopplung wurde mit AC²-2021 die neue "Driver"-Kopplung eingeführt /ARN 22/. Bezüglich der Auswahl der alten oder neuen Kopplung sind nur minimale Änderungen am ATHLET-CD Datensatz erforderlich bzw. eine Option in der AC² GUI zum Starten einer Simulation auszuwählen. Alle Funktionen der Plugin-Kopplung sind auch in der Driver-Kopplung verfügbar. Neue Features werden aber nur in der Driver-Kopplung implementiert.

Dies betrifft die neue vereinfachte Kopplung von wärmeleitenden Strukturen zwischen ATHLET und COCOSYS für z. B. die Oberflächen des Reaktordruckbehälters oder der Kühlkreisläufe. Bisher sind solche Oberflächen sowohl im ATHLET-Datensatz als auch in COCOSYS und damit zweimal zu definieren. Dieses Verfahren ist fehleranfällig, da eine inhaltliche Überprüfung beider Struktur-"Gruppen" nur sehr eingeschränkt möglich

ist. In der neuen Strukturkopplung können ATHLET HCOs (heat conduction object) jetzt direkt mit COCOSYS-Strukturen gekoppelt werden. In COCOSYS sind nur noch Eingaben bzgl. des Wärmeüberganges an der Containment-Seite notwendig. ATHLET berechnet den Wärmeübergangskoeffizienten vom ATHLET-Fluid zum HCO, den Wärmestrom in den und die Wärmeleitung innerhalb des HCO. COCOSYS liefert die Atmosphären- oder Wassertemperatur und den Wärmeübergangskoeffizienten an der Grenzfläche auf der anderen Seite des HCO. Für die in COCOSYS automatisch erzeugte Struktur werden Ausgabewerte wie für jede andere COCOSYS-Struktur geliefert und die Verwendung der Struktur in weiteren COCOSYS-Modellen ist möglich.

Testrechnungen zeigten, dass diese Prozedur auch mit dem gekoppelten WWER-1000 - Datensatz korrekt funktioniert. Allerdings sind in der AC²-Entwicklung Verzögerungen aufgetreten, sodass bisher noch nicht alle Wärmeübergangsmodelle aus COCOSYS nutzbar sind. Das betrifft z. B. das CO1 Modell sowie die Wärmestrahlung. Auch sind solche Strukturen noch nicht als Aerosol-Ablagerungsflächen berücksichtigt. In der gegenwärtigen Pilotanalyse wird deshalb weiterhin noch die Plugin-Strukturkopplung verwendet.

Modellierung des Containments

Die aktuelle Containment-Nodalisierung ist in Abb. 3.7 dargestellt. Sie umfasst 34 Kontrollvolumen (Zonen), die durch 59 atmosphärische und 45 Wasserverbindungen verknüpft sind, 4 Pumpensysteme und 60 wärmeleitende Strukturen.

Die Nodalisierung bildet jeden realen Raum als eigene Zone ab. Zusätzlich sind die ringförmigen Korridore auf der unteren Ebene des Containments (Kote 13,7 m) und auf der Ebene der Dampferzeugerräume (Kote 19,4 m) in jeweils zwei Zonen unterteilt (linke und rechte Seite im Nodalisierungsschema). Das Kuppelvolumen oberhalb der Kote 36,9 m ist durch acht Zonen simuliert, um eine Schichtung der Dampf-Luft-Atmosphäre zu ermöglichen. Die Reaktorgrube ist durch die Zone R5 modelliert, die beiden Dampferzeugerräume durch R12 und R13. Der Druckhalter befindet sich in R11. Das Gesamtvolumen des Containments beläuft sich auf 63.342 m³. Im Normalbetrieb sind die Zonen R1 und R19 mit 632 m³ bzw. 548 m³ Wasser gefüllt. Das Nettogasvolumen des Containments beträgt somit 62.162 m³.

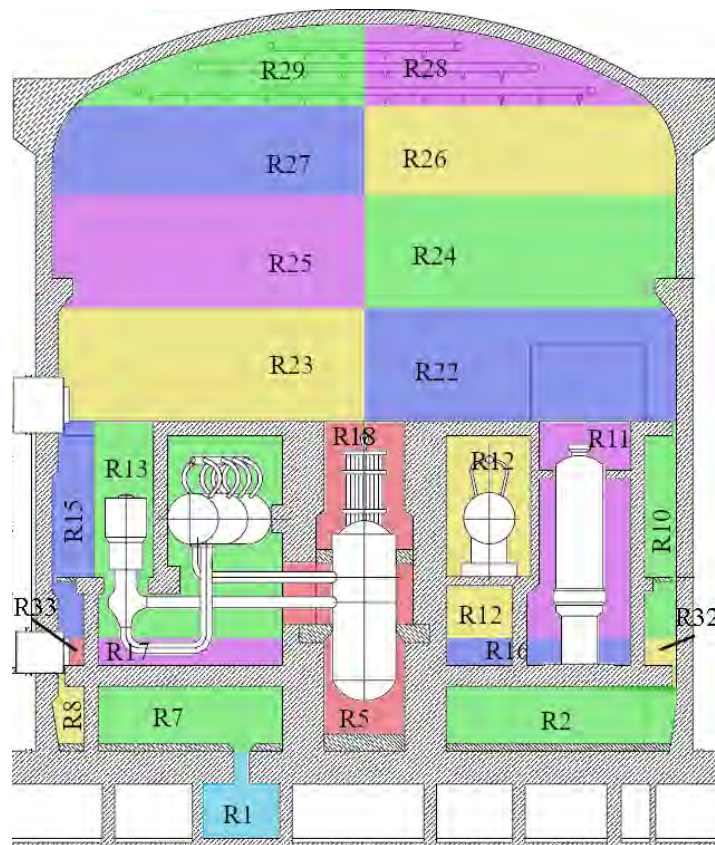


Abb. 3.7: COCOSYS, Containment Nodalisierung

Die Leckage des Containments in die Umgebung ist durch die Atmosphärenverbindung V24 modelliert, deren Querschnittsfläche einer Leckrate von 0,3 Volumenprozent pro Tag bei Auslegungsdruck entspricht. Die Pumpensysteme, d. h. das Containment-Sprühsystem und die Wasserentnahme für Hoch- und Niederdruck-Kernnotkühlsysteme aus dem Containment-Sumpf, Zone R1, werden auf Grund des angenommenen SBO nicht aktiviert.

Das Containment-Modell umfasst Strukturen zur Berücksichtigung der Wärmespeicherung in und der Wärmeleitung durch Wände, Decken und Böden der Räume und ihrer Einbauten sowie der Containment-Außenwand. Die Farbbeschichtung von Stahloberflächen ist ebenfalls berücksichtigt. Die Wärmeübergänge zwischen Atmosphäre und Strukturoberflächen werden mit den COCOSYS-Modellen für freie und erzwungene Konvektion, Kondensation und Wand-Gas-Wärmestrahlung berechnet.

In COCOSYS Aerosol- und Spaltprodukt-Hauptmodul AFP werden zwei generische Aerosolkomponenten (eine lösliche und eine unlösliche) in 20 Größenklassen berücksichtigt. In der Datenbasis zum KKW Balakovo-3 /BAL 97/ sind keine Daten zu

Aerosol-Ablagerungsflächen enthalten. Deshalb sind sie auf der Grundlage der Strukturflächen abgeschätzt und mit Informationen aus anderen WWER-1000-Anlagen ergänzt. Generell können in COCOSYS die radioaktiven Isotope aller Elemente berücksichtigt werden; die endgültige Zusammensetzung der für den Störfallablauf relevanten Isotope und deren Freisetzungsraten in das Containment werden im Rahmen von AC² jedoch von ATHLET-CD automatisch bereitgestellt.

Nach dem Reaktordruckbehälterversagen und der Freisetzung von Corium in die Reaktorgrube wird im COCOSYS CCI-Hauptmodul die Kernschmelze-Beton-Wechselwirkung in der Reaktorgrube simuliert. Aktuelle Informationen aus der Validierung des CCI-Moduls wurden berücksichtigt, z. B. bei der Definition der effektiven Wärmeübergangskoeffizienten zwischen Schmelze und Beton oder in der angenommenen Betonzerstörungstemperatur.

Für die Analyse des Störfalles SBO plus Leck DN50 wurde dieser COCOSYS-Datensatz mit dem ATHLET-CD - Datensatz gekoppelt.

Die Ergebnisse zu diesem Arbeitspunkt sind umfassend in /KON 23a/ dokumentiert. Wesentliche Eckdaten der berechneten Unfallsequenz sind in Tab. 3.1, Kapitel 3.2.2 aufgelistet. Die zeitlichen Verläufe von ausgewählten Ergebnissen sind im gleichen Kapitel im direkten Vergleich mit den MELCOR-Ergebnissen von SSTC NRS gegeben.

3.2.2 Benchmark zwischen AC² und MELCOR für ein Unfallszenario in WWER-1000/320 (AP 2.2)

Basierend auf den Ergebnissen vorangegangener Projekte wurde in diesem Forschungsvorhaben im Arbeitspaket AP 2.1 das generische WWER-1000/320 Anlagenmodell (gekoppelte Datensätze für ATHLET-CD und COCOSYS) für Störfalluntersuchungen mit AC² schrittweise erweitert und ergänzt. Dabei wurden auch festgestellte Defizite in der Modellierung beseitigt und die Stabilität der AC²-Berechnungen verbessert. Letztendlich wurde eine AC²-Pilotanalyse zum Szenario mit schweren Kernschaden "SBO plus Leck DN50" durchgeführt (siehe Kapitel 3.2.1).

Die Ergebnisse dieser Pilotanalyse bilden die Grundlage für einen Code-zu-Code Vergleich (Benchmark), der in Zusammenarbeit mit der ukrainischen TSO SSTC NRS, Kiew durchgeführt wurde. SSTC NRS analysierte den gleichen Unfall mit dem MELCOR-Code und stellte ihre Ergebnisse der GRS zur Verfügung. Dies wurde durch einen Unterauftrag

an SSTC NRS /CON 21/ unterstützt. Eine Beschreibung des WWER-1000/320 Reaktorkühlsystems und des Containments, die Charakterisierung des MELCOR-Eingabemodells und die Ergebnisse der SSTC NRS-Analyse sind im Bericht /SST 23/ zu finden. Der Vergleich der Code-Modelle und Simulationsergebnisse soll die Vertrauenswürdigkeit dieser Unfallanalyse erhöhen, da Modelle für Unfälle mit Kernschaden in der Regel nur an Einzeleffekt-Experimenten validiert sind und es keine Integraleexperimente zu schweren Störfällen mit radioaktiver Schmelze gibt. Gleichzeitig sollte der Benchmark mögliche Defizite in der Modellierung aufzeigen. AC² betreffend soll dies zu Hinweisen für die weitere Verbesserung des WWER-1000 - Anlagenmodells und Anregungen für die Modellentwicklung in AC² geben.

Die Zusammenarbeit mit dem SSTC NRS wurde durch den Krieg Russlands in der Ukraine behindert – neben Verzögerungen in der Arbeit waren auch geplante persönliche Treffen nicht möglich und der fachliche Austausch erfolgte hauptsächlich per E-Mail. Schließlich konnten auch durch das enorme Engagement der SSTC NRS-Kollegen die Ziele des AP 2.2 erreicht werden.

Die Ergebnisse des Code-Vergleiches sind im Bericht /ARN 23a/ dokumentiert. Im Folgenden werden ausgewählte Ergebnisse dargestellt.

Wesentliche Eckdaten zum AC²-Anlagenmodell für einen generischen WWER-1000/320 (ATHLET-CD und COCOSYS Datensätze) sind im obigen Kapitel 3.2.1 zu finden. Ein Überblick zum MELCOR-Datensatz von SSTC NRS /SST 23/ ist im Folgenden gegeben. Die Referenzanlage für das MELCOR-Eingabemodell ist das KKW Saporischschja, Block 1. Das Modell umfasst die MELCOR-Pakete zu Kontrollvolumina (CV) und Strömungsverbindungen, Reaktorkern, Wärmestrukturen, Nachzerfallswärme und radioaktiven Isotopen, Reaktor-Cavity sowie die Steuerlogik zu Systemen des ersten und zweiten Kühlkreislaufes. Exemplarisch wird in Abb. 3.8 die Nodalisierung des Reaktors und der Druckspeicher gezeigt.

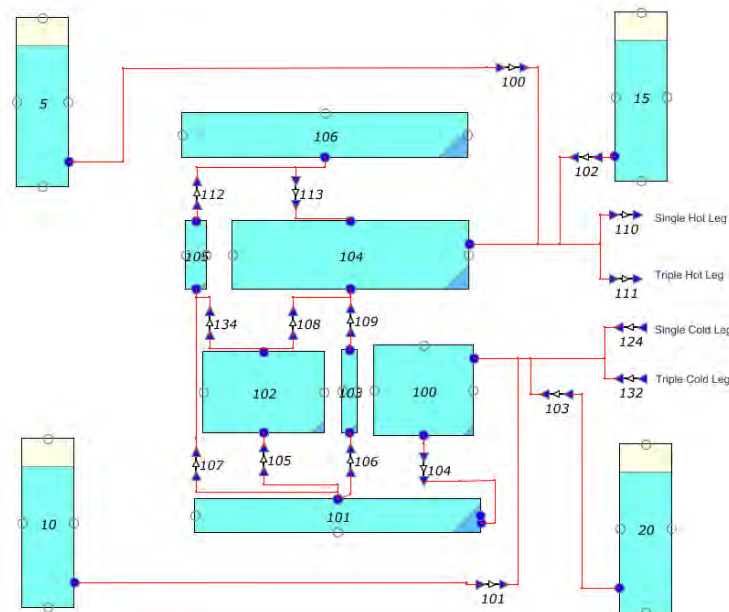


Abb. 3.8: MELCOR, Nodalisierung des Reaktors und der Druckspeicher

Die vier Schleifen des Primärkreislaufes sind durch ein Einfach- und ein Dreifachkreislaufmodell dargestellt. Die Rohrbündel eines Dampferzeugers wurden in 10 horizontale Ebenen aufgeteilt und der Dampferzeuger besteht aus 40 CVs und 60 Strömungsverbindungen. Der Druckhalter ist durch 3 CVs und 2 Strömungsverbindungen modelliert. Die Druckausgleichsleitung verbindet den Druckhalter mit dem heißen Strang der Einzelschleife. Der Druckhalter ist über 3 parallele Strömungswege, die die Sicherheitsventile simulieren, mit dem Abblasetank verbunden. Der Abblasetank wiederum ist über eine Verbindung (Berstscheibe) mit dem Containment gekoppelt. Die Sekundärseite des Kühlkreislaufes ist vereinfacht durch 10 CVs und 14 Verbindungen modelliert.

Die Räume des Containments sind durch 21 CVs abgebildet, die auf 6 Ebenen angeordnet sind, sowie 51 Strömungsverbindungen. Abb. 3.9 zeigt die Nodalisierung des Containments. Die CVs 317 - 320 repräsentieren den Kuppelbereich des Containments, CV 307 ist die Reaktorgrube (Annahme für den aktuellen Unfallablauf: Reaktorgrube bleibt im untersuchten Zeitbereich intakt).

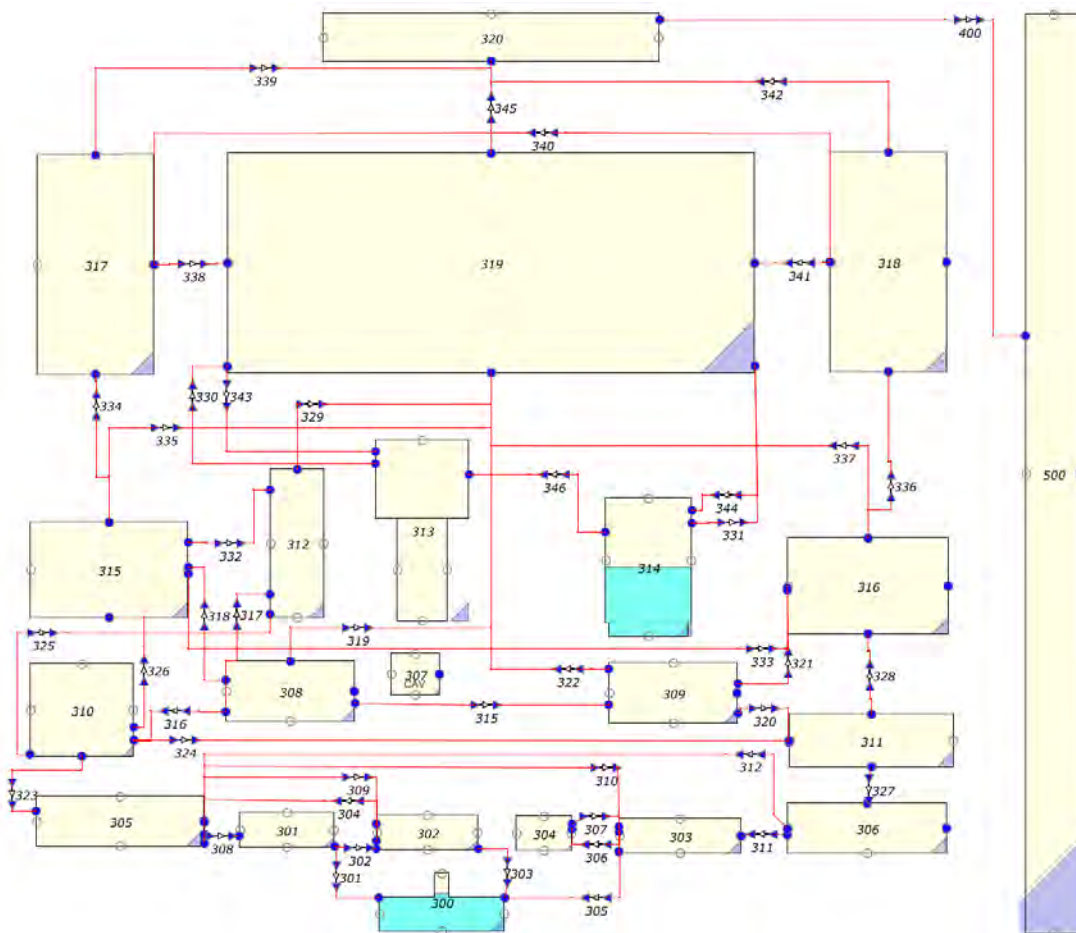


Abb. 3.9: MELCOR, Containment-Nodalisierung

Die GRS verwendete die aktuelle Release-Version AC²-2021.1 (mit einigen notwendigen Fehlerkorrekturen) plus das BOP_W320 - Plugin für Regler- und Leittechnikmodelle für WWER-1000. SSTC NRS nutzte MELCOR 2.2 ver.18019.

In Abstimmung zwischen GRS und SSTC NRS wurde für den Benchmark von AC² und MELCOR das Szenario eines kleinen Lecks DN50 in Kombination mit einem totalen Stromausfall (Station Blackout, SBO) gewählt. Der betroffene heiße Strang befindet sich in Kühlmittelschleife 4, an die auch der Druckhalter angeschlossen ist. Die Leckstelle befindet sich 5 m vom Reaktorausstritt entfernt, d. h. stromabwärts vom Anschluss an den Druckhalter. Während des Störfalls bleibt der Druck im Primärkreislauf hoch, sodass bei einer Kernaustrittstemperatur von 450 °C das manuelle Öffnen der Druckhalter-Sicherheitsventile als zusätzliche Notfallmaßnahme des Betriebspersonals (SAM) berücksichtigt wird. Es kommt im Verlauf des Unfalls zu einer Kernzerstörung mit Verlagerung der Kernschmelze in das untere Plenum und anschließend zum RDB-Versagen mit Austritt der Kernschmelze in die Reaktorgrube des Containments. Es wurde postuliert, dass die

Reaktorgrube im untersuchten Zeitbereich intakt bleibt (kein Durchschmelzen des Bodens oder Öffnen/Versagen der seitlichen Stahltür). Die Simulation wird für eine Störfalldauer von 1 Tag analysiert.

Soweit möglich und sinnvoll, wurden die Anfangs- und Randbedingungen in beiden Anlagenmodellen abgeglichen. Details dazu sind in /ARN 23a/ zu finden. So wurde z. B. die Nachzerfallsleistung auf Basis der Brennelement-Anreicherung und des Abbrandes für einen typischen ukrainischen WWER-1000 Kern in AC² mit OREST bestimmt, die Zerfallsleistungsfunktion extrahiert und dann von SSTC NRS in den MELCOR-Datensatz implementiert. In Gegenzug wurden wesentliche Informationen aus MELCOR nach AC² übernommen, wie z. B. Materialdaten des Betons der Reaktorgrube oder Art und Anzahl der Wasserstoffrekombinatoren im Containment. In beiden Modellen wurde die Annahme umgesetzt, dass die Kernschmelze nach RDB-Versagen in der Reaktorgrube verbleibt und es nur dort zur Beton-Schmelze-Wechselwirkung mit Betonzerstörung kommt. Andere Unterschiede wurden als gegeben akzeptiert, da deren vertiefte Klärung/Anpassung nicht vorgesehen war und auch den Rahmen des laufenden Vorhabens überschritten hätte, z. B. im Containment-Volumen (~3%), der Oberfläche der Wandstrukturen (~20%) oder der Wärmeleitfähigkeit der Containment-Betonhülle (2,1 zu 0,93 W/m K).

Wesentliche Eckdaten der berechneten Unfallsequenz sind in Tab. 3.1 vergleichend aufgelistet.

Tab. 3.1 Ereignisse im Verlauf des Unfallverlaufes, Vergleich AC² - MELCOR

Ereignis	Zeitpunkt [s]		Kommentar
	AC ²	MELCOR	
Ausfall der internen und externen Stromversorgung, Versagen der Notstromdiesel DG, Eintritt Leck DN50 im heißen Strang Nr. 4	0	0	
Abschaltung des Reaktors, Auslaufen der Hauptumwälz- und Speisewasserpumpen, Schließen der Turbinenabsperrventile	0	0	aufgrund von TSA
Beginn des BRU-A-Betriebs	1	8	aufgrund des Anstiegs des Sekundärdrucks nach Schließen der Turbinenabsperrventile

Ereignis	Zeitpunkt [s]		Kommentar
	AC ²	MELCOR	
Vollständige Entleerung des Druckhalters	397	liegt nicht vor	
Beendigung der natürlichen Zirkulation in der Primärseite	1 420	1 200	
Erstes Absinken des Reaktorspiegels auf Kernoberkante, Beginn der Freilegung der Brennelemente	2 986	2 200	
Operatorhandlung: Öffnen aller Druckhalterventile bei Überschreiten der Kernaustrittstemperatur >450 °C	6 110	4 802	Notfallmaßnahme zur Überführung in ein Niederdruck-Szenario
Beginn der Primärkreislaufspeisung aus den Hydroakkumulatoren	6 128	4 802	
Ende der Primärkreislaufspeisung aus den Hydroakkumulatoren	6 304	liegt nicht vor	
Zweites Absinken des Reaktorspiegels auf Kernoberkante	12 500	liegt nicht vor	
Beginn der H ₂ -Produktion im Kern	13 500	8 056	Beginn der Dampf-Zirkonium-Reaktion
Beginn Freisetzung aus dem Gasspalt der Brennstäbe, Beginn der CO-, CO ₂ -Erzeugung aufgrund der B4C-Oxidation	13 594	8 280	Verlust der Hüllrohrintegrität im zentralen Ring des Kerns
Erreichen der maximalen Hüllrohrauslegungstemperatur	14 146	8 480	Die Temperatur der Brennstoffhüllen erreicht 1200 °C
Erreichen der Schmelztemperatur, Beginn des Kollapses des Brennstoffes im Kern	15 981	9 280	Erreichen der Kollaps-Kriterien
Verlagerung des geschmolzenen Kernanteils auf die Kerntageplatte	-	12 200	
Abschmelzen der Strukturelemente und der Stützstrukturen (Gitterplatte), Beginn der Verlagerung der Schmelze in das untere Plenum des RDB	17 286	14 620	Verlust der Fähigkeit der Kerntageplatte, geschmolzene und ungeschmolzene Fragmente zu tragen
Versagen der RDB-Wand, Schmelzeverlagerung in die Reaktorgrube, Beginn der Erzeugung von H ₂ und CO in der Reaktorgrube	22 476	22 500	aufgrund von MCC1
Ende der Berechnung	86 400	86 400	Dauer der Berechnung: 1 Tag

Ausgewählte Ergebnisse der AC²- und MELCOR-Analyse sind in Abb. 3.10 bis Abb. 3.15 verglichen und im Folgenden diskutiert. Weitere Ergebnisse sind in /ARN 23a/ zu finden.

Der Totalausfall der Stromversorgung (SBO) führt zur Reaktorschnellabschaltung (SCRAM) und damit zum Auslaufen der Hauptkühlmittel- und der Speisewasserpumpen. Die Leistung des Reaktors sinkt bis auf das Niveau der Nachzerfallswärme (Abb. 3.13, Kurven TOTNPOW_DEC und PEFD-RAT, diese ist in MELCOR aus AC² übernommen), was zum schnellen Abfall des Primärkreislaufdrucks führt (~4 s, Abb. 3.10). Der Druckabfall ist in der AC²-Simulation etwas stärker, was auf einem etwas höheren Kühlmittel-Massenstrom durch das DN50 Leck im Vergleich zu MELCOR beruht. Des Weiteren können unterschiedlich modellierte Wärmestrukturen in der AC² und MELCOR die Trägheit bzw. die Druckverhältnisse im Primärkreis-System beeinflussen und somit die beobachtete Massenstromdifferenz zwischen Rechnungen erklären. Zudem wird durch MELCOR in den ersten 5 s ein Druckanstieg berechnet, während AC² einen sofortigen Abfall vorhersagt. Damit liegt MELCOR im weiteren zeitlichen Verlauf bis zum Öffnen der Druckhaltersicherheitsventile auf einem höheren Druckniveau im Kreislauf.

Das Schließen der Turbinenabsperrentile bewirkt einen Anstieg des Sekundärdrucks und kurz darauf das Öffnen der BRU-A. Das ECCS-Schutzsignal (Verringerung des Abstandes zur Sättigungstemperatur in den heißen Strängen unter 10 K) führt zum Containment-Abschluss. Da ein SBO vorliegt, können die Hoch- und Niederdruck-Notkühlpumpen ebenfalls nicht in Betrieb genommen werden. Die Ausbildung einer Dampfphase in den Hauptkühlmittelschleifen führt nach 1.420 s (AC²) bzw. 1.200 s (MELCOR) zur Beendigung der natürlichen Zirkulation im Primärkreis und nach 2.986/2.200 s sinkt der Kühlmittelfüllstand im RDB erstmalig auf die Kote der Kernoberkante. Nach 6.110 s übersteigt in der AC²-Rechnung die Kernaustrittstemperatur 450 °C (Abb. 3.11), sodass der Operator die Druckentlastung des Primärkreislaufdrucks durch das Öffnen der drei Druckhalter-Sicherheitsventile einleitet. Mit MELCOR wird dieses Kriterium bereits nach 4.802 s erreicht. In der AC²-Simulation ist das obere Plenum des Reaktors detaillierter nodalisiert, sodass danach die MELCOR - Kernaustrittstemperatur zwischen den 2 Kontrollvolumen in AC² liegt. Das Öffnen der Sicherheitsventile verursacht einen signifikanten Druckabfall und auf Grund der Dampfbildung zu einer Erhöhung bzw. Aufschäumen des Kühlmittelstands in Primärkreislauf und Druckhalter. Die Einspeisung aus den Druckspeichern beginnt mit der Unterschreitung eines Druckwertes von 5,88 MPa (6.128 s in AC² bzw. 4.802 s in MELCOR) im Primärkreis und erfolgt bis zur Speicherentleerung (6.304 s), wodurch der Wasserstand im Reaktor schnell wieder aufgefüllt wird.

Diese Prozesse laufen entsprechend der MELCOR-Rechnung etwas schneller ab als in AC².

Eine intensive exotherme Dampf-Zirkonium-Reaktion beginnt nach 13.500 s (AC²) bzw. 8.056 s (MELCOR), welche von einer Wasserstoffherzeugung begleitet wird (Abb. 3.14, Kurven ACCH2 und DMH2-TOT). In MELCOR wird eine etwa zweifach so hohe Wasserstoffmasse berechnet als in AC², was auf einen höheren Umsatz bei der Dampf-Zirkonium-Reaktion schließen lässt, d. h. eine höhere Dampfzuflussrate in den freigelegten Kern. In MELCOR werden neben den eigentlichen Kernstrukturen auch tragende und nicht-tragende Einbauten in der Oxidation berücksichtigt. Die exotherme Dampf-Zirkonium-Reaktion führt zu einem zusätzlichen Energieeintrag in die Brennstabhüllrohre, und im Weiteren zum Verlust der Brennstab-Integrität. Nach 14.146/8.480 s wird die maximale Auslegungsgrenze für die Hüllentemperatur von 1.200 °C überschritten und ab 15.981/9.280 s beginnen die Kernstrukturen zu kollabieren. Das Versagen der Trägerplatte erfolgt bei 17.286/14.620 s und Kernschmelze wird anschließend kontinuierlich in das untere Plenum verlagert. Die Schmelze im unteren Plenum und deren thermische Wechselwirkung mit der RDB-Wand verursacht einen Integritätsverlust nach 22.476/22.500 s infolgedessen die Schmelze in die Reaktorgrube freigesetzt wird (Abb. 3.15, Kurven MASS_INJEC und MEJEC-TOT). Obwohl die Vorgänge der Kernzerstörung in MELCOR schneller als in AC² abgelaufen sind, wird ein nahezu identischer Zeitpunkt für das RDB-Versagen ermittelt. In beiden Programmen/Anlagendatensätzen wird der Zeitpunkt des Kriechbruchversagens prozessabhängig bestimmt (AC²: Wandabtragungsmodell unter Berücksichtigung der verbleibenden Wanddicke sowie der Spannung in der RDB-Wand, MELCOR: Larson-Miller-Kriechbruchmodell zur kumulativen Schädigung des RDB-Bodens auf Basis der Spannungsverteilung). Aus Abb. 3.15 ist auch ersichtlich, dass in MELCOR zum Versagenszeitpunkt des unteren Plenums eine um ca. 50 % höhere Corium-Masse freigesetzt wird. In beiden Simulationen wird durch anhaltende Schmelzvorgänge im Kern auch nach Kalotten-Durchbruch Corium in geringen Mengen in die Reaktorgrube eingetragen. Die erhöhte Corium-Masse in der MELCOR-Rechnung bedeutet zugleich eine größere, in die Reaktorgrube übertragene Nachzerfallsleistung (Abb. 3.13).

Der Austritt von Kühlmittel über das Leck DN50 sowie später durch die geöffneten Sicherheitsventile führt zu einem Druckanstieg im Containment (Abb. 3.12). Nach dem manuellen Öffnen der Druckhaltersicherheitsventile (6.128/4.802 s) wird in AC² ein größerer Druckanstieg als in MELCOR berechnet. Dies ist auf eine höhere

Dampffreisetzung in das Containment in AC² zurückzuführen, die Folge des in diesem Zeitbereich höheren Kreislaufdruckes ist (Abb. 3.10).

Mit dem RDB-Versagen steigt in MELCOR nach 22.500 s der Containment-Druck deutlich an, was auf dem Nachlaufen von Wasser aus den Pumpenbögen in den Reaktor und weiter in die Reaktorgrube beruht - durch den Kontakt mit der Schmelze wird dieses Wasser dort verdampft. In AC² tritt dies nach RDB-Versagen nicht auf, da bereits nach Verlagerung der Schmelze in das untere Plenum (17.286 s) das Wasser dort verdampft und über die Sicherheitsventile austritt. Der entsprechende Druckanstieg ist im Kreislaufdruck (Abb. 3.10) als auch im Containment (Abb. 3.12) zu sehen.

Da der kritische Druckwert von 4,9 bar nicht erreicht wird, wurde keine (manuelle) Druckentlastung eingeleitet. Auf Grund der Wärmeabfuhr in die Betonstrukturen und die Außenwand des Containments stabilisiert sich in der Langzeitphase der Druck (MELCOR) bzw. fällt in AC² auf Grund der höher angenommenen Wärmeleitfähigkeit des Betons der Containment-Wand etwas ab.

Die Kernschmelze heizt den Beton in der Reaktorgrube auf und zerstört ihn dabei (Beton-Schmelze-Wechselwirkung MCCI, Abb. 3.15), was auch mit einer Oxidation der metallischen Bestandteile der Schmelze und damit der Erzeugung von Wasserstoff verbunden ist (Abb. 3.14). Diese Prozesse sind auf Grund der höheren, in die Reaktorgrube übertragenen Nachzerfallsleistung (Abb. 3.13) in MELCOR intensiver. Die maximale Tiefe der Betonerosion ist damit in MELCOR dann auch deutlich größer als in AC², was auf unterschiedliche Modelle für das MCCI (z. B. den Wärmeübergang zwischen Schmelze und Beton), im Wesentlichen aber auf die höhere Nachzerfallsleistung in der Reaktorgrube zurückzuführen ist. Mit dem Durchwärmen der Containment-Wand und der damit geringer werdenden Energieabfuhr aus der Containment-Atmosphäre ist für Zeitbereiche größer 1 Tag von einem erneuten Druckanstieg und letztendlich der Notwendigkeit des Containment-Ventings auszugehen.

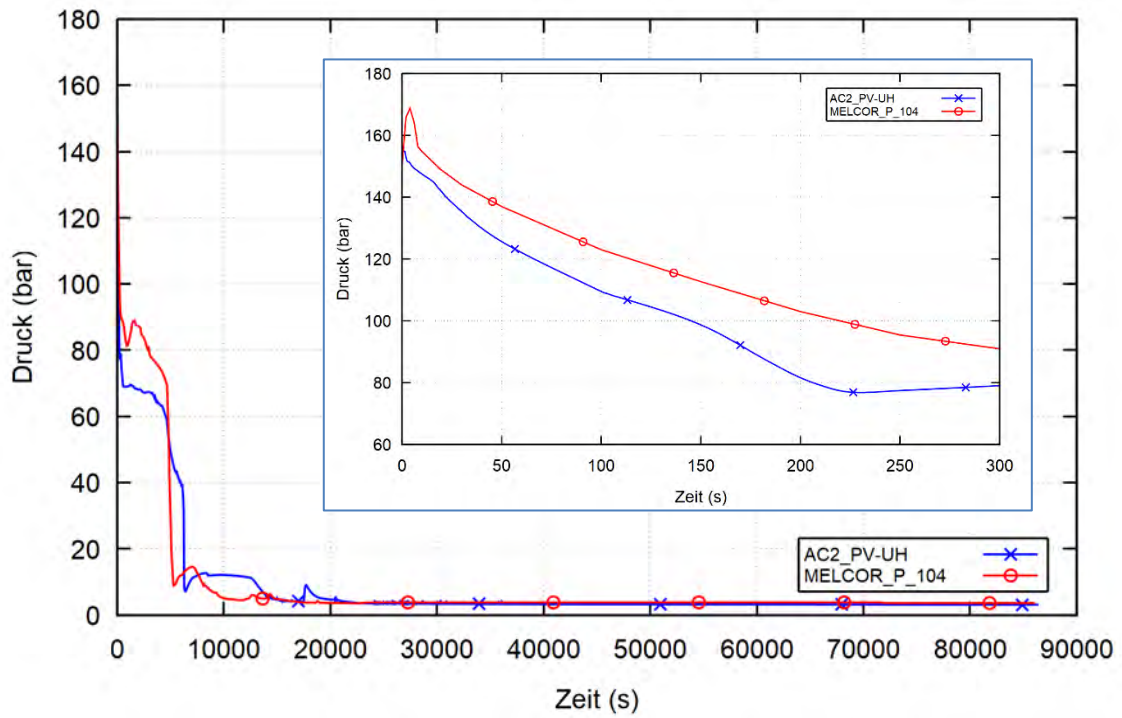


Abb. 3.10: Benchmark AC²-MELCOR, Druckverlauf im oberen Plenum des Reaktors

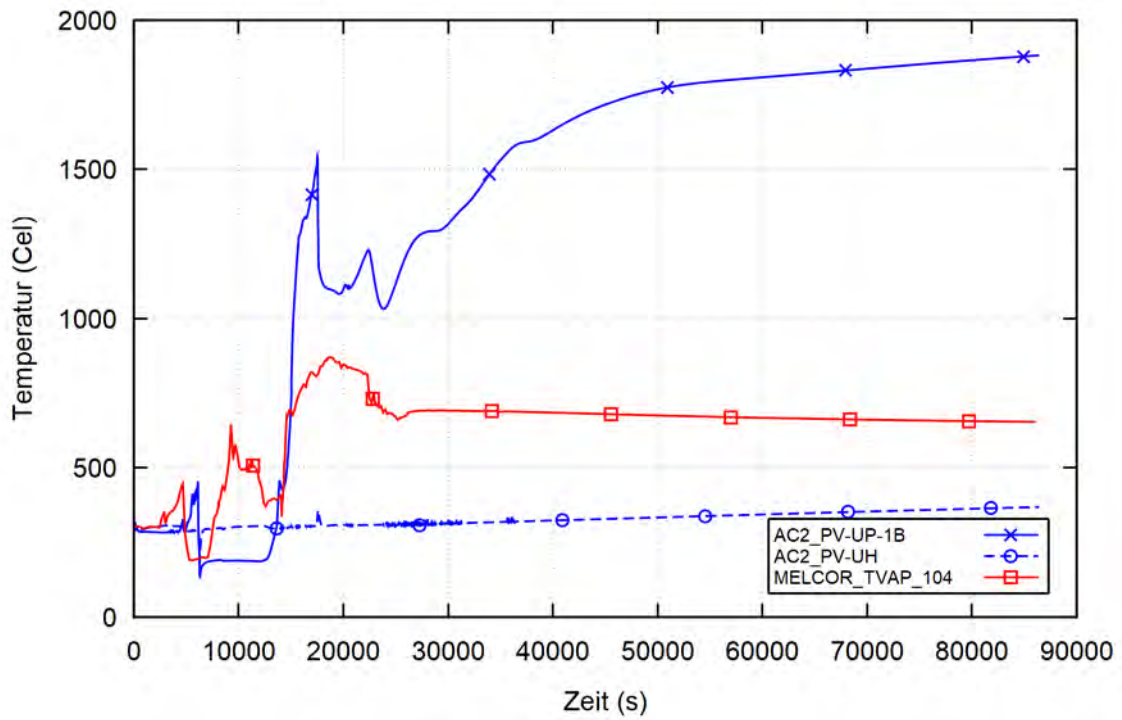


Abb. 3.11: Benchmark AC²-MELCOR, Kernaustrittstemperatur

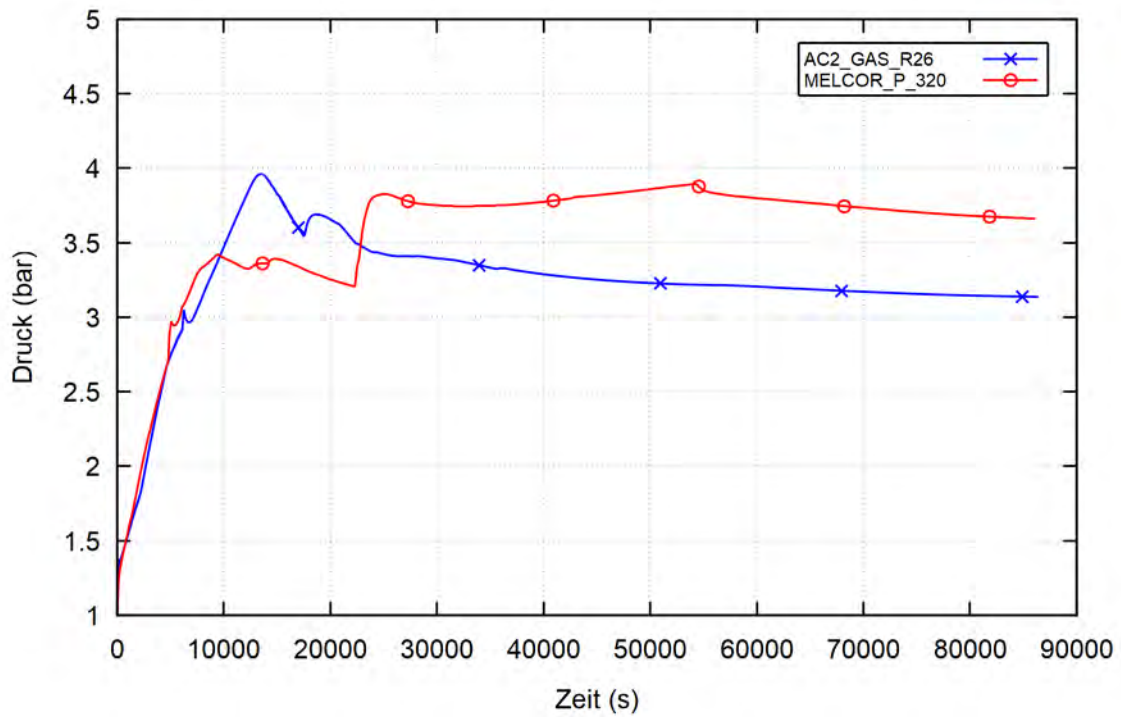


Abb. 3.12: Benchmark AC²-MELCOR, Druck im Containment

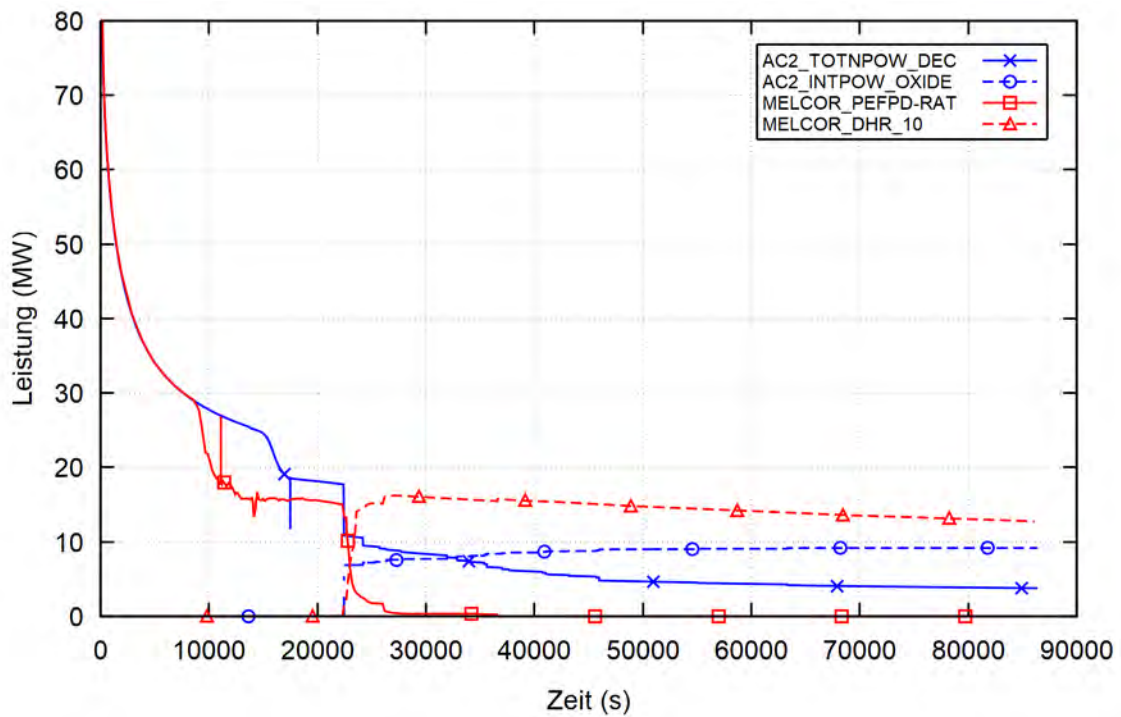


Abb. 3.13: Benchmark AC²-MELCOR, Nachzerfallsleistung im Reaktorkern bzw. in der Reaktorgrube

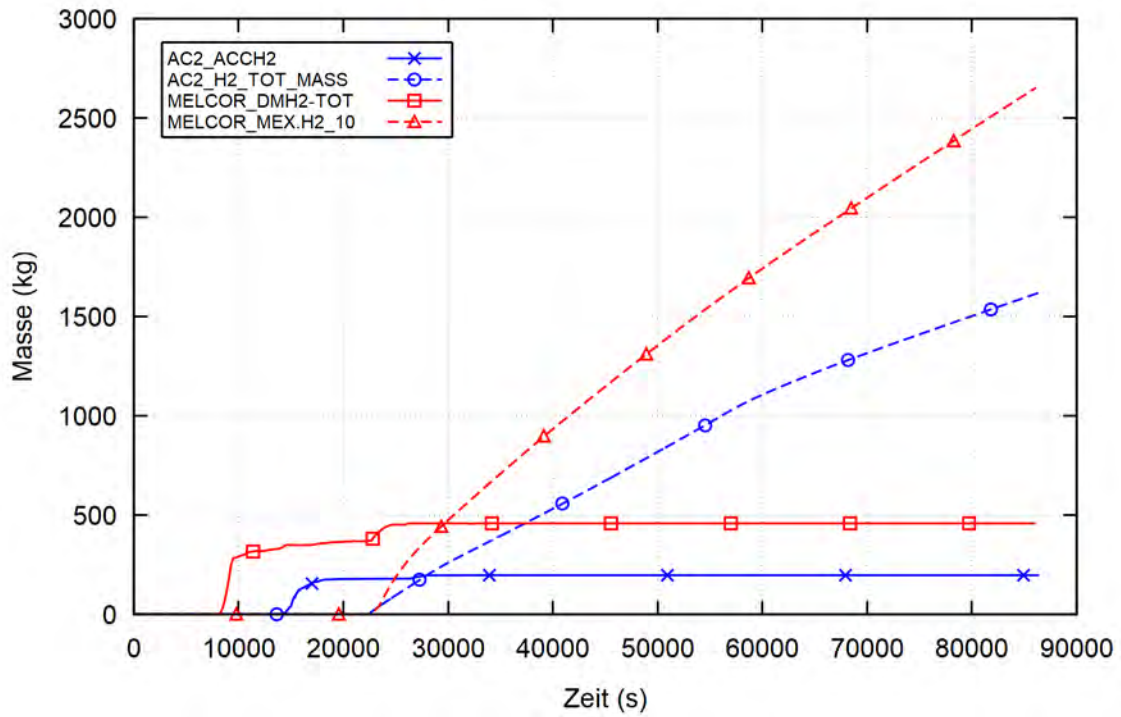


Abb. 3.14: Benchmark AC²-MELCOR, Wasserstoff-Erzeugung im Reaktorkern und in der Reaktorgrube

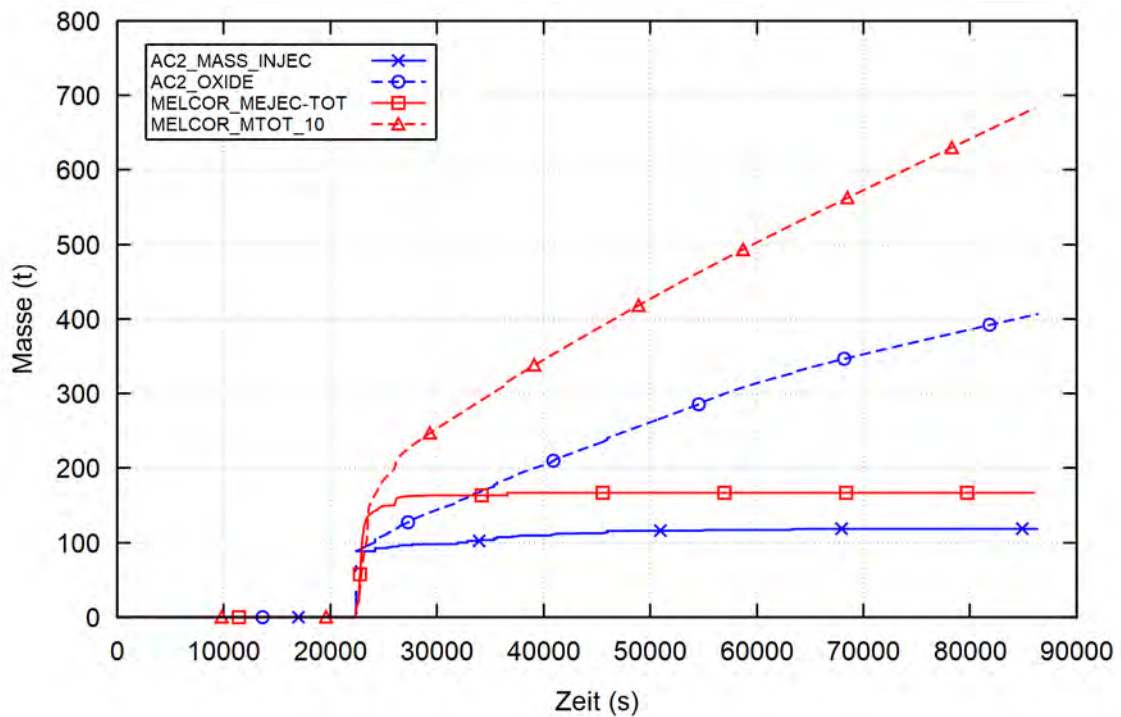


Abb. 3.15: Benchmark AC²-MELCOR, Masse des ins Containment eingetragenen Coriums und Gesamtmasse aus Corium und abgetragenen Beton in der Reaktorgrube

Der Benchmark zum Unfallszenario mit schweren Kernschaden "SBO plus Leck DN50" zwischen AC² und MELCOR liefert vergleichbare Ergebnisse. Insbesondere der Zeitpunkt des Versagens des Reaktorbehälters und damit der Übergang zur Ex-Vessel Phase des Unfalles stimmt sehr gut überein. In beiden Rechnungen kommt es innerhalb der untersuchten Unfalldauer von 1 Tag nicht zum Erreichen des Containmentdruckes von 4.9 bar (MCCI nur in der Reaktorgrube und kein Kontakt zwischen Schmelze und Wasser) und damit nicht zum Containment-Venting. Voraussetzung für dieses Ergebnis war die möglichst gute Abstimmung der Anfangs- und Randbedingungen in den Eingabemodellen für beide Programme.

Im Detail werden aber auch deutliche Abweichungen konstatiert. In der MELCOR-Simulation wird im Reaktorkern ein größerer Anteil des Zirkoniums oxidiert und damit mehr Wasserstoff erzeugt. Nach dem RDB-Versagen wird mehr Nachzerfallsleistung in die Reaktorgrube übertragen, wodurch dort die MCCI-Prozesse intensiver verlaufen. Bei der Auswertung der AC²-Ergebnisse wurde zudem noch festgestellt, dass im Verlauf der Kernschmelze-Verlagerung in das untere Plenum eine Fehlberechnung bezüglich der Nachzerfallsleistung im verbleibenden Restkern vorliegt. Dies bedeutet in der Konsequenz eine Unterschätzung des berechneten Containment-Druckes, womit sich ein Teil des Unterschiedes zu MELCOR nach ~23 000 s erklären lässt (Abb. 3.12). Durch eine entsprechende Modelloption (RADREL = 2 oder 3) lässt sich dieser Fehler in den neuen AC²-Versionen reduzieren.

Eine weitergehende Analyse der Ergebnisse inklusive der Diskussion von Modellunterschieden auf einem Arbeitstreffen zwischen GRS und SSTC NRS konnte im Rahmen des Projektes nicht erfolgen, da auf Grund des Krieges keine Dienstreisen von ukrainischen Kollegen möglich war.

3.2.3 Entwicklung eines COCOSYS/CCI - Datensatzes zum WWER-1200/W-491 Kernfänger (AP 2.3)

Unter diesem Arbeitspunkt sollte ein COCOSYS/CCI-Modell für den Kernfänger eines WWER-1200/W-491 erstellt und zur Untersuchung der typischen Phänomene im Kernfänger beim ausgewählten schweren Störfall angewendet werden /BMU 20/. Voraussetzung für diese Aufgabe war die Erstellung eines neuen Containment-Modells für COCOSYS, das von den Experten des SEC NRS (Moskau) im Rahmen des AP 1 des Vorhabens mit Unterstützung durch GRS-Experten erstellt werden sollte. Die Sammlung und Aufbereitung der Eingabedaten für den Kernfänger sollten von SEC NRS im

Rahmen eines Unterauftrages /CON 20/ durchgeführt werden. Mit Beginn des Überfalls Russlands auf die Ukraine fand keine Zusammenarbeit mit SEC NRS Moskau statt. Die GRS hat die Arbeiten zur Weiterentwicklung des Modells zum Kernfänger auf Basis der verfügbaren Daten eigenständig weitergeführt.

Im ersten Schritt wurde von der GRS ein vereinfachter COCOSYS-Datensatz für das WWER-1200-Containment auf der Basis der vorliegenden Informationen aus dem Sicherheitsbericht (SAR) des KKW Belarus mit WWER-1200/W-491 /SAR 17a/ entwickelt. Dieser Datensatz umfasst fünf Modellzonen für das Containment (siehe Abb. 3.18) plus eine Zone für die Umgebung. Zone R1 modelliert die Betongrube des Kernfängers, der sich unterhalb des Reaktordruckbehälters befindet. Zone R2 stellt den Behälter des Kernfängers dar, der innerhalb der Betongrube installiert ist und in dem sich die aus dem RDB ausgetretene Schmelze ansammelt und die Wechselwirkung zwischen Schmelze und Opfermaterial stattfindet. Zone R4 und Zone R5 modellieren den im Containment befindlichen Havarieborbehälter (Sumpf), durch den eine passive Flutung der Betongrube sowie eine langfristige externe Kühlung des Kernfängers gewährleistet wird. Die passive Flutung erfolgt durch das Öffnen von zwei motorbetätigten Armaturen, was eine schwerkraftbedingte Wassereinspeisung aus dem Havarieborbehälter ermöglicht. Die restlichen Anlagenräume, einschließlich der Kuppel des Containments, sind mit einer großen Einzelzone (R6) modelliert, wobei das gesamte freie Volumen von etwa 75.000 m³ berücksichtigt wird.

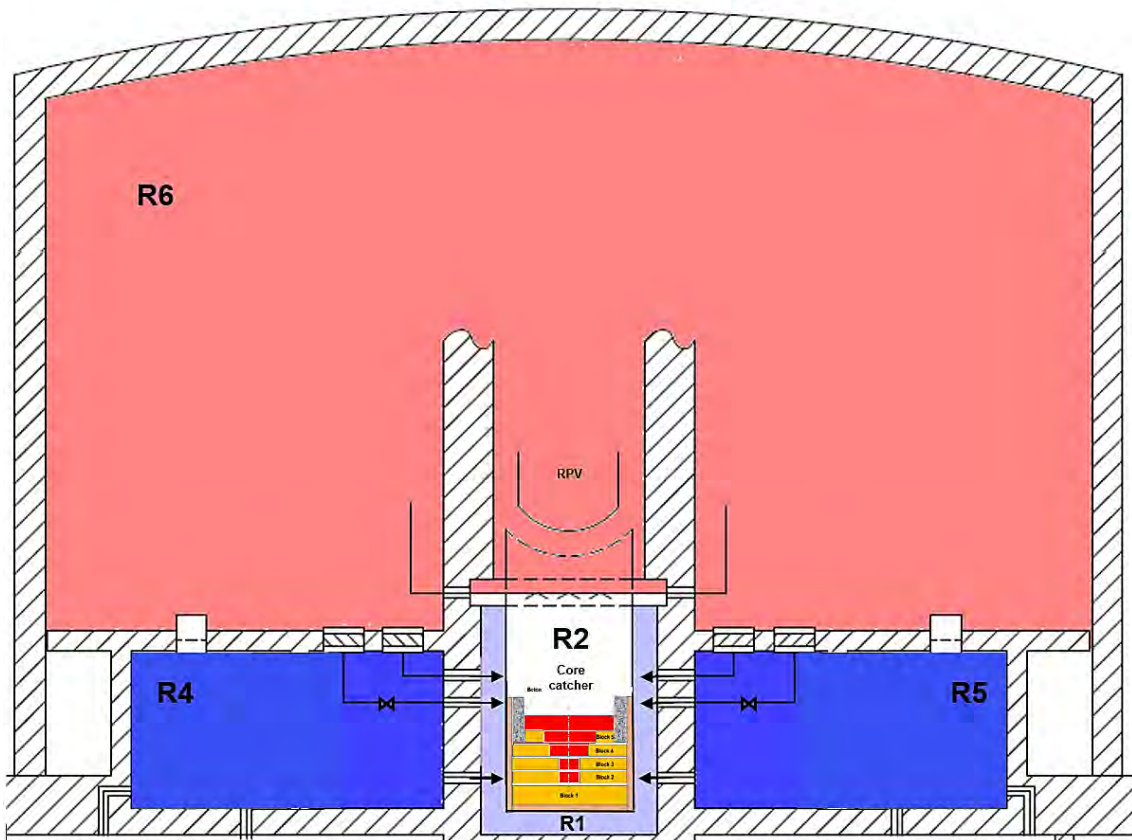


Abb. 3.16: Vereinfachtes COCOSYS-Modell eines WWER-1200 Containments, mit Kernfänger in Zonen R1, R2

Der tiegelförmige Kernfänger ist ein Kernschmelzerückhaltesystem zur Gewährleistung der Integrität des Containments während der Ex-Vessel-Phase eines Unfalls mit schwerem Kernschaden im KKW mit WWER-1200 (AES-2006). Der Kernfänger dient zum Auffangen und Rückhalten der Kernschmelze in einem Stahlbehälter, sodass die Risiken von Schmelze-Beton-Wechselwirkungen (MCCI) sowie Dampfexplosionen im Containment verhindert werden. Er gewährleistet eine langfristige passive Außenkühlung des Stahlbehälters, die es ermöglicht, den Wärmestrom von der Kernschmelze an die wassergekühlten Strukturen des Behälters zu reduzieren und somit die Notwendigkeit einer großflächigen Schmelzausbreitung zu vermeiden.

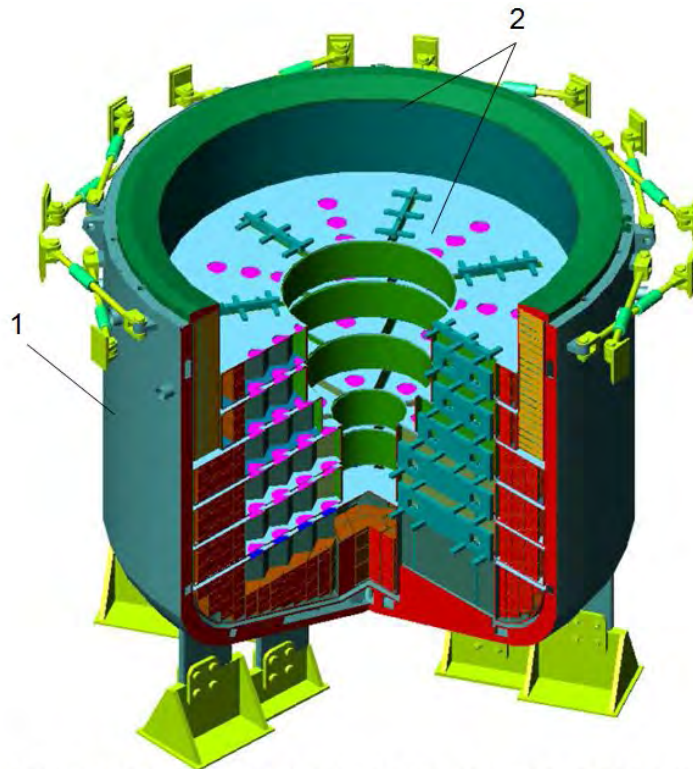


Abb. 3.17: Schema des tiegelförmigen Kernfängers im WWER-1200/W-491 /ZVN 11/

Anschließend wurden Eingabedaten, die für die Modellierung des Kernfängers nötig sind, aufbereitet und in den vereinfachten COCOSYS-Datensatz implementiert. Für die Modellierung des Kernfängers sollten realistische Anfangs- und Randbedingungen eingesetzt werden. Hierzu wurden geometrische Daten sowie Anfangs- und Randbedingungen hinsichtlich der Schmelze-Masse, Massenanteile des Opfermaterials oder der Nachzerfallsleistung aus dem verfügbaren Sicherheitsbericht des KKW Belarus mit WWER-1200/W-491 /SAR 17a/ verwendet. Bei der Implementierung der Eingabedaten wurden neue Modelloptionen hinsichtlich des Kernfänger aktiviert, welche es ermöglichte, die wesentlichen Prozesse im Kernfänger zu simulieren. Dabei konnten insbesondere in der detaillierten Vorgabe der geometrischen Anordnung und Zusammensetzung von einzelnen Opfermaterial-Blöcken im Kernfänger in der neuen COCOSYS-Version Fortschritte erzielt werden - so ist jetzt die Darstellung der insgesamt fünf Opfermaterial-Blöcke und eines Beton-Blockes (zum thermischen Schutz des Stahlbehälters) möglich (siehe Abb. 3.20, rechts). Die Vorgabe dieser Blöcke im COCOSYS-Datensatz berücksichtigt die verschiedenen geometrischen Daten, materialspezifische Zusammensetzungen der Blöcke sowie verschiedene Materialeigenschaften.

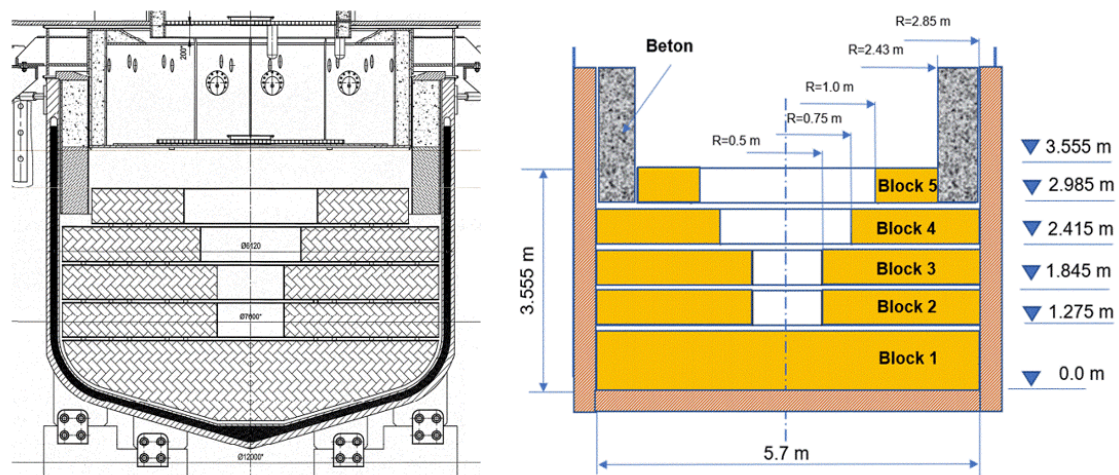


Abb. 3.18: Geometrische Anordnung des Opfermaterials im Kernfänger (links, /ZVN 11/) und im COCOSYS/CCI-Modell (rechts, siehe Zone R2 in Abb. 3.18)

Mit dem vereinfachten COCOSYS-Datensatz wurden eine Testrechnung unter Anwendung des erstellten Kernfänger-Modells bei einem Unfallszenario mit schwerem Brennelementschaden durchgeführt. Untersucht wurde das Unfallszenario „Kleines Leck (DN80) im kalten Strang des Primärkreislaufs mit totalem Ausfall der Notkühlsysteme“. Für die Auswahl des Unfallszenarios wurde die Verfügbarkeit von Rechenergebnissen im Sicherheitsbericht des KKW Belarus mit WWER-1200/W-491 als Kriterium herangezogen.

Auf Basis der durchgeführten COCOSYS-Testrechnung lässt sich generell schlussfolgern, dass das Kernfänger-Modell für Anlagenrechnungen unter den für WWER-1200 typischen Störfallbedingungen anwendbar ist und plausible Ergebnisse liefert. Die COCOSYS-Ergebnisse wurden dabei mit den vorliegenden SOKRAT/HEFEST-Rechenergebnissen aus dem Sicherheitsbericht des KKW Belarus für einen Zeitbereich bis 25 h verglichen. Der Vergleich zeigt eine gute Übereinstimmung in Bezug auf den berechneten Zeitraum der vollständigen Oxidation der Metalle (z. B. Zirkonium) in der Schmelze sowie die freigesetzte Dampf- und Wasserstoffmasse aus dem Kernfänger. So steht beispielweise die von COCOSYS berechnete Wasserstoffmasse von ca. 185 kg (siehe Abb. 3.21) in guter Übereinstimmung mit der von SOKRAT/HEFEST berechneten Wasserstoffmasse von 216 kg. Diese liegt deutlich niedriger als in großen DWR-Anlagen ohne Kernfänger, wo im selben Zeitraum (je nach Betontyp und Geometrie) über 1000 kg erwartet werden können, jedoch mit weiterhin anhaltender Freisetzungsrates aufgrund fortgesetzter Schmelze/Beton-Wechselwirkung.

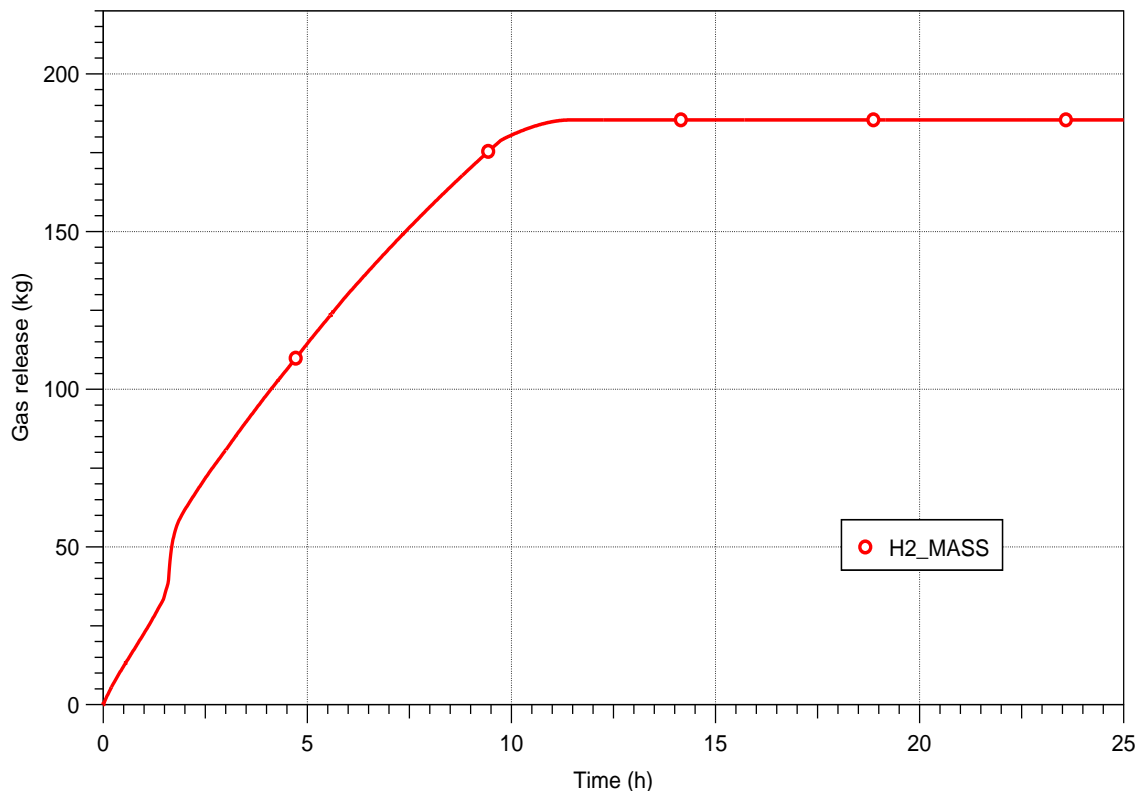


Abb. 3.19: Zeitlicher Verlauf der von COCOSYS berechneten im Kernfänger freigesetzten Wasserstoffmasse

Während der Wechselwirkung der Kernschmelze mit Opfermaterial werden Oxide (Al_2O_3 und FeO) mit der Oxidschmelze vermischt, wodurch sich die Schmelzedichte verringert. Wenn die Dichte der Oxidschmelze geringer ist als die des geschmolzenen Stahls, kommt es zu einer Umkehrung (Inversion) der Kernschmelzeschichten und die Metallschicht verlagert sich auf den Boden des Schmelzepools, d. h. es entsteht eine geschichtete Schmelzekonfiguration mit Oxidphase über Metallphase. Der Zeitpunkt der Inversion der Schmelzeschichten wird durch die Geschwindigkeit der Zufuhr der leichten Oxide in die Schmelze bestimmt und hängt von der Intensität des Aufschmelzens des Opfermaterials ab. Die COCOSYS-Testrechnung prognostiziert einen Zeitpunkt für die Umkehrung der Schmelzeschichten im Kernfänger, welcher in guter Übereinstimmung mit dem von SOKRAT/HEFEST berechneten Zeitpunkt steht.

Beim langzeitigen Verlauf der Temperaturen der Schmelzeschichten im Kernfänger (siehe Abb. 3.22) sind jedoch Unterschiede zwischen den beiden Simulationen zu erkennen. Die COCOSYS-Rechnung zeigt bei ähnlichem qualitativem Verlauf etwa 200 K niedrigere Temperaturen als die Rechnung im Sicherheitsbericht. Die Unterschiede könnten auf Unsicherheiten beim Ansatz für die Aufteilung der Wärmeübergangskoeffi-

zienten bzw. der damit beeinflussten Leistungsaufteilung der Nachzerfallswärme auf Abstrahlung und Zerstörung des Opfermaterials zurückzuführen sein.

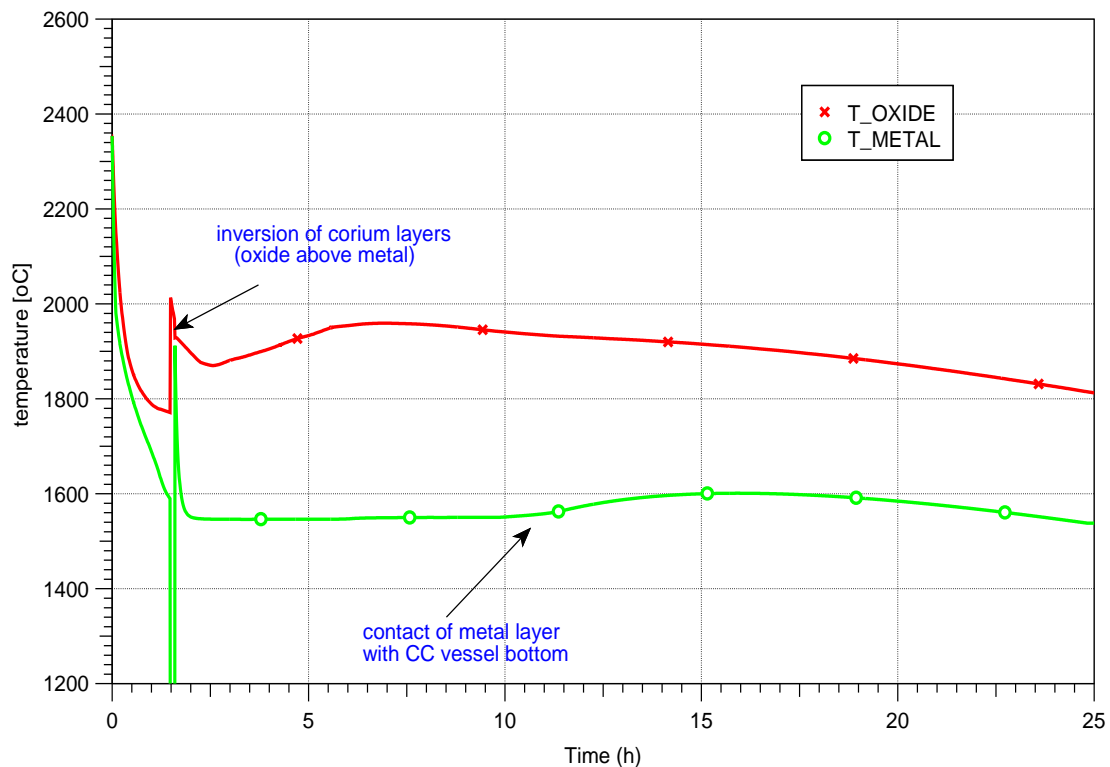


Abb. 3.20: Zeitlicher Verlauf der von COCOSYS berechneten Temperatur der Oxid- und Metallschicht der Kernschmelze im Kernfänger

Weitere Einzelheiten zu den erzielten Ergebnissen zur Untersuchung der typischen Phänomene im Kernfänger beim ausgewählten Unfallsszenario „Kleines Leck (DN80) im kalten Strang des Primärkreislaufs mit totalem Ausfall der Notkühlsysteme“ können dem Bericht /BAK 23/ entnommen werden.

Zusammenfassend wurde aus den hier durchgeführten verfeinerten Rechnungen mit dem Kernfänger-Modell für eine WWER-1200-Anlage und den punktuellen Vergleichen mit verfügbaren Rechenergebnissen aus dem SAR des KKW Belarus geschlossen, dass das COCOSYS-Modell insgesamt eine realistische Darstellung der Phänomene im Kernfänger des WWER-1200/W-491 ermöglicht. Es werden realistische qualitative Verläufe und Größenordnungen von Parametern prognostiziert.

Es verbleiben jedoch Unsicherheiten in den folgenden Punkten, die einerseits auf Nicht-Verfügbarkeit experimenteller Daten für die Wechselwirkung von Kernschmelze mit Opfermaterial zurückzuführen sind, und andererseits auf Unklarheiten bzgl. möglicher

Ungenauigkeiten durch die vereinfachenden Modellannahmen in COCOSYS im Gegensatz zu möglichen detaillierteren Betrachtungen:

- **Wärmeübergang zwischen Kernschmelze und Opfermaterial:**

Zur Berechnung der Wechselwirkung zwischen Schmelze und Opfermaterial werden zurzeit die aus 2D-MCCI-Experimenten abgeleiteten empirischen Wärmeübergangskoeffizienten in Kombination mit der entsprechenden, ebenfalls aus Experimenten abgeleiteten Zerstörungstemperatur verwendet. In diesem Zusammenhang ist eine umfassende Validierung des Wärmeübergangs an der Schnittstelle Schmelze/Opfermaterial erforderlich, die ein wichtiger Aspekt bei der Weiterentwicklung des Kernfänger-Modells in COCOSYS/CCI ist. Die GRS hat zurzeit keinen Zugriff auf experimentelle Daten zur Untersuchung der Wechselwirkung zwischen Schmelze und Opfermaterial eines tiegelförmigen Kernfängers im WWER-1200 (AES-2006).

- **Wärmeübergang zwischen Kernschmelze und Stahlbehälter:**

Wenn die Kernschmelze mit der Seitenwand des Stahlbehälters in Kontakt kommt, wird erwartet, dass sich an der Grenzfläche zur Stahlwand eine Kruste bildet. In diesem Fall wird der Wärmeübergang zu einem großen Teil durch Wärmeleitung erfolgen. Da die Wärmeleitung durch erstarrtes Material den Gesamtwärmeübergang limitiert, sind kleine resultierende Wärmeübergangskoeffizienten zur Behälterwand zu erwarten. Das Kernfänger-Modell ermöglicht zurzeit dem Benutzer, einen konstanten Wärmeübergangskoeffizienten zwischen der Kernschmelze und der Behälterwand vorzugeben, um entweder den Fall der Wärmeleitung (mit niedrigen Wärmeübergangskoeffizienten) oder der konvektiven Wärmeübergang (mit erhöhten Wärmeübergangskoeffizienten) zu simulieren. Für diese Bedingung ist die experimentelle Datenbasis derzeit sehr begrenzt.

- **Wärmeübergang auf der äußeren Seite des Stahlbehälters zum Wasser:**

Je nach den Strömungszuständen und der Temperatur der Außenwandoberfläche des Kernfängers kann sich entweder freie und erzwungene Konvektion oder Blasensieden (im unterkühlten oder gesättigten Zustand) sowie Filmsieden einstellen. In COCOSYS werden Wärmeübergangskorrelationen für freie Konvektion (FRC und CO1) und Blasensieden (ROH) berücksichtigt. Der Code verfügt bisher über keine weiteren Korrelationen zum Übergang vom nuklearen Sieden auf Filmsieden. Um den gesamten Übergangsbereich abzubilden, ist es notwendig, das Spektrum der verfügbaren Korrelationen mit Korrelationen für Übergangssieden und Filmsieden

zu erweitern, was gegenwärtig im Rahmen der allgemeinen COCOSYS-Entwicklung erfolgt.

- **Vereinfachte Darstellung des Opfermaterial-Volumens:**

In COCOSYS wird das Opfermaterial als ein zusammenhängendes, kompaktes axialsymmetrisches Volumen zwischen Schmelze und Kernfängerbehälter modelliert. In WWER-1200 ist die Anordnung der Opfermaterial-Blöcke sehr komplex und bietet eine gewisse Porosität im Schwermetall in Form von Lücken und Spalten, in die die Schmelze eindringen und mit den Strukturmaterialien reagieren kann. Dadurch vergrößert sich die Kontaktfläche zwischen Schmelze und Opfermaterial im Vergleich zu der durch das ursprüngliche Grenzflächenprofil definierten Kontaktfläche. Im COCOSYS/CCI-Modell kann die vergrößerte Kontaktfläche zwischen Schmelze und Opfermaterial durch einen virtuellen Skalierungsfaktor (größer als 1) kompensiert werden, der sich im Verlauf der Zerstörung des Opfermaterials auf 1.0 verringert. An dieser Stelle sollten weitere Untersuchungen in der Form spezifischer Vergleiche zwischen COCOSYS und SOKRAT/HEFEST durchgeführt werden, um genauere Erkenntnisse zu gewinnen.

Zur Verbesserung des COCOSYS-Modells zum Kernfänger wird ein großes Potential in der Weiterführung des wissenschaftlichen Informationsaustausches mit technischen Unterstützungsorganisationen in Ländern, die WWER-1200/491 betreiben oder bauen, gesehen, um dadurch Zugang zu weiteren spezifischen Daten zu erhalten.

3.2.4 Quellterm-Analysen

3.2.4.1 Analyse eines Reaktorfalls im Leistungsbetrieb

Im Zuge des Krieges Russlands gegen die Ukraine wurde im März 2022 auch das ukrainische KKW Saporischschja durch russische Truppen eingenommen. Damit steigt das Risiko, dass durch Kriegshandlungen Kraftwerksanlagen des KKW Saporischschja beschädigt werden und es infolgedessen zu Unfällen kommt. Dazu steht das ukrainische Bedienpersonal unter großem Stress, was zu Fehlhandlungen führen kann, und die Instandhaltung der Anlagen mag beeinträchtigt sein, sowohl durch fehlendes Personal als auch Ausrüstungen, was ebenfalls das Unfallrisiko erhöht.

Um die Auswirkungen eines Unfalls einschätzen zu können, sind Daten zum erwarteten radioaktiven Quellterm (QT), d. h. der Freisetzung von radioaktiven Isotopen aus der

Anlage erforderlich. Vor diesem Hintergrund wurde ein Unfallablauf für einen generischen WWER-1000 mit dem GRS-Programmsystem AC²-2021.1 /AC² 22/ analysiert. Hierzu wurde der totale Stromausfall (TSA, d. h. Notstromdiesel sind nicht verfügbar) aus laufendem Reaktorbetrieb postuliert, wobei hier nur ein Reaktorblock betrachtet wird. Mögliche Zerstörungen durch kriegerische Handlungen sind dabei nicht betrachtet – erste Untersuchungen der GRS hierzu sind in /HCK 22/ zu finden. Bei diesem auslegungsüberschreitenden Ereignis kommt es zum Schmelzen des ungekühlten Reaktorkerns, dem Versagen des Reaktordruckbehälters und der Verlagerung der Kernschmelze in die Reaktorgrube des Containments und damit im weiteren Unfallverlauf zur Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in die Umgebung. Als begrenzende Möglichkeit zur Durchführung von Notfallmaßnahmen (severe accident management) durch das Bedienpersonal wurde lediglich die Druckentlastung des Primärkreislaufes sowie das ungefilterte Containment-Venting (entsprechend Modernisierungsstand im KKW Saporischschja) berücksichtigt. Die Ergebnisse der Unfallanalyse sind auch in /ARN 23b/ dokumentiert.

3.2.4.1.1 Definition des Störfallszenarios

Als auslösendes Ereignis wurde ein langfristiger totaler Stromausfall bei laufendem Reaktorbetrieb postuliert:

- Totaler Stromausfall (inklusive der Notstromdiesel): Versagen der aktiven Sicherheitssysteme im Kühlkreislauf und des Gebäudesprühsystems, aber Funktionieren des Gebäudeabschlusses (Isolation aller das Containment durchdringenden Leitungen inkl. Lüftungen)
- Reaktorzustand: Daten zur Kernbeladung für einen typischen ukrainischen WWER-1000 Kern (Spaltproduktinventar mit dem OREST Modul in ATHLET-CD berechnet)
- Nach Druckanstieg im Primärkreislauf kommt es damit zum Abblasen von Kühlmittel über ein Druckhalter (DH) - Sicherheitsventil ins Containment (DH-Abblasetank vernachlässigt), dass in offener Stellung versagt (zusätzliche Fehlerannahme),
- Notfallmaßnahme durch das Personal – Öffnen der weiteren 2 DH-Sicherheitsventile bei Überschreiten einer Kernaustrittstemperatur von 450 °C zur Überführung des Unfalls in einen Niederdruckpfad
- Kernzerstörung mit Versagen der Druckbehälterwand und Schmelzeaustrag in die Reaktorgrube des Containments

- MCCI mit Aufschmelzen des Betons unterhalb der Stahltür und Ausbreitung der Schmelze in Nachbarräume und Wasserkontakt der Schmelze
- Periodische ungefilterte Druckentlastung des Containments zwischen 4,9 und 3,92 bar durch das Bedienpersonal
- Versagenszeitpunkte (Brennstäbe, RDB, Stahltür der Reaktorgrube, Venting) werden prozessabhängig dynamisch von AC^2 berechnet
- Spaltprodukt-Freisetzung aus dem Kern, Transport durch den Kühlkreislauf inkl. Ablagerung und radioaktivem Zerfall, Freisetzung in das Containment, Verteilung im Containment inkl. Ablagerung und radioaktivem Zerfall und Freisetzung über die Venting-Leitung in die Umgebung (radioaktiver Quellterm, kein weiterer Zerfall in der Umgebung), Beschränkung der Auswertung auf repräsentative radioaktive Isotope.

3.2.4.1.2 Verwendetes Anlagenmodell für einen generischen WWER-1000

Das verwendete Anlagenmodell, d. h. die gekoppelte Datensätze für ATHLET-CD und COCOSYS, basiert dabei auf den Arbeiten der GRS aus vorangegangenen sowie dem aktuellen Forschungsvorhaben (siehe Kapitel 3.2.1). Für das hier betrachtete TSA-Unfallszenario wurden entsprechenden Anpassungen und Erweiterungen implementiert.

Modell für Reaktor und Kühlkreisläufe (ATHLET/ATHLET-CD)

Im Vergleich zur o.g. TSA in Verbindung mit einem DN50-Leck (Kapitel 3.2) musste eine Anpassung der verwendenden SAFT-Pfade für den veränderte Aerosol- und Spaltprodukt-Transport durch den Reaktor durchgeführt werden (Abb. 3.23). Hierbei wurde ebenfalls zwei unabhängige Transportwege für die SAFT-Pfad Modellierung verwendet. Der erste Pfad beginnt am Auslassstutzen des RDB (PV-UP-4A) und endet an den Sicherheitsventilen (PRESS-SV1 und PRESS-SV2) des Druckhalters (P0-PRESS). Der zweite Pfad beginnt im Bereich der oberen Kernplatte (PV-UP-2) und verläuft anschließend über die Reaktor-Reflektor-Leitung (PV-REF) zum Leckage Ort (PV-LPSOPH) im unteren Plenum (PV-LP). Des Weiteren wurden Signale im GCSM-Modul modifiziert, um die angenommene Fehlfunktion des ersten Druckhaltersicherheitsventils abzubilden.



Abb. 3.21: ATHLET-CD, Modifizierter SAFT-Pfad für Quellterm-Analyse

Containment-Modellierung (COCOSYS)

Informationen zum Containment-Modell sind in Kapitel 3.2.1 bzw. in /ARN 23b/ zu finden. Der Datensatz wurde für die aktuelle Analyse zum TSA-Störfall angepasst, insbesondere wurde er um die Modellierung der Containment-Druckentlastung sowie der Schmelzeausbreitung aus der Reaktorgrube in angrenzende Räume erweitert (siehe unten). Damit umfasst das Modell nun 36 Zonen, 115 Strömungsverbindungen und 63 wärmeleitende Strukturen. In der aktuellen Unfallanalyse wurde die Anfangsluftfeuchte im Containment im Unterschied zu den Szenarien in Kapitel 3.2.1 und 3.2.2 von 90 % in auf einen realistischen Wert von 50 % reduziert.

Das Modell für die Druckentlastung ist in Abb. 3.24 dargestellt. Die Verbindung VIN mit dem druckgesteuerten Ventil V1 verbindet die Zone R15 über das mit Volumen der Venting-Leitung und die ORIFICE-Verbindung VOUT mit der Umgebung. Entsprechend dem Modernisierungszustand des KKW Saporischschja ist dies eine ungefilterte Druckentlastung. Die Venting-Leitung mit einem Durchmesser von 300 mm ist in einer Höhe von 35,71 m an das Containment angeschlossen. Öffnungs- und Schließkriterien sind 4,9 bar und 3,92 bar Containment-Druck. Die Verbindung VOUT ist so definiert, dass entsprechend Auslegung ein Durchsatz 7,41 kg/s bei 4,9 bar Druck und einer Atmosphärenzusammensetzung von 86% Dampf und 14 % Luft berechnet wird.

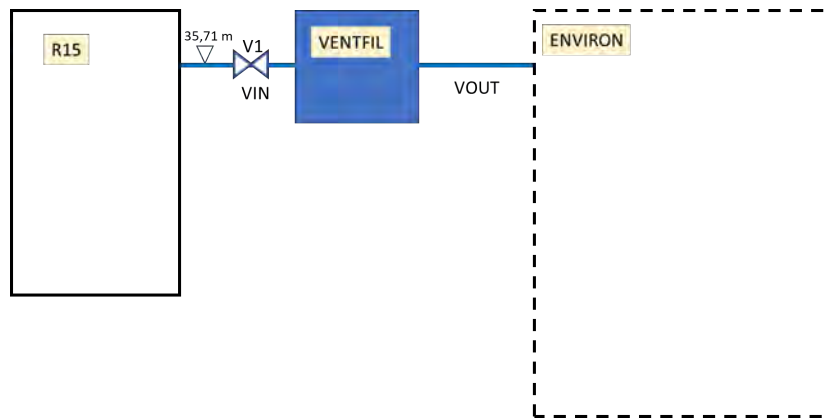


Abb. 3.22: COCOSYS, Modell für das ungefilterte Containment-Venting

In der aktuellen Analyse wurde die effektive Wärmeleitfähigkeit des armierten Betons der 1,2 m dicken Außenwand des Containments vom ursprünglichen Wert 2,16 W/m K auf 1,8 W/m K verringert. Die im KKW Saporischschja installierten passiven autokatalytischen Rekombinatoren (PAR) des Herstellers Siempelkamp NIS Ingenieurgesellschaft sind entsprechend ihrer Größe (Rekombinationskapazität) und Installationsorte berücksichtigt.

Auf Basis der Anlagengeometrie und der Höhenkoten der Reaktorgrube und der angrenzenden Räume wurde eine Nodalisierung für die Modellierung der Schmelze-Beton-Wechselwirkung entwickelt (Abb. 3.25). Im Gegensatz zu den Rechnungen in Kapitel 3.2.1 und 3.2.2 wird hier das seitliche Durchschmelzen des Betons unterhalb der Stahltür der Reaktorgrube angenommen. In den Zonen R5 (Reaktorgrube), R302 (Korridor) und R8 (angrenzendes Volumen des Containments) können sich die Schmelzepools CAVITY, CAVITY2 und CAVITY3 ausbilden, in denen es zur Erosion der Bodenstrukturen CAVFLR, CAVFLR2 und CAVFLR3 kommt. Deren Fläche entspricht der geometrischen Fläche in R5 und R302 sowie einer angenommenen Ausbreitungsfläche von 30 m² in R8. Die Verbindungen D200 (Wasser) und V200 (Atmosphäre) öffnen, wenn die seitliche Betonerosion in R5 (Schmelzepool CAVITY) einen Schwellwert erreicht. Dann wird ein Anteil des Schmelze-Gemisches in CAVITY nach CAVITY2 und von dort weiter in CAVITY3 übertragen.

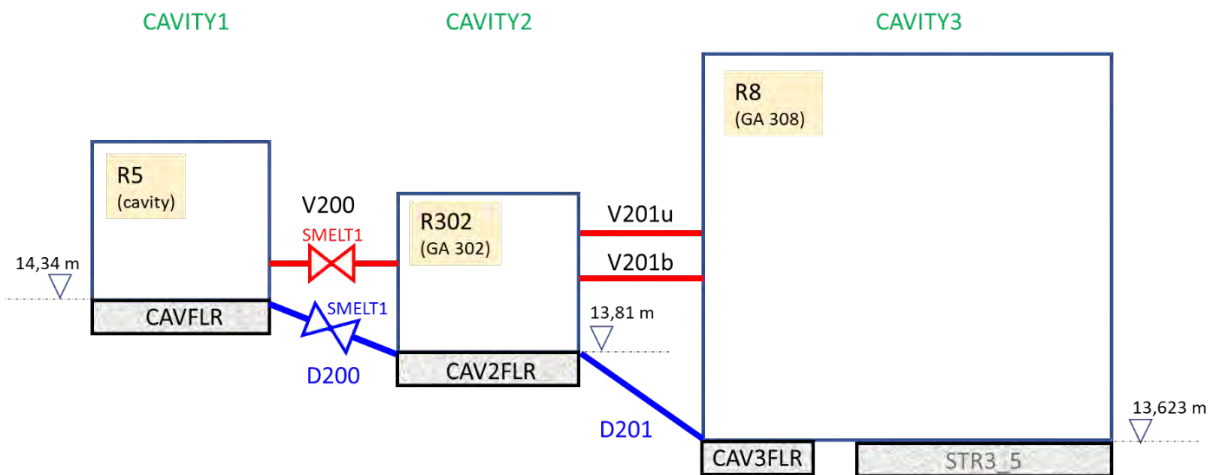


Abb. 3.23: COCOSYS, Nodalisation von Reaktorgrube (R5), Korridor (R302) und des angrenzenden Volumens des Containments (R8)

3.2.4.1.3 Ergebnisse der Unfallanalyse

Das primäre Ziel der integralen AC²-Rechnung, d. h. einer möglichst geschlossenen Simulationskette entsprechend der AC² Möglichkeiten, lag auf der Bestimmung der Freisetzung radioaktiver Isotope in die Umgebung.

Reaktor- und Kreislaufverhalten

Das Verhalten im Reaktor- und Kühlkreislauf wird exemplarisch durch die folgenden Kurvenverläufe dargestellt, die

- den Druckverlauf im oberen Plenum (Abb. 3.26),
- aus Kühlkreislauf/Reaktor in das Containment freigesetzte Masse an gas- und aerosolförmigen Isotopen (Abb. 3.27)

darstellen. Weitere Ergebnisse sind in /ARN 23b/ dokumentiert.

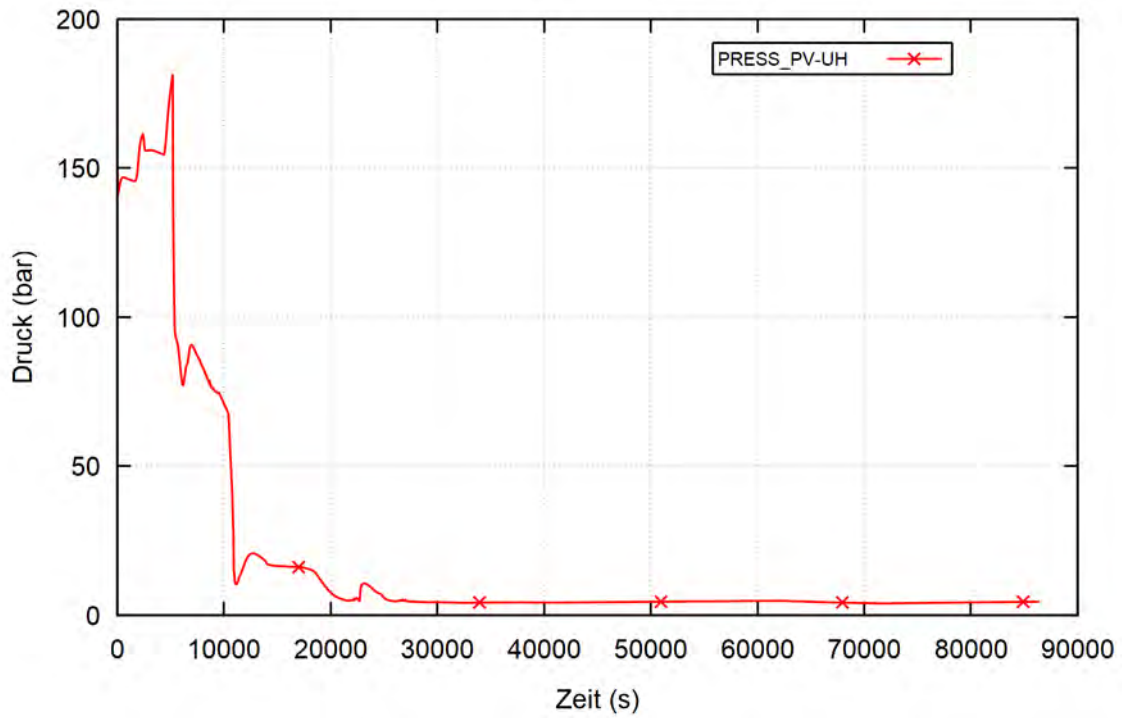


Abb. 3.24: AC² Quellterm-Analyse WWER-1000, TSA, Druckverlauf im oberen Plenum

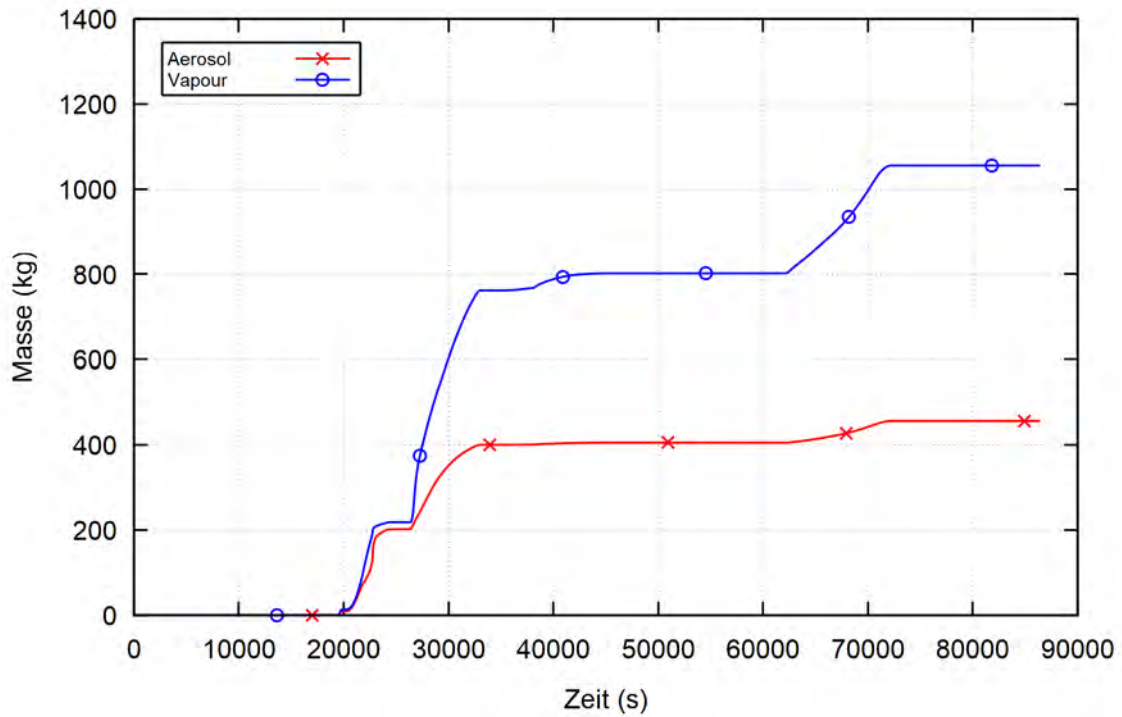


Abb. 3.25: AC² Quellterm-Analyse WWER-1000, TSA, aus Kühlkreislauf/Reaktor in das Containment freigesetzte Masse an gas- und aerosolförmigen Isotopen

Containment-Verhalten

Das Verhalten im Containment wird exemplarisch durch die folgenden Kurvenverläufe dargestellt, die

- den Druckverlauf im Containment (Abb. 3.28),
- die freigesetzten Massen für das Edelgas-Isotop Kr-85 (Abb. 3.29) und für das Aerosol I-131 (Abb. 3.30)

zeigen. Weitere Ergebnisse sind in /ARN 23b/ zu finden.

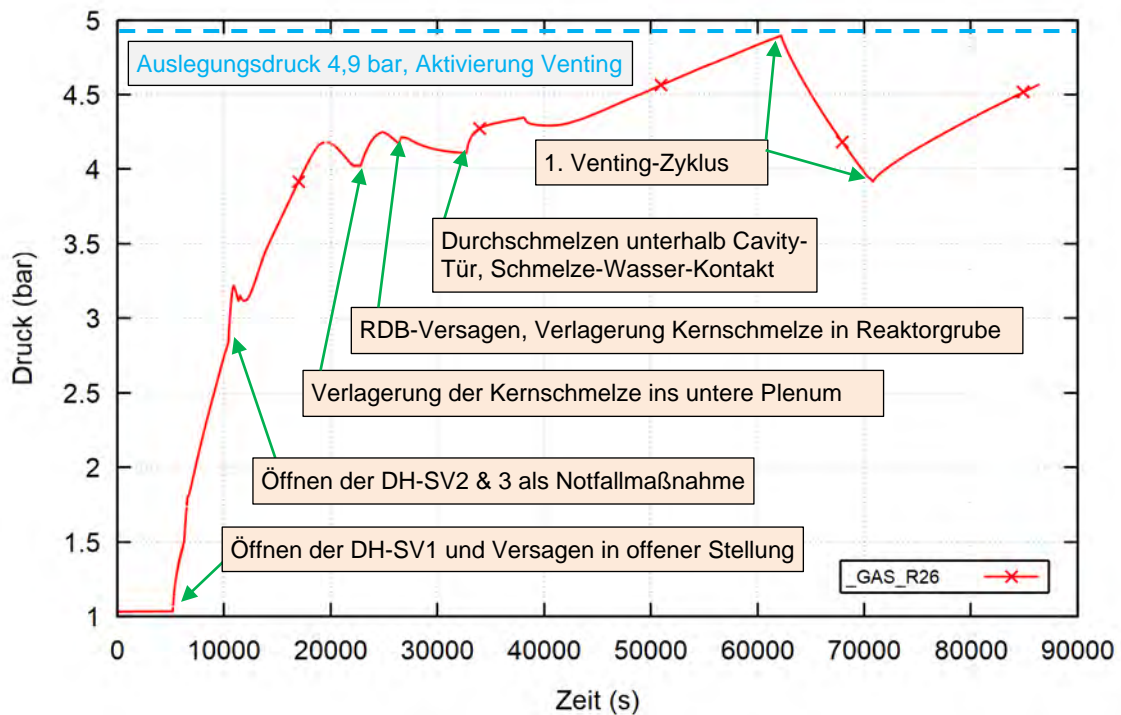


Abb. 3.26: AC² Quellterm-Analyse WWER-1000, TSA, Druckverlauf im Containment

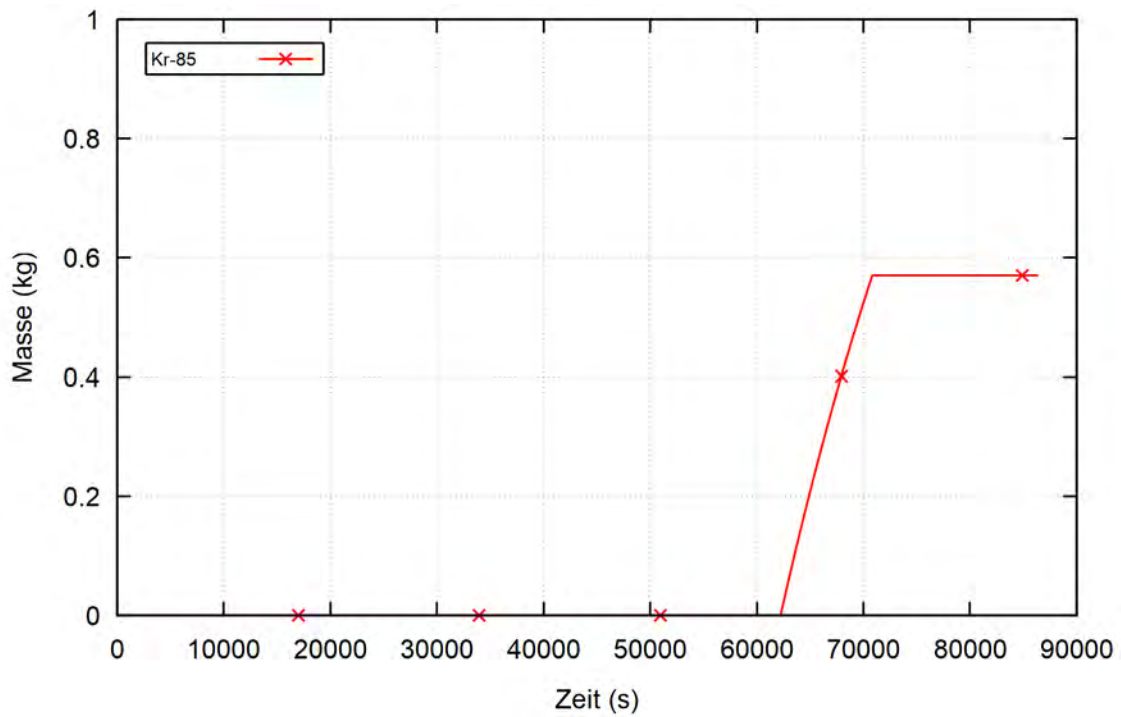


Abb. 3.27: AC² Quellterm-Analyse WWER-1000, TSA, in die Umgebung freigesetzte Masse des Edelgas-Isotops Kr-85

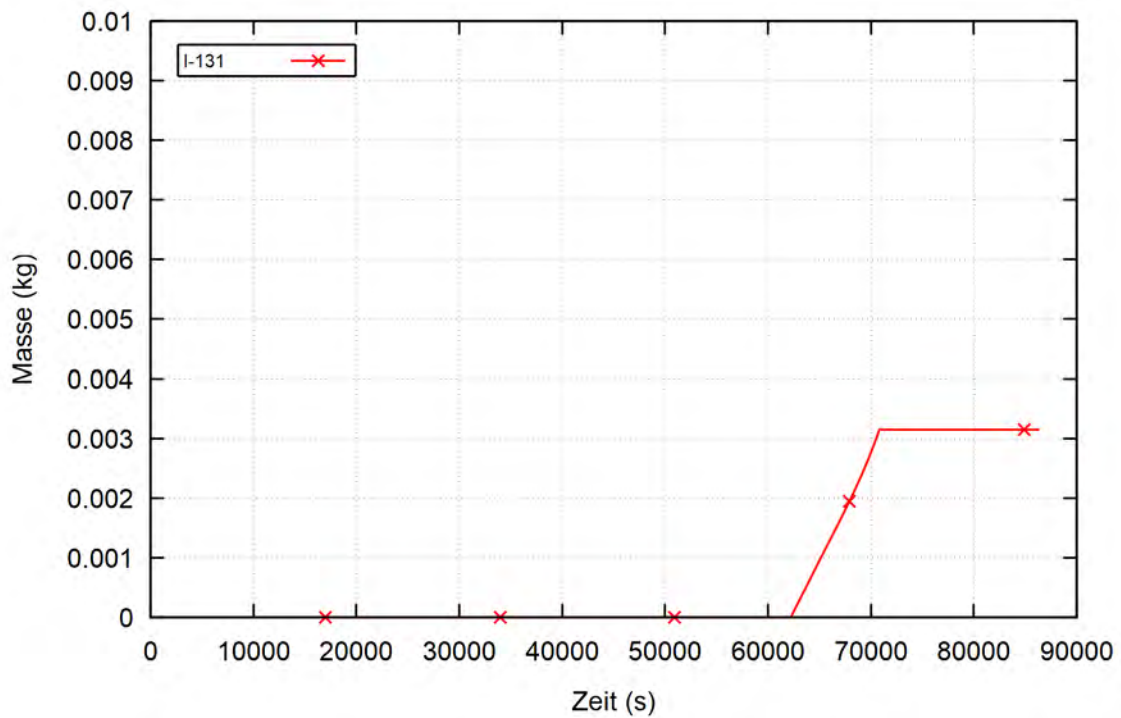


Abb. 3.28: AC² Quellterm-Analyse WWER-1000, TSA, in die Umgebung freigesetzte Masse des aerosolförmigen Isotops I-131

Radioaktiver Quellterm

Für das Szenario mit totalem Stromausfall in einer WWER-1000 Anlage wurde unter den im Kapitel 3.2.4.1.1 beschriebenen Annahmen der Quellterm, d. h. die ungefilterte Freisetzung über die Venting-Leitung in die Kraftwerksumgebung innerhalb des ersten Tages des Unfalls berechnet. Die in AC² ermittelte Freisetzung der radioaktiven Isotope in kg/s wurde dabei integriert (in kg, z. B. für Kr-85 und I-131 in Abb. 3.29 und Abb. 3.30) und in die Aktivität der radioaktiven Isotope (Bq) umgerechnet. Tab. 3.2 zeigt die integrale Freisetzung für ausgewählte Isotope (weitere Isotope sind in /ARN 23b/ zu finden). In der Freisetzung ist dabei der Austritt über die Containment-Leckage (Auslegungswert 0,3 Volumen%/Tag bei 4,9 bar Containment-Druck) nicht enthalten, der eine Größenordnung geringer ist und somit den Quellterm nur unwesentlich erhöhen würde. Die Spalte "Freisetzunganteil [%]" gibt an, wieviel der im Reaktorkern enthaltenen Isotope beim Eintritt des TSA in die Umgebung freigesetzt werden.

Tab. 3.2 Berechneter Quellterm innerhalb 1 Tages für das TSA-Unfallszenario in einem WWER-1000 (Isotope AM-241 – KR-88)

Isotop	Anfangsmasse im Reaktorkern [kg]	Anfangsaktivität [Bq]	Quellterm innerhalb 1 Tages [kg]	Quellterm innerhalb 1 Tages [Bq]	Freisetzunganteil [%]
AM-241	5,016	6,37E+14	1,21E-08	1,54E+06	2,4E-07
BA-139	0,009	5,20E+18	1,29E-09	7,78E+11	1,4E-05
BA-140	1,920	5,20E+18	2,47E-03	6,69E+15	0,13
CE-141	4,044	4,27E+18	9,21E-04	9,72E+14	0,02
CE-143	0,175	4,30E+18	2,71E-05	6,65E+14	0,02
CE-144	23,340	2,75E+18	5,53E-03	6,52E+14	0,02
CS-134	18,780	8,99E+17	2,32E-02	1,11E+15	0,12
CS-136	0,075	2,04E+17	9,70E-05	2,65E+14	0,13
CS-137	141,804	4,56E+17	2,18E-01	7,00E+14	0,15
I-131	0,655	3,01E+18	3,15E-03	1,45E+16	0,48
I-132	0,011	4,39E+18	9,86E-05	3,78E+16	0,90
I-133	0,145	6,07E+18	4,26E-04	1,78E+16	0,29
I-134	0,007	6,62E+18	8,16E-11	8,07E+10	1,2E-06
I-135	0,045	5,82E+18	3,43E-05	4,48E+15	0,08
KR-85	2,683	3,89E+16	5,70E-01	8,27E+15	21,24
KR-85M	0,002	6,19E+17	4,19E-05	1,28E+16	2,09

Isotop	Anfangsmasse im Reaktor- kern [kg]	Anfangs- aktivität [Bq]	Quellterm innerhalb 1 Tages [kg]	Quellterm innerhalb 1 Tages [Bq]	Freiset- zungsanteil [%]
KR-87	0,001	1,22E+18	2,03E-08	2,13E+13	2,0E-03
KR-88	0,004	1,64E+18	1,51E-05	7,03E+15	0,38

3.2.4.1.4 Zusammenfassung

Auf Basis der gekoppelten AC²-2021.1 Rechnungen wurde für einen generischen WWER-1000 zum Unfall "Totaler Stromausfall" ein Quellterm, d. h. die Freisetzung von repräsentativen radioaktiven Isotopen in die Umgebung, ermittelt. Der Quellterm liegt in Tabellenform vor (sowohl integrale Freisetzung in kg bzw. Bq als auch zeitabhängige Raten) und kann zur Analyse der Radioaktivitätsausbreitung in die Kraftwerksumgebung und darüber hinaus verwendet werden. Änderungen in den angenommenen Randbedingungen oder am Unfallszenario schlagen sich signifikant auf den Quellterm nieder, z. B. der Übergang zur gefilterten Druckentlastung (gefiltertes Containment-Venting). Aus den Ergebnissen kann abgeleitet werden, dass im Unfallablauf nach einem Tag weiterhin ein periodischer Austrag von radioaktiven Spaltprodukten erfolgen wird (Druckkriterium für weitere Venting-Zyklen, Abb. 3.28). In Zukunft sollte daher dieser Unfallablauf über einen wesentlich längeren Zeitraum analysiert werden, um den Quellterm weiter zu qualifizieren, d. h. auch die Freisetzung nach 1 Tag zu bestimmen. Dabei sollten auch Nachrüstungen in bestehenden WWER-1000 Anlage, wie z. B. die gefilterte Druckentlastung, mit berücksichtigt werden.

In der Analyse sind Defizite und notwendige Verbesserungen in der AC²-Rechnung identifiziert worden. Dies betrifft sowohl das Anlagenmodell (Datensätze) als auch Modelle in AC². Im Containment sollten die Modelle für die Simulation der Iod-Chemie aktiviert werden (AIM-3, siehe /ARN 22/), was die Erstellung und die Implementierung entsprechender Daten erfordern. Damit kann dann das Verhältnis zwischen freigesetzten aerosol- und gasförmigen sowie Organo-Iod berechnet werden. Die im Projekt begonnene Anwendung des neuen Aerosol-Hauptmoduls von COCOSYS "NewAFP" sollte fortgesetzt werden, was aber erst nach der vollständigen Integration des "VENTINA"-Modells als Ersatz von ORST/FIPISO sinnvoll ist (siehe Kapitel 3.2.1). Bei der Simulation der Beton-Schmelze-Wechselwirkung ist ein möglicher Übergang aus der bisherigen homogenen in eine geschichtete Konfiguration zu erlauben, was die Beton-Erosion beeinflusst.

Im Verlauf der Kernzerstörungsphase in ECORE wurde eine inhomogene Energieverteilung zwischen den einzelnen Kernringen beobachtet. Während der Simulation zeigt sich im Besonderen beim innersten Ring ein verzögertes Schmelze- und Degradationsverhalten, für den sich aufgrund seiner zentralen Lage im Gesamtkern mit höherem Leistungseintrag eigentlich eine schnellere Zerstörung erwarten lässt. Aus den Ergebnissen lässt sich erkennen, dass gegenwärtig bei der Kernzerstörungs-Berechnung die relativen Positionen der einzelnen Kassetten zueinander nur unzureichend berücksichtigt werden. Als eine wesentliche Eingabegröße, die mit einem hohen Unsicherheitswert belegt ist, konnte der massenabhängige Schwellwert für die Kernschmelze-Verlagerung von der unteren Gittertrageplatte ins untere Plenum ermittelt werden. Die aktuell verwendeten Werte (MTLP1 = 35 t oxydische bzw. MTLP2 = 15 t metallisch Schmelze) wurden anhand von Versagenskriterien von vergleichbaren deutschen Anlagen abgeleitet und auf den hier betrachteten WWER-1000 übertragen. Der Vergleich mit MELCOR - Simulationsergebnissen (Kapitel 3.2.2) verdeutlicht, dass der dort verwendete Schwellwert für die Kernschmelze-Verlagerung signifikant höher liegt. Aufgrund derzeit fehlender Erfahrungswerte und unzureichender Datenlage ist eine Untersetzung der verwendeten Schwellwerte durch eine 3-dimensionale Strukturanalyse der Gittertrageplatte von WWER-1000 zweckmäßig und sollte im Rahmen eines gesonderten Projektes durchgeführt werden.

In Zukunft sollten die Datensätze weiter verbessert und die identifizierten Fragen zu AC²-Modellen in der weiteren Programmentwicklung von AC² mit bearbeitet werden. Für den Herbst 2023 ist die Herausgabe der neuen Version AC²-2023 geplant, in der neben einer Vielzahl von Modellverbesserungen auch die Stabilität des ECORE-Modells deutlich erhöht wurde. Damit ist dann auch die Durchführung von Variantenrechnungen und die Analyse des Einflusses einzelner Modellparameter deutlich besser möglich. Dies bietet den erweiterten Handlungsspielraum, ein ganzes Spektrum an Unfällen zu analysieren (TSA mit großen, mittleren und kleinen Lecks, Speisewasserausfall etc.), um bei Bedarf Aussagen zu Unfallfolgen und dem entsprechenden Quelltermen treffen zu können. Hier ist auch in Zukunft die Zusammenarbeit mit TSOs und Genehmigungsbehörden der WWER-1000-Betreiberländer erforderlich, um Zugriff auf spezifische Anlagendaten zu erhalten und die AC²-Ergebnisse durch den Vergleich mit anderen Codes weiter zu qualifizieren.

Ende Juni 2023 hat die GRS das BMUV/BfS bei der Teilnahme am WG-UA - Benchmark (Follow up of WENRA experts group modelling of specific accident scenarios with regard

to the consequences of the war in Ukraine) unterstützt. In diesem Benchmark werden durch die Teilnehmer die radiologischen Konsequenzen nach einem angenommenen Unfallablauf im KKW Saporischschja berechnet (Ausbreitung von radioaktiven Isotopen in der Umgebung). Während im ersten Teil des Benchmarks ein einheitlicher Quellterm angesetzt werden soll, ist im zweiten Teil "WG-UA-2" durch die Teilnehmer ein eigener Quellterm zu verwenden. Diesen sollte die GRS als Anfangsbedingungen für Ausbreitungsrechnungen des BfS bereitstellen.

Für ein Szenario mit totalem Stromausfall in einem WWER-1000 Reaktorblock führte die GRS letztendlich eine Analyse mit AC² über 7 Tage Unfallablauf durch. In dieser integralen Anlagensimulation wurde analog zum Szenario nach Kapitel 3.2.4.1.1 die Freisetzung von relevanten Isotopen in die Umgebung berechnet, d. h. ausgehend vom Isotopeninventar im Reaktor über die Zerstörung des Reaktorkerns, das Versagen des Druckbehälters, die Freisetzung in das Containment, MCCI bis letztendlich zur ungefilterten Druckentlastung in die Umgebung. Im Unterschied zum Szenario in Kapitel 3.2.4.1.1 wurde kein Versagen des ersten Druckhalter-Sicherheitsventils nach erstmaliger Öffnung angenommen, sondern das projektgemäße zyklische Öffnen und Schließen bis zur Einleitung der Notfallmaßnahme "Öffnen aller DH-Sicherheitsventile bei Überschreiten einer Kernaustrittstemperatur von 450 °C" unterstellt. Um die Simulation mit AC² zu beschleunigen, wurde das Kernmodell auf ein 4-Ring-Modell vereinfacht. Damit konnte die Analyse bis Mitte August 2023 abgeschlossen und der Quellterm an das BfS übermittelt werden.

Voraussetzung für die erfolgreiche Unterstützung des BfS waren die oben dargestellten Arbeiten der GRS mit dem AC²-Programmpaket zu WWER-1000 in diesem und den vorangegangenen Vorhaben. Die verwendeten detaillierten geometrischen Daten zur Reaktorgrube und angrenzenden Anlagenräumen sowie deren Umsetzung im COCOSYS CCI-Modell basieren auf Informationen und Erfahrungen, die auch im INT KoNuS Vorhaben des BMUV gewonnen werden konnten. Im WENRA Benchmark wurden solche Informationen bei den Teilnehmern als vorhanden vorausgesetzt. Um auch in Zukunft solche Anfragen zeitnah, erfolgreich und mit fachlicher Kompetenz beantworten zu können (sowohl durch die Entwicklung/Anwendung des GRS-eigenen Programmpaketes AC² als auch umfangreiche Anlagenkenntnis zu verschiedensten KKW-Typen), wäre eine entsprechende Fortführung der Forschungsvorhaben durch das BMUV auch weiterhin kontinuierlich notwendig.

3.2.4.2 Analyse des Kühlungsausfalls des BE-Lagerbeckens

Neben Stör- und Unfällen im Reaktor, die Auswirkungen auf das Containment und als letzten Schritt auf die Umgebung haben können, sind auch Stör- und Unfälle in Brennelementlagerbecken möglich, die wiederum einen signifikanten Austrag von Spaltprodukten ins Containment oder die Umgebung nach sich ziehen können. Aufgrund der baulichen Eigenschaften sind hier sogar nur die Barrieren Brennstoffmatrix, Hüllrohr und Containment vorhanden, wobei dessen Wirksamkeit auch stark vom Anlagentyp abhängt. In DWR-Anlagen vom Typ Konvoi oder WWER-1000 sind die Brennelementlagerbecken im Volldruckcontainment angeordnet, so dass die Schutzwirkung hier der für Stör- und Unfällen im Reaktorkreislauf entspricht.

Im Nachgang zum Unfall in Fukushima, wo auch die Brennelementlagerbecken des Blocks 4 betroffen war, wurden eine Vielzahl von Forschungsaktivitäten angestoßen, um die Bedeutung eines Brennelementlagerbeckens hinsichtlich Unfälle und deren radiologischen Folgen zu untersuchen. In der GRS wurden bspw. Unfallszenarien in deutschen Konvoi-Anlagen und in WWER-1000 untersucht (vgl. /GRS 16/, /GRS 20/ und /GRS 23/).

3.2.4.2.1 Modellierung eines WWER-1000 BE-Lagerbeckens mit AC²

Vor dem Hintergrund der kriegerischen Handlungen in der Ukraine seit Februar 2022 rückten auch die BE-Lagerbecken des KKW Saporischschja in den Fokus. Basierend auf den Analysen in den INT KoNuS Projekten wurden die bestehenden Datensätze für gekoppelte AC² Analysen für einen generischen WWER-1000-Lagerbeckens weiterentwickelt, um einen möglichst langen Zeitraum und der damit verbunden Phänomene des Unfallablaufs abbilden zu können, wobei das Hauptaugenmerk auf der Modellierung des Schmelzeübertrages aus dem Bereich der zerstörten BE auf die Bodenplatte, die aus einem Stahl liner und einer Betonplatte besteht, lag. In den bisherigen Analysen wurde ein Szenario betrachtet, das bis zum Schmelzen signifikanter Mengen von BE reichte, um die Phänomene und Wechselwirkungen bis zu diesem Anlagenzustand zu untersuchen. Um aber auch den Einfluss der Beton-Schmelze-Wechselwirkung bspw. auf den Druckaufbau und somit bis zum Erreichen von Venting-Bedingungen zu berücksichtigen, war die Erweiterung des Untersuchungsraums notwendig, da durch das Venting auch Spaltprodukte in die Umgebung abgegeben werden können aufgrund noch fehlender Filter in den Venting-Strecken des KKW Saporischschja. Durch die Modellerweiterung, die den Schmelzeaustrag aus dem Simulationsbereich von ATHLET-CD nach

COCOSYS sowie der Beton-Schmelze-Wechselwirkung in COCOSYS umfasst, sind nun umfassendere Analysen eines Unfalls in BE-Lagerbeckens eines WWER-1000 möglich.

Der gekoppelte Datensatz umfasst im Kernbereich (ATHLET-CD), d. h. für die Brennelemente im Lagerbecken, die Module ECORE zum Kernzerstörungsverhalten, OREST/FIPISO zur Bestimmung des Nuklidverhaltens, FIPREM zur Spaltproduktfreisetzung, SAFT zum Spaltprodukttransport sowie AIDA für das untere Plenum, wobei das letztgenannte nur aus programmtechnischen Gründen verwendet wird, da im Lagerbecken kein unteres Plenum im Sinne eines RDB vorhanden ist. Im Containment (COCOSYS) werden die Module THY zur Thermohydraulik, AFP zum Spaltproduktverhalten (mit dem Konservativismus fehlender Ablagerung) sowie CCI zur Beton-Schmelze-Wechselwirkung berücksichtigt.

3.2.4.2.2 Untersuchte Szenarien

Für die nachfolgend beschriebenen Analysen wurde ein totaler Stromausfall jeglicher Spannungsebene unterstellt, der durch kriegerische Handlungen ausgelöst werden kann, aber zunächst von der Tatsache Kredit nimmt, dass das volle Wasserinventar im BE-Lagerbecken für die Kühlung zur Verfügung steht. Das BE-Lagerbecken beinhaltet allerdings eine Notausladung, d. h. neben den BE aus dem Normalbetrieb sind sieben Tage nach Abschalten die BE aus dem RDB in das BE-Lagerbecken bzw. die drei Sektionen ausgeladen worden, wodurch die Leistung signifikant ansteigt. Hieraus ergibt sich ein originärer Betrachtungszeitraum von 50 Stunden. Für die Berücksichtigung der Beton-Schmelze-Wechselwirkung wurde der Betrachtungszeitraum auf 100 Stunden erhöht.

Durch die gewählte Modellierung nur einer Beckensektion (vgl. /GRS 20/, /HOL 20/), hier ist die Ringstruktur von ATHLET-CD die programmtechnische Limitierung, wird allerdings nur ein geringer Druckaufbau im Containment berechnet, der das Venting-Kriterium nicht erreicht, so dass es ohne mechanische Schäden am Containment nicht zum Spaltproduktaustrag (Quellterm) in die Umgebung kommt und die freigesetzten Spaltprodukte im Containment verbleiben. Die Ergebnisse der konservativen Quelltermabschätzung im direkten Nachgang zu den Ereignissen im KKW Saporischschja im März 2022 sind in /GRS 23/ kurz zusammengefasst.

Die Berücksichtigung nur einer Beckensektion stellte eine wesentliche Einschränkung dar und war maßgebend in vorherigen Analysen zur Überprüfung der Ablauffähigkeit und Phänomenologie von Unfällen in BE-Lagerbecken eines WWER-1000. Aufgrund der räumlichen Nähe der drei Sektionen eine WWER-1000 BE-Lagerbeckens, die BE aufnehmen können, die nur durch Betonwände verschiedener Höhe getrennt sind (vgl. Abb. 3.31, /HOL 20/), wurde eine zweite Modellierung des BE-Lagerbeckens untersucht, die alle Sektionen berücksichtigt, aber proramntechnisch die Annahme notwendig macht, dass es keine bauliche Trennung zwischen den Sektionen gibt. Somit sind alle BE in einem Kernbereich mit 4 radialen Segmenten (Ringen) abgebildet. Durch die Ringstruktur in ATHLET-CD, die für RDB-Anordnungen sinnvoll und validiert ist, wird die rechteckige Form des BE-Lagerbeckens nur näherungsweise abgebildet, was teilweise in der Anwendung der Modelle zur Kernzerstörung zum Tragen kommt.

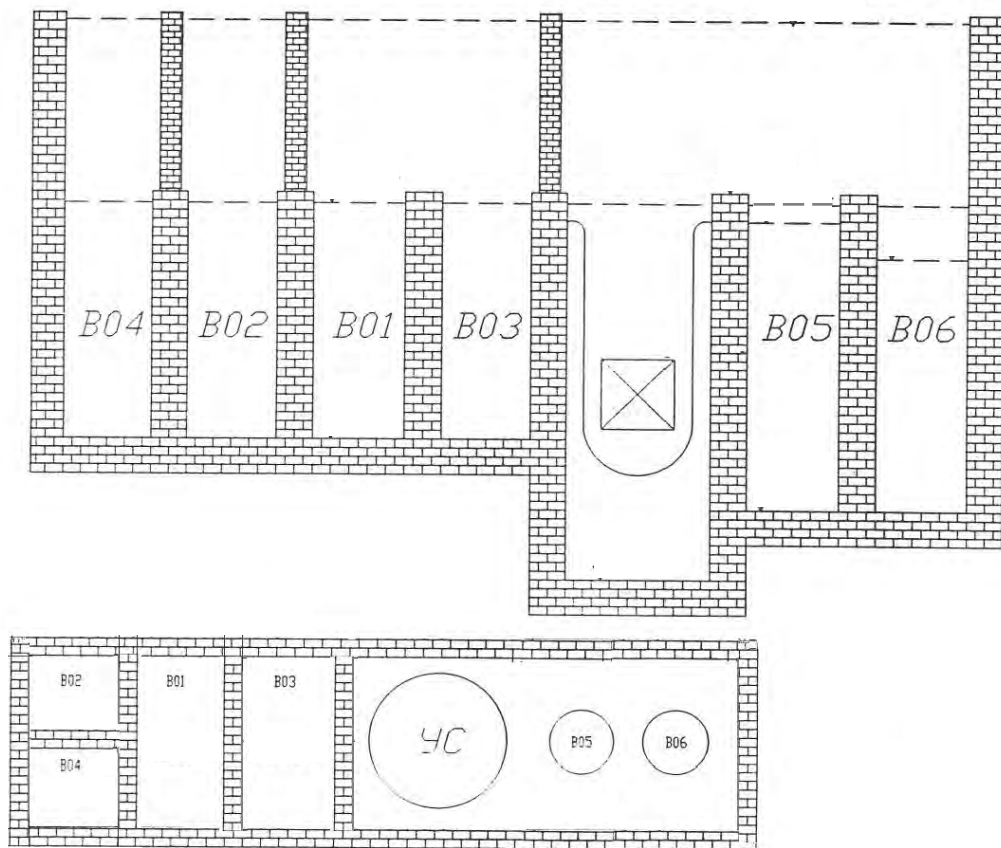


Abb. 3.29: Schematische Darstellung des BE-Lagerbeckens mit verschiedenen Sektionen B01 bis B06 /HOL 20/

Ein weiteres Szenario, das untersucht wurde, ist eine temporäre Bespeisung des BE-Lagerbeckens in der ursprünglich zugrunde gelegten Konfiguration mit nur einer

Beckensektion, wenn bspw. die Einspeiseleitung zum BE-Lagerbecken mit mobilen Pumpen bespeist werden kann. Aus den Erfahrungen aus den Unfallmaßnahmen in Fukushima liegt der Fokus bei Anlagen mit mehreren Blöcken zunächst auf der Kühlung der (laufenden) Reaktoren, bevor die Kühlung der BE-Lagerbecken in den Fokus rückt. Hieraus wurde für die hier dargestellten Analysen unterstellt, dass die Kühlung des BE-Lagerbeckens erst möglich ist, wenn die BE bereits teilweise freigelegt sind.

3.2.4.2.3 Simulationsergebnisse

Die Simulationen wurden sowohl mit der offiziellen Programmversion AC² 2021.1 sowie einer Entwicklerversion AC² 2023.0 durchgeführt, da in der neuen Version, die kurz vor der Freigabe und Verteilung in 2023 steht, wesentliche Modellverbesserungen hinsichtlich der Kopplung zwischen ATHLET-CD und COCOSYS sowie der Modelle zum Schmelzeverhalten und -austritt in AIDA verfügbar sind, so dass für die dargestellten Ergebnisse der Simulationen mit Beton-Schmelze-Wechselwirkung die neueste Version verwendet wurde.

Zusammenfassend lassen sich folgende Ergebnisse der Szenarien ableiten:

- Ausgehend von den Abschätzungen zum SBO in einem BE-Lagerbecken in /GRS 23/ zeigt die Implementierung der Beton-Schmelze-Wechselwirkung auch im Langzeitverhalten kein Erreichen des Venting-Drucks von 5 bar im Containment, wenn nur eine Sektion berücksichtigt wird.
- Unter Berücksichtigung von drei Sektionen, die BE beinhalten, aber unter Vernachlässigung der baulichen Trennung unter weiteren Annahmen, kann der Venting-Druck erreicht werden, so dass es zu einem Quellterm kommt.
- Die Berücksichtigung einer temporären Bespeisung des BE-Lagerbeckens, bspw. durch eine mobile Pumpe, kann zum Erreichen des Venting-Drucks führen, wenn die Einspeisung lang genug ist und der Druckaufbau nicht durch die Wärmeabfuhr über Containmentstrukturen kompensiert wird.

Eine detaillierte Analyse und Diskussion der Simulationsergebnisse sind in /HOL 23/ dokumentiert.

Exemplarisch werden nachfolgend die Ergebnisse der Basisrechnung (50 h Unfallzeit, kein Ventingdruck) kurz dargestellt. Aufgrund des in Abb. 3.32 dargestellten

Druckverlaufs im Containment mit einem kurzzeitigen maximalen Druck von etwa 2 bar wird der Ansprechdruck für das Venting nicht erreicht, so dass ein Quellterm aufgrund des Ventings in die Umgebung nicht vorliegt. Da aber neben (halb-)automatisierten Prozeduren auch ein Versagen der Containmentintegrität bspw. durch von außen aufgebraachte mechanische Last für den Standort des KKW Saporischschja in der aktuellen Lage unterstellt werden kann, wird ein Quellterm 50 h nach Beginn des Unfalls bestimmt. Basierend auf den Annahmen in /GRS 23/ wird keine Ablagerung von Spaltprodukten im Containment berücksichtigt, was zu einer konservativen Annahme des Quellterms führt.

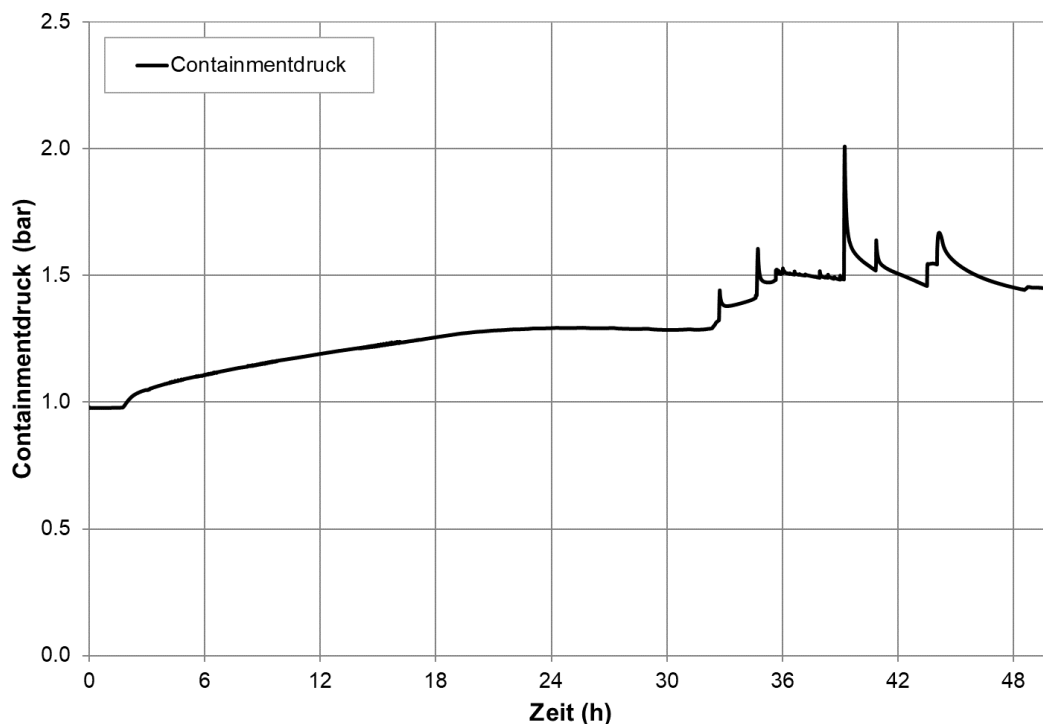


Abb. 3.30: Druckverlauf im Containment

Nach Bersten der Brennstäbe bei etwa 32 h werden zunächst die leichtflüchtigen Spaltprodukte und Edelgase freigesetzt, wobei Xenon, Molybdän und Cäsium dominierend sind (Abb. 3.33 und Abb. 3.34). Durch den freien Strömungspfad oberhalb der BE werden die Spaltprodukte transportiert und dem Containment bzw. dessen Gasatmosphäre zugeführt, wobei kleinere Teile an den Wänden des BE-Beckens abgelagert werden. Aufgrund der nicht-Berücksichtigung der Ablagerung im Containment werden die Aerosole und Spaltprodukte, die ins Containment eingetragen werden, integriert und nach 50 h, also ca. 18 h nach Beginn der Freisetzung in die Umgebung ausgetragen. Tab. 3.3 zeigt die relativen Anteile der Spaltprodukte bezogen auf das Anfangsinventar, die den Quellterm bilden. Hierbei werden für die Elemente teilweise auch relative Anteile von

über 100 % bestimmt, was einerseits auf die Zerfallsketten der einzelnen Isotope, andererseits aber auch auf modelltechnische und numerische Annahmen zurückgeführt werden kann.

Der hier dargestellte Quellterm stellt einen hoch konservativen Quellterm dar, da die Freisetzung sehr schnell nach Beginn des Unfalls einsetzt, was auch auf die BE zurückzuführen ist, die 7 Tage nach Reaktorabschaltung ausgeladen wurden und somit eine hohe Wärmelast aufweisen und somit auch Isotope vorhanden sind, die im Normalbetrieb nicht aus dem BE-Becken freigesetzt werden würden.

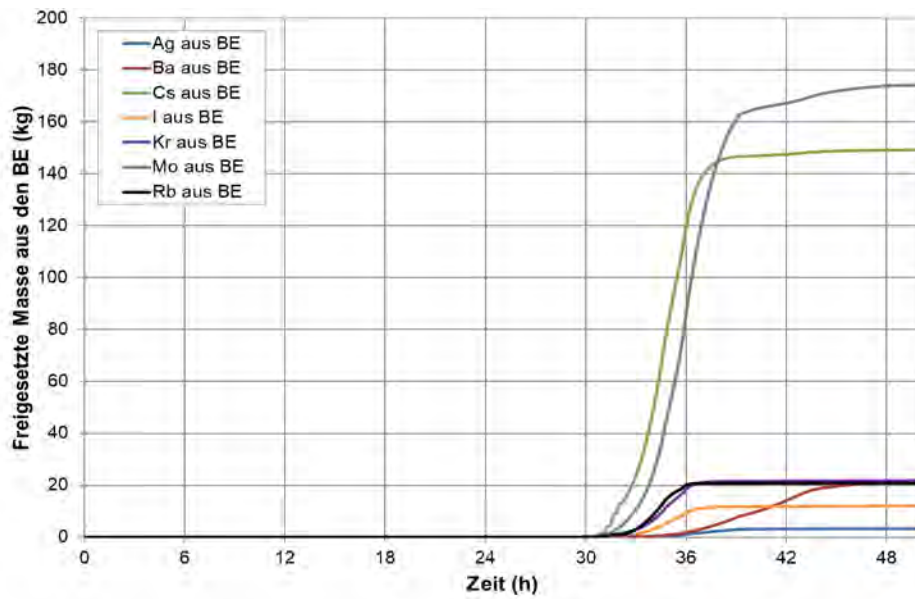


Abb. 3.31: Freigesetzte Massen aus den BE für Ag, Ba, Cs, I, Kr, Mo und Rb

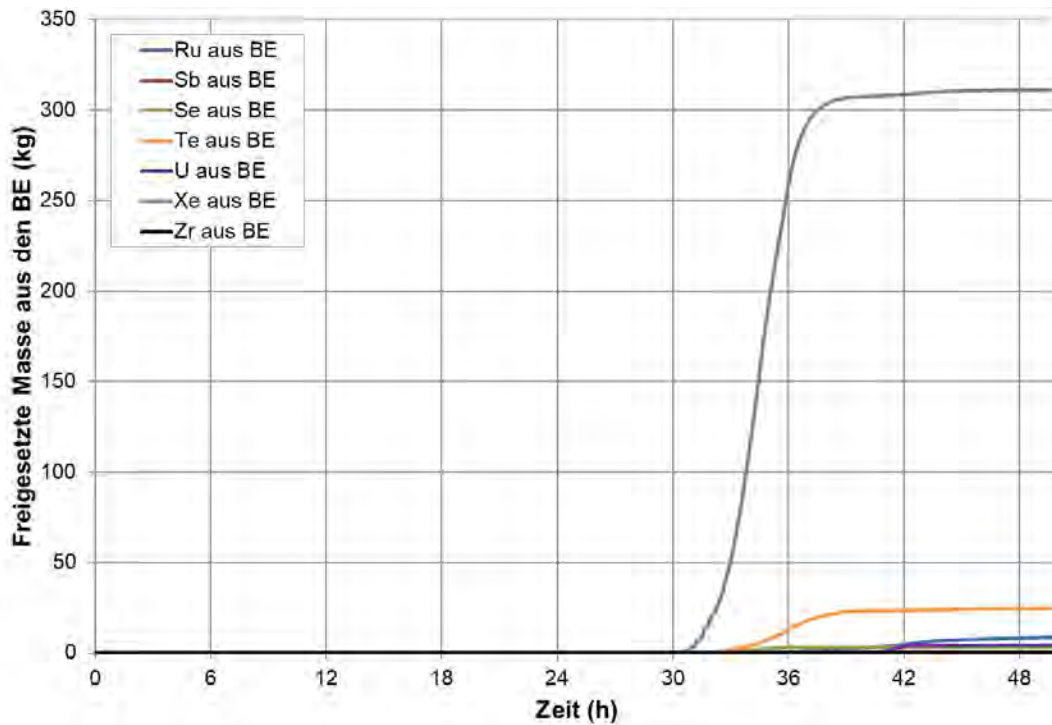


Abb. 3.32: Freigesetzte Massen aus den BE für Ru, Sb, Se, Te, U, Xe und Zr

Tab. 3.3 Quellterm ausgewählter Elemente im Vergleich zum jeweiligen Anfangsinventar der Analyse des Kühlungsausfalls des BE-Lagerbeckens

Element	Anfangsinventar (kg)	Quellterm (kg)	Relative Freisetzung (%)
Ba	84,6	21,9	25,9
Cs	141,6	148,9	105,2
I	11,8	11,9	100,8
Kr	20,2	21,8	107,9
Ru	125,2	8,4	6,8
Sr	49,0	2,5	5,1
Zr	204,8	0,0	0,0

3.2.4.2.4 Zusammenfassung und Ausblick

Die Simulationsergebnisse zeigen, dass AC² mit der aktuell verfügbaren Modellbasis in der Lage ist komplexe Unfallszenarien im BE-Lagerbecken bis hin zur Beton-Schmelze-Wechselwirkung zu berechnen. Er zeigt sich, dass die Modellbasis für diese Anwendung nicht originär entwickelt wurde und einige Annahmen notwendig sind, um einen Unfall in

BE-Lagerbecken abzubilden. Insbesondere die Geometrie eines BE-Lagerbeckens eines WWER-1000 mit mehreren Sektionen machte diese Annahmen notwendig, um programmtechnische Einschränkungen zu berücksichtigen. Für BE-Lagerbecken mit nur einer Sektion wie in Konvoi-DWR oder SWR können diese Einschränkungen einfacher berücksichtigt werden. In der aktuellen Programmentwicklung von ATHLET-CD wird eine asymmetrische, nicht ringförmige Modellierung vorangetrieben, um solche Geometrien und Asymmetrien auch in RDB abbilden zu können.

Die Ergebnisse zeigen, dass weitere Untersuchungen zu den hier dargestellten Analysen notwendig sind, um die Unsicherheiten bei der Modellierung zu identifizieren und zu minimieren. Ebenso ermöglicht die zukünftige AC² Modellbasis, insbesondere für ATHLET-CD, eine bessere Abbildung eines BE-Lagerbeckens und der Bestimmung des Nuklidverhaltens.

Auch die gemeinsame Berücksichtigung von drei Sektionen und der temporären Bespeisung des BE-Lagerbeckens sollte untersucht werden, um den Zeitpunkt des Erreichens des Venting-Drucks zu untersuchen.

Ebenso sollte der Einfluss des Wasserstandes unterhalb der BE im Lagebecken untersucht werden, da die Wasservorlagen einen wesentlichen Einfluss auf den Druckaufbau im Containment haben.

4 Sicherheitstechnische Analysen für neue Betriebsweisen von WWER-Reaktoren (AP 3)

4.1 Zielsetzung

Im Arbeitspaket AP 3 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 sicherheitstechnische Analysen eingesetzten Modelle und Datenbibliotheken für WWER-BE und Reaktorkerne sowie deren Verbesserung im Hinblick auf neue Betriebsweisen, wie, z. B. Lastwechselbetrieb oder Betrieb mit erhöhter Leistung, für WWER-1000-Reaktoren. Entsprechend den aktuellen Anforderungen wurden Weiterentwicklungen der Modelle und Programme implementiert. Im Einzelnen waren für dieses Arbeitspaket zwei Aufgaben definiert worden:

- AP 3.1: Sicherheitstechnische Analysen neuer Betriebsweisen von WWER-Reaktoren,
- AP 3.2: 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 dem Ingenieurbüro Blank & Schulz (IBBS), Berlin – auf der Entwicklerseite – bearbeitet. 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.

Präzisierungen der Aufgaben und Terminplanung, Diskussion und Bewertung der Arbeitsergebnisse erfolgten im Rahmen von Arbeitstreffen der Experten mittels

Videokonferenzen. Der geplante internationale Erfahrungs- und Meinungsaustausch zwischen Experten verschiedener Institutionen und Organisationen auf den Symposien des AER konnte infolge der Einschränkungen durch die Corona-Pandemie und der Situation der Ukraine seit dem 24.02.2022 nur bedingt realisiert werden.

4.2 Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Nachfolgend werden die Ergebnisse der durchgeführten Arbeiten zusammenfassend beschrieben. Eine ausführliche Darstellung findet sich im Schlussbericht sowie dessen Anlagen /TÜV 23/.

4.2.1 Sicherheitstechnische Analysen für neue Betriebsweisen von WWER-Reaktoren (AP 3.1)

Das SSTC führt Arbeiten im Rahmen der Begutachtung der Sicherheit des Betriebs von ukrainischen KKW mit WWER-Reaktoren durch. Insbesondere wurden im Berichtszeitraum Fragen zur Lastwechselfahrweise im Bereich 100 % – 75 % – 100 % und Erhöhung der Reaktorleistung auf 104 % untersucht. In diesem Zusammenhang war das Ziel dieses Arbeitspunktes die Weiterentwicklung der in den Vorläufervorhaben entwickelten BE- und Reaktorkernmodelle, die für rechnerische sicherheitstechnische Analysen eingesetzt werden. Die Ergebnisse dienen dem Erhalt und der Weiterentwicklung des WWER-Knowhows bei der GRS und den beteiligten deutschen Projektpartnern TÜV SÜD IS-ES und HZDR sowie der weiteren Harmonisierung 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 AP 3.1 aus drei Teilaufgaben. Die erste Teilaufgabe hatte zum Ziel, auf der Basis relevanter internationaler und nationaler Regelwerke die Anforderungen für eine sicherheitstechnische Bewertung von Lastwechselfahrweisen mit WWER-1000 bei der weiteren Bearbeitung der Aufgabe angemessen zu berücksichtigen. Im Rahmen der geplanten Arbeiten wurden sowohl zutreffende internationale Anforderungen (siehe /IAE 05/, /IAE 01/, /IAE 04/ und IAE 18/) als auch nationale Regelungen /BMU 15/, /RSK 96/, /KTA 12/ und /UKR 10/ für das betrachtete Aufgabengebiet berücksichtigt.

In einem zweiten Arbeitsschritt wurden die entsprechenden Programme, Modelle und Datenbibliotheken auf der Basis der in Vorläufervorhaben erarbeiteten Ergebnisse entsprechend den aktuellen Anforderungen weiterentwickelt. Dies umfasste die Modernisierung der BE-Datenbibliotheken mit Hilfe neuerer Versionen der BE-Abbrandprogramme, e. g., HELIOS /WEM 08/, CASMO5 /FER 19/ etc., und die Weiterentwicklung der BE-Modelle des BE-Abbrandprogramms für die Berücksichtigung von Änderungen der BE-Auslegung und die entsprechende Ergänzung der BE-Datenbibliothek für die Kernabbrandrechnungen mit dem Programm DYN3D /ROH 16/.

Mit der Verifizierung dieser Modelle mit dem Monte-Carlo-Abbrandprogramm SERPENT /LEP 15/ 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 /KOZ 15/ gelegt.

In einem dritten Arbeitsschritt wurden die implementierten Weiterentwicklungen verifiziert und validiert sowie die Einhaltung der Anforderungen überprüft. 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 00/ sowie mit Messdaten aus WWER-Anlagen, soweit sie verfügbar waren. Die geplante Validierung der Simulationen von Lastwechseltransienten auf der Basis von Betriebsdaten aus ukrainischen KKW mit WWER-1000-Reaktoren konnte wegen fehlender Daten nicht umgesetzt werden.

Im Rahmen des Vorhabens war es ebenso 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.

4.2.1.1 Anforderungen an sicherheitstechnische Analysen für WWER-Reaktoren

Für rechnerische sicherheitstechnische Analysen sind in /IAE 05/, /IAE 01/, /IAE 04/ und /IAE 18/ internationale IAEO-Anforderungen formuliert:

Wenn sicherheitstechnisch signifikante Charakteristiken des Reaktorkerns analysiert und bewertet werden, wird mit Bezug auf einen Lastwechselbetrieb gefordert, dass, neben anderen Aspekten, insbesondere

- Xe-Schwingungen, die durch kurzzeitige Leistungsänderungen im Reaktorkern ausgelöst werden können, verhindert bzw. gedämpft werden,
- lokale Brennstableistungsdichtespitzen zur Vermeidung von Überschreitungen der Sicherheitsmargen begrenzt werden, und
- die für Sicherheitsbewertungen und -evaluierungen verwendeten Methoden und Codes für Simulationen des Lastfolgebetriebs von WWER-1000-Reaktoren und KKW qualifiziert (überprüft und validiert) werden sollten.

Hinsichtlich der für die Nachweisführung zur nuklearen Reaktorsicherheit erforderlichen rechnerischen Analysen ist auch die Adaption des Sicherheitsberichts der Reaktoranlage /IAE 04/ relevant. Einen Überblick zu den regulatorischen internationalen und nationalen sowie sicherheitstechnischen Aspekten sowie den Status bei der Einführung von Lastwechselfahrweisen gibt /IAE 18/.

Eine Übersicht zur Implementierung einer Erhöhung der thermischen Reaktorleistung sowie der dabei zu berücksichtigenden sicherheitstechnischen Aspekte kann man in /IAE 11/ finden.

Im deutschen Regelwerk werden sicherheitstechnische Anforderungen an die Prüfung der Einhaltung von Grenzwerten für die Sicherstellung eines sicheren Reaktorbetriebs in /BMU 15/, /RSK 96/ und /KTA 12/ gestellt. Im Besonderen sind mögliche Einflüsse auf Brennstabverhalten, Reaktivitätskontrolle sowie Abschaltsicherheit und auf die einzuhaltenen Grenzwerte, wie z. B. der Leistungsdichte, zu berücksichtigen /KTA 12/.

Das ukrainische Regelwerk /UKR 10/, /UKR 08/ und /UKR 05/ legt analoge sicherheitstechnische Anforderungen für KKW mit WWER-Reaktoren fest. /UKR 05/ fordert bei signifikanten Änderungen eine Überarbeitung der betroffenen Abschnitte des Sicherheitsberichts /UKR 95/ und zugehöriger Unterlagen. Insbesondere das Vorgehen bei Änderungen der Reaktoranlage (einschließlich Implementierung neuer Betriebsweisen) wird festgelegt: Nachweis des sicheren Betriebs der Anlage, Experimente, die die Ergebnisse der vorausgegangenen Berechnungen validieren, Dokumentation und Bewertung der erforderlichen sicherheitstechnischen Nachweise für jede Etappe.

Für die Bearbeitung der Teilaufgabe AP 3.1 sind die wesentlichen Anforderungen:

- Einhaltung der Leistungsdichtegrenzwerte im Normalbetrieb und bei Betriebsereignissen (siehe z. B. Abb. 4.1 Grenzwerte für Stableistungsdichte k_f oder Heißstellenfaktor q_i)
- Sicherstellung der Wärmeabfuhr durch Vermeidung von Siedekrise, $DNBR \geq 1.03$
- Kontrolle der Reaktivität und Sicherstellung der Abschtsicherheit

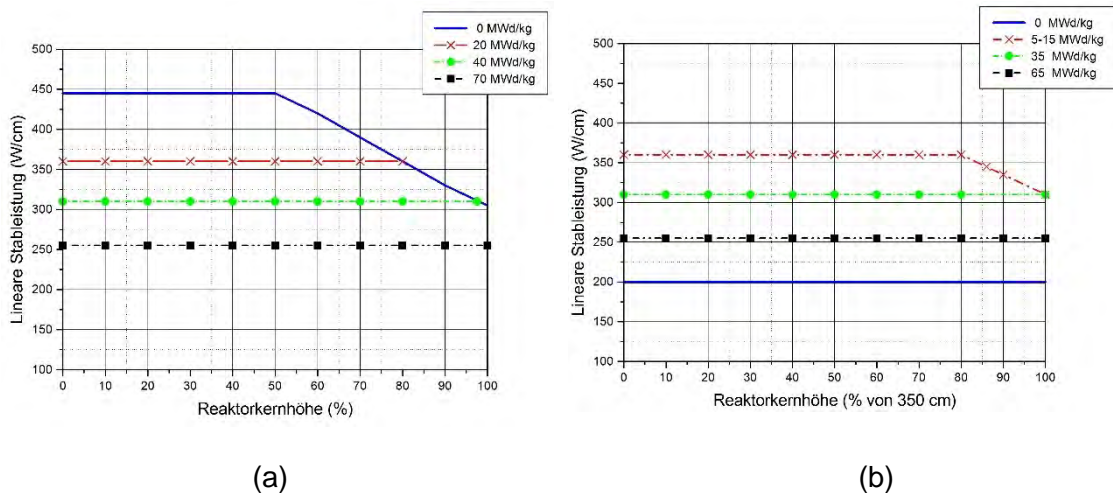


Abb. 4.1: Grenzkurve der Stableistung in Abhängigkeit vom Abbrand für UO₂-Stäbe (a) und für Gd₂O₃-UO₂-Stäbe (b)

Weitere Sicherheits- und Akzeptanzkriterien sind detailliert im Abschlussbericht /TÜV 23/ aufgeführt.

4.2.1.2 Entwicklung von Modellverbesserungen und Weiterentwicklung der reaktorphysikalischen Programme

Im Hinblick auf Programm- und Modellverbesserungen wurden die folgenden Aspekte /IAE 18/ bei Implementierung von Lastwechselfahrweisen mit WWER-1000 als relevant im Vorhaben betrachtet:

- Modellierung und Regelalgorithmen zur Vermeidung bzw. Unterdrückung von Xe-Schwingungen durch Steuerelementfahrweisen bei kurzzeitigen Leistungsänderungen
- Berechnung der Leistungsdichteänderungen und des DNB-Verhältnisses zum Nachweis der Einhaltung von Grenzwerten

- Regelalgorithmen zur Berechnung der Leistungsdichteverteilung im Reaktorkern mit konstanter Borsäurekonzentration im Kühlmittel und minimaler Änderung des axialen Offset (d. h. minimaler Störung der axialen Fluss- und Leistungsdichteverteilung) bei kurzzeitigen Leistungsänderungen
- Simulation der Auswirkungen von Operatorfehlern bei manueller Unterdrückung von Xe-Schwingungen während Lastwechselbetrieb

Im Bereich der BE-Datenbereitstellung wurden Modellverbesserungen und -weiterentwicklungen zur Berücksichtigung von Absorberstäben mit von Standard-Steurelementen abweichenden Absorbermaterialien sowie Konfigurationen (sogenannte „graue“ Steurelemente) implementiert und Daten für die Ergänzung der für Kernberechnungen benötigten Datenbibliotheken bereitgestellt.

„Graue“ Steurelemente sollen zur Vermeidung großer dynamischer Brennstabbelastungen und großer Störungen der axialen Leistungsdichteverteilung durch kurzzeitige Leistungsänderungen eingesetzt werden. Entsprechende BE-Modelle sind zu erarbeiten und zu verifizieren.

Für Kernberechnungen bei Lastwechselbetrieb musste der Regelalgorithmus im Programm DYN3D und den zugehörigen Datenbibliotheken entsprechend angepasst werden: kurzzeitige Leistungsänderungen werden mit den Steurelementen bewirkt. Dabei wird die Borsäurekonzentration im Reaktorkühlmittel nicht geändert, d. h. $C_b = \text{const.}$, und die Störung der Neutronenflussverteilung und folglich die Änderung der axialen Leistungsdichteverteilung möglichst kleingehalten.

In Bezug auf Leistungserhöhung bei WWER-1000-Anlagen mittels Erhöhung der thermischen Reaktorleistung wurden folgende Aspekte im Vorhaben bearbeitet /IAE 11/:

- Erhöhung der Leistungsdichte und der Stableistungsdichten im Reaktorkern $K_r \leq 1,54$ (bei 104 % thermischer Reaktorleistung, /EGO 19/)
- Vermeidung einer Siedekrise durch $DNBR \geq 1,03$
- bei Transienten und Störfällen mit erhöhter Reaktorleistung bei Beginn.

Dazu wurde eine Unterkühlungstransiente mit den gekoppelten Programmen DYN3D und ATHLET modelliert und die Einhaltung der Grenzwerte für Leistungsdichte und DNBR untersucht.

BE-Abbrandrechnungen für modifizierte Absorber-Auslegungen für WWER-1000 – „Graue“ Steuerelemente

Zur Regelung von Leistungsänderungen werden bei kurzzeitigen Lastwechseln die Steuerelemente (CR) eingesetzt. In einem ersten Schritt wurde die Steuerstabmodellierung mit den verschiedenen HELIOS-Versionen überprüft. Die Ergebnisse lassen den Schluss zu, dass das verwendete Modell auch weiterhin anwendbar ist, da die Differenzen akzeptabel sind – siehe Abb. 4.2.

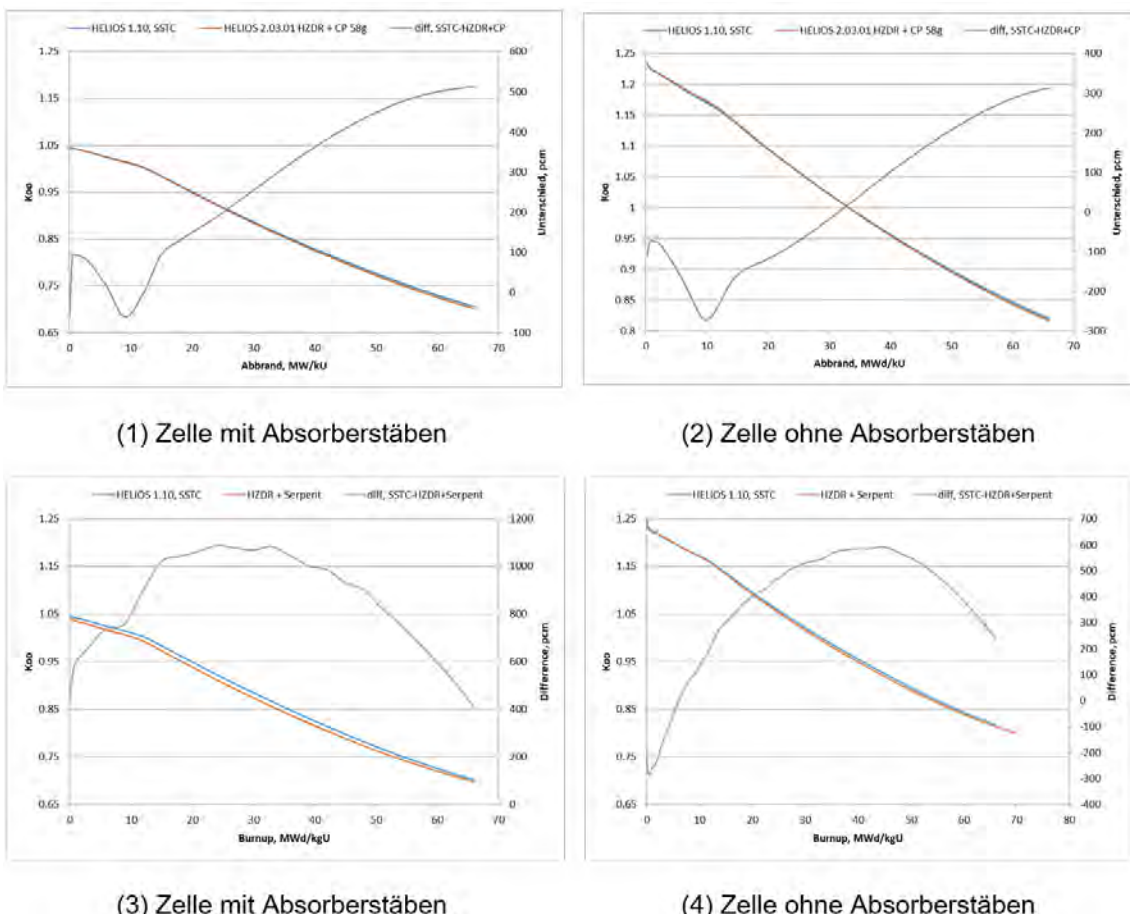
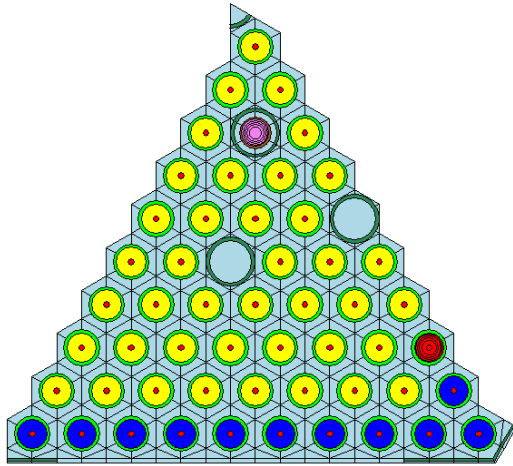


Abb. 4.2 Multiplikationsfaktor k_{∞} vs. Abbrand für das BE TVSA 439GT – SSTC- und HZDR-Ergebnisse sowie Differenzen

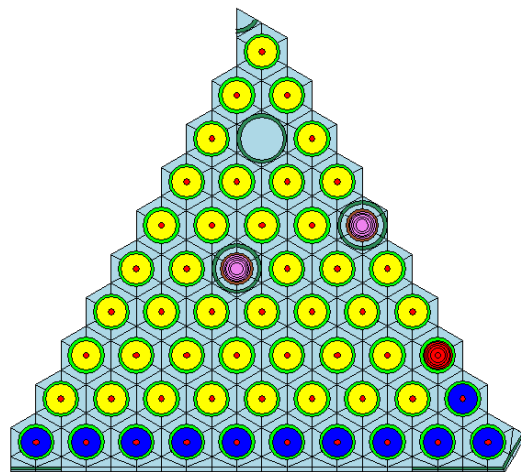
Des Weiteren wurden die mit den unterschiedlichen HELIOS-Versionen berechneten Stableistungsverteilungen verglichen. Die maximalen Differenzen übersteigen nicht $\pm 0,3\%$.

Um die dynamischen Belastungen für die BE und die Brennstäbe minimal zu halten, werden sogenannte „graue“ Steuerelemente hierfür eingesetzt. Dabei muss die

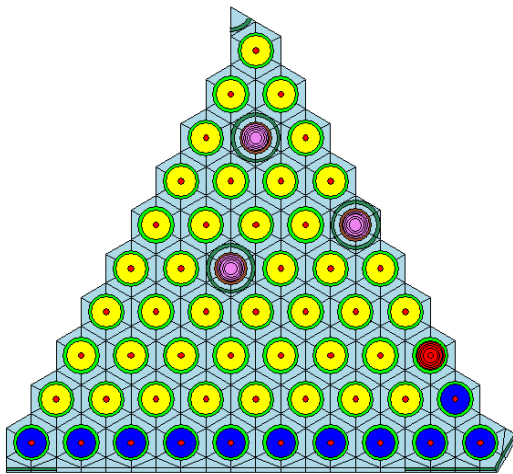
Einhaltung der Leistungsdichtegrenzwerte sichergestellt werden. Zur Analyse wurden verschiedene BE-Modelle mit Absorbern konfiguriert. Diese sind in Abb. 4.3 dargestellt. In einer Weiterentwicklung wurde zur Berücksichtigung des Umgebungseinflusses ein Superzellenmodell realisiert (siehe Abb. 4.3 (d)).



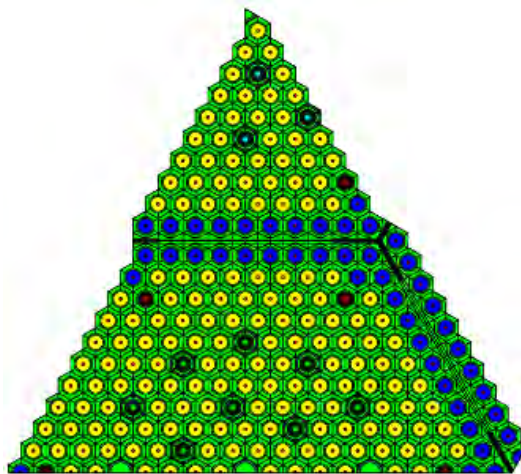
(a) 6 Absorberstäbe (Innenring)





(b) 12 Absorberstäben (Außenring)



(c) Absorber B4C x 0,25 und B4C x 0,5



(d) Superzell-Modell (1/6 + 1) BE

 3.6% ^{235}U + 5.0% Gd_2O_3
 Führungsrohr mit Absorber



 3.6% ^{235}U Brennstab


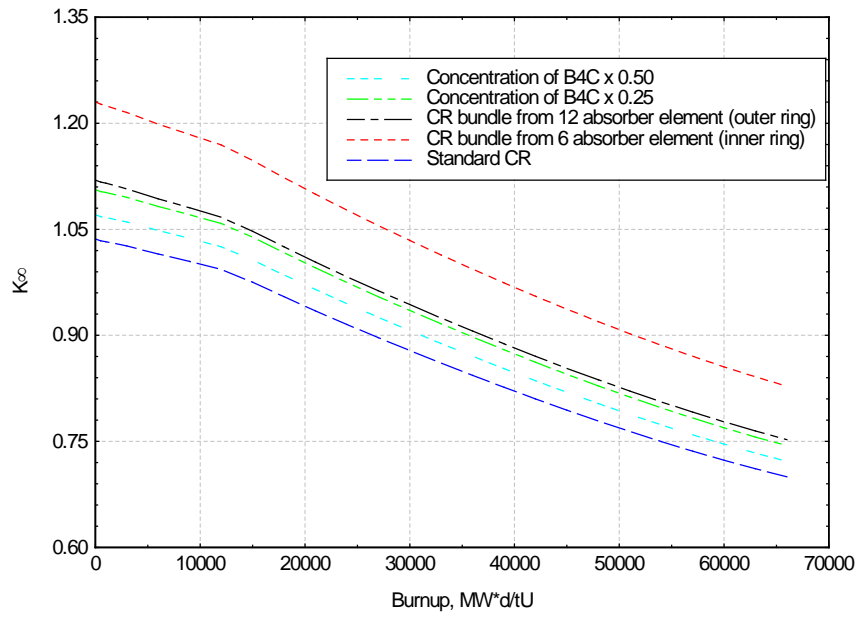
Abb. 4.3: Steuerelementmodelle aus (a) 6 Absorberstäben (Innenring), (b) 12 Absorberstäben (Außenring) und (c) für Konzentration des Absorbermaterials B4C x 0,25 und B4C x 0,5

Die verschiedenen modellierten Absorber-Auslegungen 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 sowie durch Rechnungen des HZDR mit HELIOS2 verifiziert. Im Einzelnen wurden folgende Modifikationen zur Analyse der Auswirkung „grauer“ Steuerelemente modelliert und untersucht:

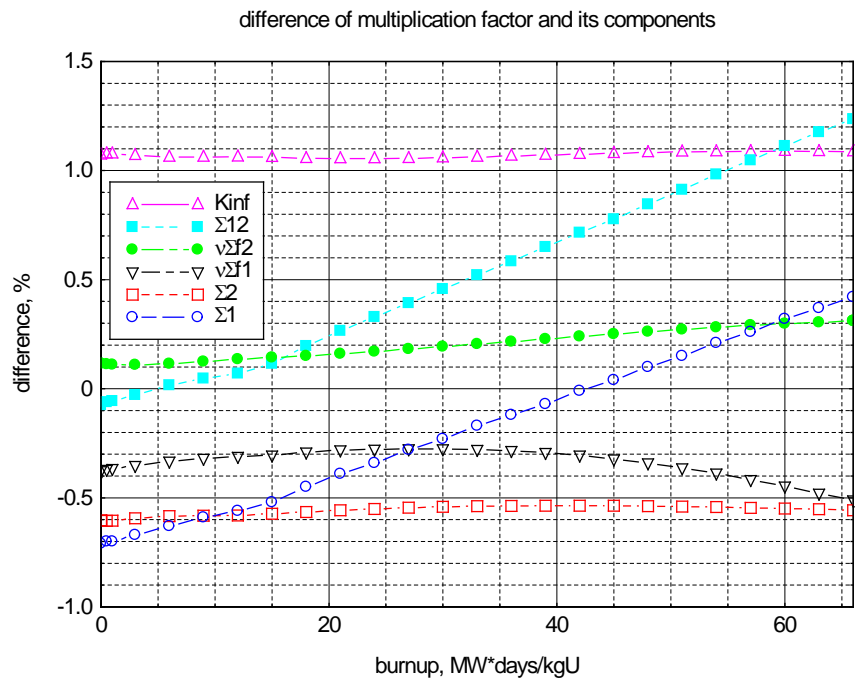
- Regelstab-Bündel aus 6 Absorberstäben (Innenring)
- Regelstab- Bündel aus 12 Absorberstäben (Außenring)
- Konzentration von B4C x 0,25
- Konzentration von B4C x 0,50

Die erzielten Ergebnisse wurden zur Verifizierung der entwickelten Modelle mit Ergebnissen der Modellierung durch das Programm HELIOS von HZDR verglichen. Zur weiteren Verifizierung wurden ausgewählte Ergebnisse, die vom HZDR mit dem Monte-Carlo-BE-Abbrandprogramm SERPENT /LEP 15/ und von IBBS mit dem Programmsystem PHYBER-WWER /SCH 00/ berechnet wurden, verwendet. Auf Grund der Ergebnisvergleiche konnte die Korrektheit der SSTC-HELIOS-Modelle konstatiert werden. Eine ausführliche Darstellung der Ergebnisse findet sich in /TÜV 23/.

Die Abb. 4.4 zeigt die entsprechenden Ergebnisse für die TVSA 493GT BE-Modelle. Die Reaktivitätsunterschiede zwischen den untersuchten Steuerelementkonfigurationen sind deutlich zu erkennen und betragen maximal bis zu 1.200 pcm. Die Absorberwirksamkeiten, die mit dem Standardmodell 1/6 BE und dem Superzellmodell (1/6+1) BE berechnet wurden, unterscheiden sich ebenfalls merkbar.

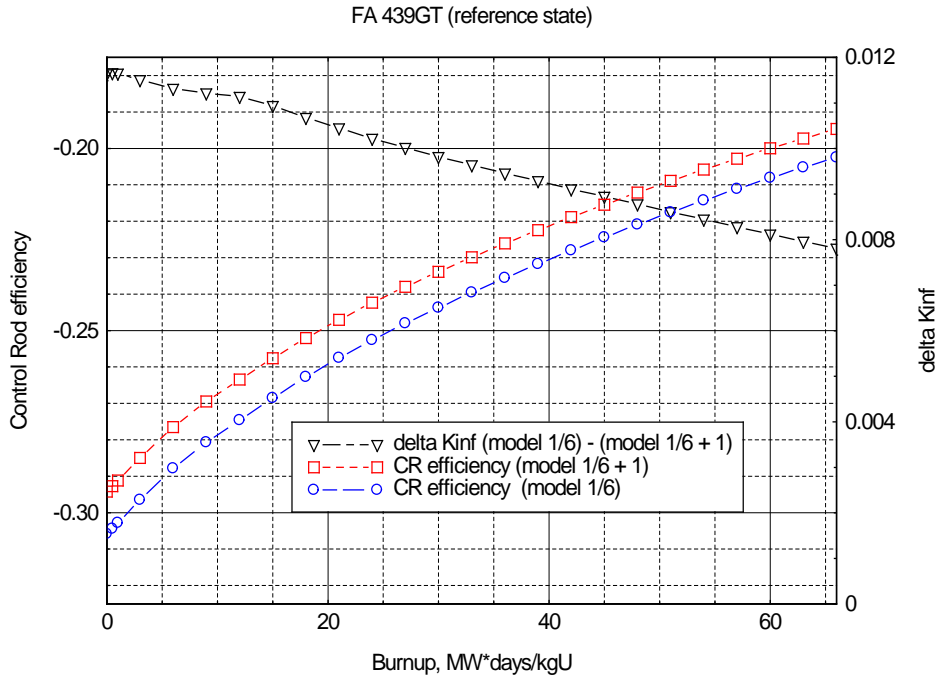


(1) Standardmodell

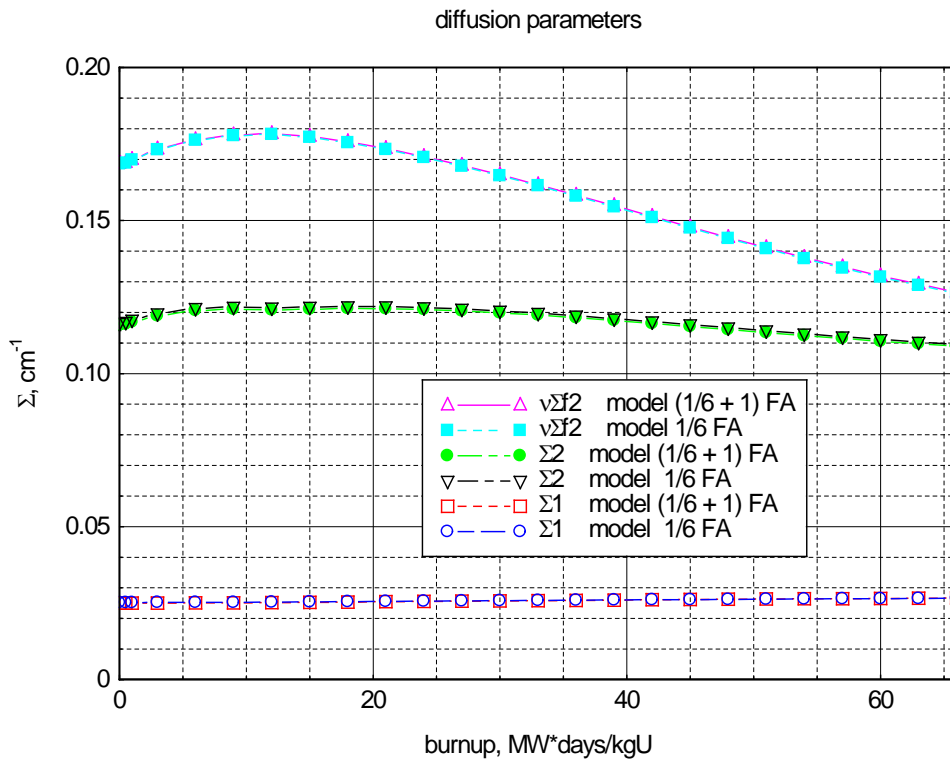


(2) Vergleich mit Superzell-Modell

Abb. 4.4: Multiplikationsfaktor k_{∞} in Abhängigkeit vom Abbrand für „graue“ Absorberstäbe (1) sowie Differenzen von berechneten Multiplikationseigenschaften zwischen Standardmodell und Superzell-Modell (2) im WWER-1000-BE



(a) Absorberwirksamkeit



(b) Zweigruppenquerschnitte

Abb. 4.5: Vergleich der berechneten Wirksamkeiten der Absorberstäbe (a) und der Zweigruppenquerschnitte (b) in Abhängigkeit vom BE-Abbrand (Zelle: model 1/6 vs. Superzelle: model 1/6+1) für das BE TVSA 439GT

Daneben wurden die Stableistungsverteilungen verglichen. Der Vergleich der Stableistungsverteilungen im untersuchten BE zeigte gute Übereinstimmung.

Unter Verwendung des neuen Superzellenmodells wurden XS-Bibliotheken erstellt und Berechnungen der Wirksamkeit der Regelgruppe und der RESA-Wirksamkeit (Netto, Brutto) für den X2-Kern des 4. Zyklus zur Verifizierung der weiterentwickelten BE-Datenbibliotheken durchgeführt. Die Ergebnisse sind ausführlich in /TÜV 23/ dargestellt.

Die berechneten Wirksamkeiten der Steuerelemente sind mit den im X2-Benchmark bereitgestellten Messdaten und den vorher berechneten geringer, aber nicht signifikant im Vergleich zu vorherigen Ergebnissen. Die Berechnung überschätzt nach wie vor die gemessenen Werte, aber die Abweichungen liegen bereits unterhalb von 20 %. Dies liegt im Bereich der Messgenauigkeit.

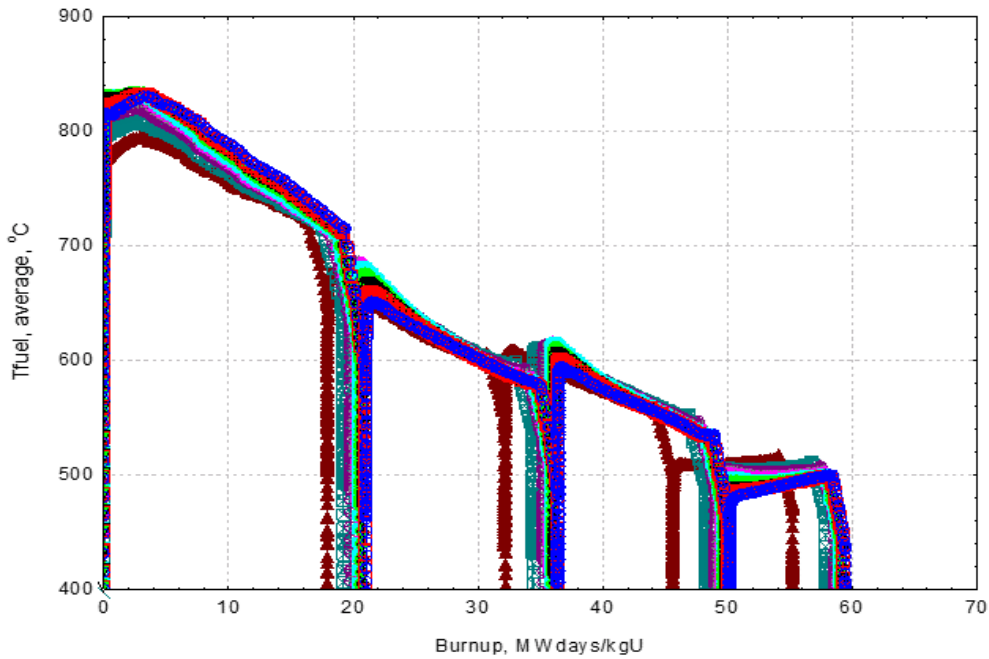
Abschätzung der mittleren Brennstofftemperatur und BE-Abbrandrechnungen für die Erstellung einer neuen DYN3D-Weniggruppendedatenbibliothek

Der Wert der durchschnittlichen Brennstofftemperatur während des Abbrandes ist einer der Schlüsselparameter bei der Erstellung von Weniggruppenquerschnitts-(XS)-Bibliotheken. Die Temperatur hängt von vielen Faktoren ab und es ist notwendig, ihren Wert bei der Durchführung der BE-Abbrandrechnung mit den Programmen, wie z. B. CASMO, HELIOS oder Nessel, richtig auszuwählen. In der Regel wird für die nachfolgende Parametrisierung versucht, den gesamten möglichen Bereich von Nulllast bis maximale Werte = UO_2 -Schmelztemperatur (50; 2.800) °C durch zusätzliche Verzweigungsrechnungen zu erfassen.

Um den Bereich der möglichen Temperaturen abzuschätzen, wurden Berechnungen mit dem TRANSURANUS-Code /TRA 17/ für die aktuellen Brennstofftypen, die in ukrainischen WWER-1000 (TVSA und TVS-WR - Westinghouse) und WWER-440 eingesetzt werden, durchgeführt. Für die maximalen BE-Standzeiten (WWER-1000: 4 Jahre, WWER-440: 6 Jahre) wurden drei typische Brennstäbe berücksichtigt. Die Ergebnisse sind ausführlich in /TÜV 23/ dargestellt. In Abb. 4.6 ist für ein TVSA-BE 439GT jeweils

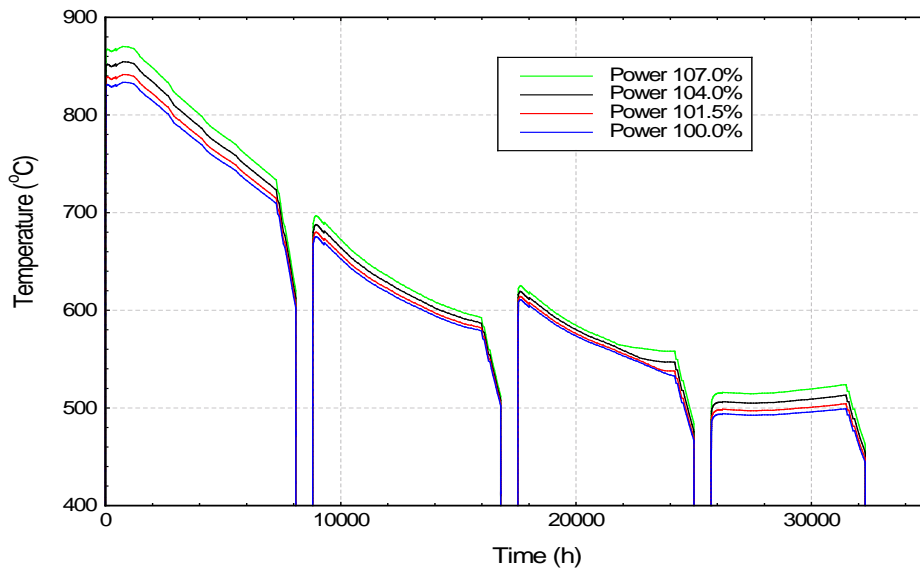
- (1) bei Abbrand mit thermischer Reaktornennleistung 3.000 MW (100 %) und
- (2) bei Abbrand mit erhöhter thermischer Reaktorleistung 3.120 MW (104 %)

als Beispiel gezeigt. Die erhaltenen Ergebnisse werden für die Abschätzung der Abstände zu den Grenzwerten für Brennstoffschmelzen (für frischen UO_2 -Brennstoff $2.840\text{ }^\circ\text{C}$, für abgebrannten UO_2 -Brennstoff $2.570\text{ }^\circ\text{C}$, für $\text{UO}_2 + 5\text{ Gew.-%. Gd}_2\text{O}_3$ -Brennstoff $2.405\text{ }^\circ\text{C}$) verwendet.



(1)

Average fuel temperature, TVSA



(2)

Abb. 4.6: Mittlere Brennstofftemperatur während des Abbrandes für TVSA-BE 439GT (1) und nach Leistungserhöhung (2)

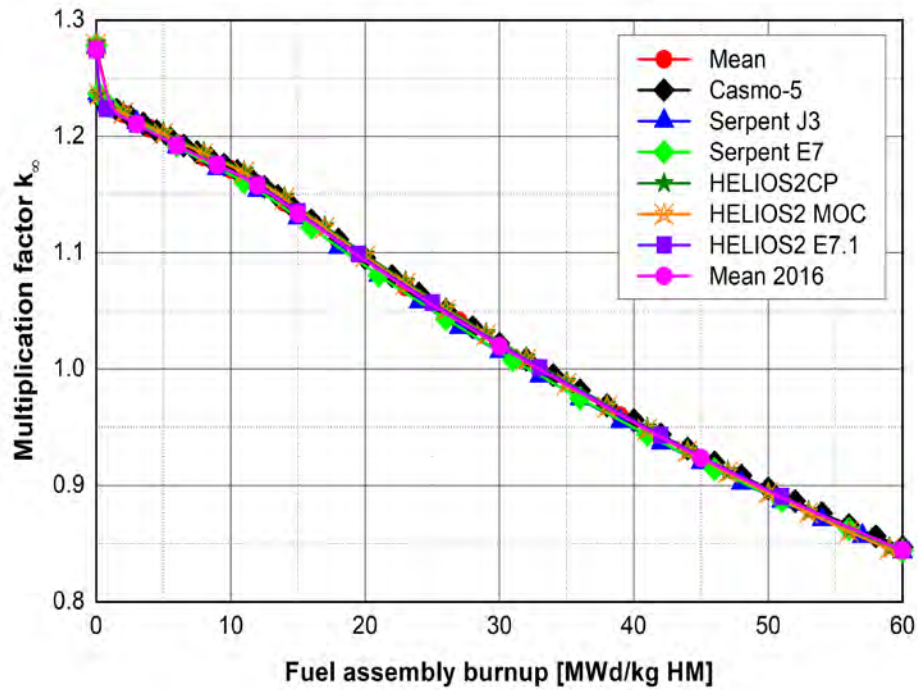
Wie aus den Ergebnissen hervorgeht (siehe z. B. Abb. 4.6), beträgt die maximale Änderung der Brennstofftemperatur für WWER-1000 $\approx +40$ °C, für WWER-440 $\approx +30$ °C. Diese Ergebnisse werden für die weitere Vorbereitung der BE-Weniggruppdatenbibliothek bei den Brennstofftemperaturvarianten verwendet.

Die mit Zustandsparametervariationen berechneten Weniggruppenquerschnitte wurden für die Erzeugung neuer XS-Bibliothek verwendet. Dazu wurden die BE-Abbrandprogramme HELIOS Version 1 und 2 /WEM 08/ sowie CASMO 5 /FER 19/ eingesetzt. Die Ergebnisse wurden mit den Ergebnissen des X2-Benchmarks /LOE 09/ und /LOE10/ und untereinander zur Verifizierung verglichen (siehe auch /LOE 23/).

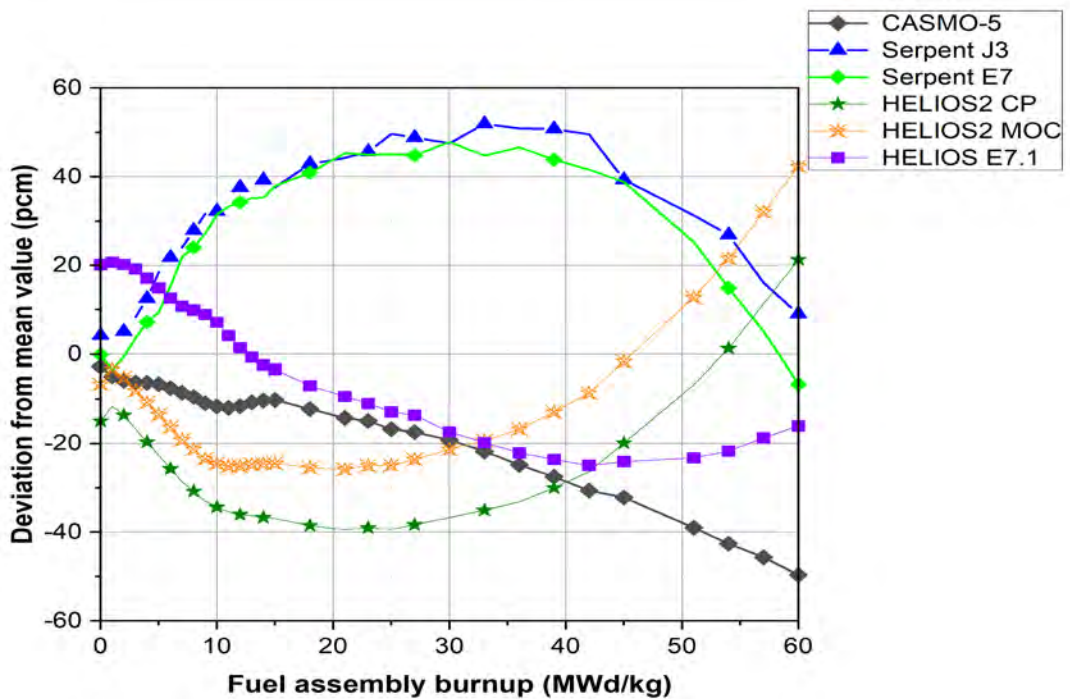
Die Unterschiede in den Stableistungsverteilungen, die mit verschiedenen HELIOS-Versionen berechnet wurden, sind dagegen minimal. Diese Ergebnisse verifizieren die entwickelten BE-Modelle für WWER-1000-BE-Auslegungen. Sie betragen maximal $\pm 0,6$ % (RMS = 0,3 %) zu Beginn des BE-Abbrandes (0 MWd/kg). 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 WWER-BE mit den Programmen HELIOS und CASMO5 korrekt modelliert wurden.

Die Ergebnisse der Berechnungen mit unterschiedlichen HELIOS-Versionen und Gruppendatenbibliotheken zeigen keine relevanten Differenzen in der Reaktivität und Abbrandmodellierung (siehe /LOE 23/). Die abbrandabhängigen Kerndichten der signifikanten Isotope ^{235}U , ^{239}Pu und ^{241}Pu sowie ^{155}Gd und ^{157}Gd wurde mit den Programmversionen HELIOS V1.10 und V2.02 berechnet und die Unterschiede analysiert. Differenzen zwischen den für die Reaktivitätsentwicklung wichtigen Nuklidkerndichten ^{155}Gd und ^{157}Gd erreichen das Maximum von jeweils über 15 % und 20 % zum Zeitpunkt des Gadoliniumausbrandes in den Brennstäben mit abbrennbarem Absorber. Diese Differenzen übersteigen nicht die üblichen Werte, wie sie bei Verwendung unterschiedlicher Primärdatenbibliotheken zu beobachten sind.

TVSA 439GT



a) BE TVSA 439GT



b) RMS (pcm)

Abb. 4.7: Multiplikationskoeffizient vs. BE-Abbrand (a) und die Differenzen für das BE TVSA 439GT /LOE 23/

Implementierung der Berücksichtigung des Historieeffekts

Für die Berücksichtigung des Effekts unterschiedlicher Reaktorzustände während des Reaktorkernabbrandes auf die multiplizierenden Eigenschaften (Historieeffekt) mit Hilfe der XS-Bibliothek mit Historieeffekt wurde die Methode vom Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf zur Berücksichtigung dieses Abbrandhistorieeffekts unter Verwendung der ^{239}Pu -Konzentration als Abbrandhistorienindikator /BIL 10/ vorgeschlagen. Änderungen des Neutronenspektrums während des Brennstoffabbrandes wirken sich merkbar im Aufbau des Isotops ^{239}Pu aus. Dies wird genutzt, um solche Historieeffekte durch einen Koeffizienten in den Weniggruppenquerschnittsbibliotheken berücksichtigen zu können. Dabei wird eine Korrektur der Weniggruppenquerschnitte in Abhängigkeit vom Abbrand durch einen Koeffizienten berücksichtigt, der dem Unterschied zwischen den ^{239}Pu -Konzentrationen unter nominalen und abweichenden Abbrandzuständen proportional ist. Dazu wurden HELIOS-Rechenergebnisse zum Aufbau einer entsprechenden XS-Bibliothek genutzt. Eine detailliertere Darstellung der Ergebnisse ist in /TÜV 23/ zu finden.

Implementierung der Berücksichtigung des ^{10}B -Abbrandes der im Kühlmittel gelösten Borsäure

Beim Vergleich der berechneten und experimentellen Borsäurekonzentrationen im Reaktorkühlmittel C_b wird häufig ein nichtlineares Verhalten der Differenzen beobachtet. Einer der möglichen Gründe dafür ist der Abbrand des Borisotops ^{10}B infolge von Neutronenabsorption und die damit einhergehende Änderung des Verhältnisses von ^{10}B und ^{11}B in der im Kühlmittel gelösten Borsäure. Um den Einfluss dieses Effekts zu bewerten, wurde vorgeschlagen, in das DYN3D-Programm ein Modell zur Berücksichtigung des ^{10}B -Abbrandes und zur Anpassung des berechneten Wertes der kritischen Borsäurekonzentration einzuführen.

Dazu wurde der Wert des ^{10}B -Absorptionsquerschnitts für Brennelemente mit dem BE-Abbrandprogramm HELIOS berechnet und die Abhängigkeit dieses Querschnitts vom Abbrand und von der anfänglichen Brennstoffanreicherung geschätzt. Aus den Ergebnissen wird ersichtlich, dass der Absorptionsquerschnitt kaum vom BE-Abbrand und der Anfangsanreicherung abhängt. Auf dieser Grundlage wurde empfohlen, den Wert des ^{10}B -Querschnitts im Modell des Borabbrandes im Programm DYN3D auf einen konstanten Wert zu setzen.

Der Vergleich der neu berechneten Borsäurekonzentration mit den im X2-Benchmark bereitgestellten Messdaten zeigte eine Verringerung der Differenzen.

Bewertung der Auswirkungen von Lastwechseln auf die Zusammensetzung des Hüllrohr-Füllgases

Um die Auswirkung des Lastwechselbetriebs auf die Eigenschaften des Brennstabs und dessen Verhaltens während Transienten zu bewerten, wurden Berechnungen mit dem Programm TRANSURANUS /TRA 17/ durchgeführt. Im Zuge der Berechnungen wurden der Gasinnendruck im Brennstab und die Helium- und Xenonkonzentration während des Abbrands bestimmt. Es wurde ein TVSA-Brennstab betrachtet, der während 4 Brennstoffzyklen im Einsatz war. In jedem Zyklus wurden 200 Lastwechsel simuliert, d. h. insgesamt 800. Die lineare Stableistung wurde durch Überlagerung der Leistungsänderung während eines Lastwechsels mit der Energiefreisetzung bei einer stabilen Leistung bestimmt.

Wie aus den Ergebnissen ersichtlich wird (siehe ausführlicher in /TÜV 23/), ist die Auswirkung von Lastwechseln auf die Wärmeleitfähigkeit des Brennstabgasspalts minimal. Dies lässt den Schluss zu, dass es nicht notwendig ist, die XS-Bibliotheken zu korrigieren und die thermophysikalischen DYN3D-Modelle für die Simulation von Lastwechselfahrweisen zu modifizieren.

Bereitstellung von modifizierten neuen BE-Datenbibliotheken für das Programm DYN3D

Mit den berechneten BE-Abbrandergebnissen wurden für alle in Betracht kommenden BE-Typen und drei Materialien der Steuerstabführungsrohre – Wasser, Borkarbid (B_4C) und Dysprosiumtitanat ($Dy_2O_3TiO_2$) – Weniggruppdaten für XS-Bibliotheken für Kernberechnungen bereitgestellt. Aus diesen Daten wurden XS-Bibliotheken für das Programm DYN3D im Format IWQS = 22 (HELIOS-Daten) und im Format IWQS = 24 (CASMO5-Daten) bereitgestellt. Die Formate unterscheiden sich in den zur Erzeugung verwendeten Parametriesierungsmethoden. Abbrandabhängige AKF-Koeffizienten sowie BE-Stableistungsverteilungen zur Berechnung der Stableistungsverteilungen im Reaktorkern durch das Programm DYN3D sind ebenfalls Bestandteil der XS-Bibliotheken.

Modellierung von Lastwechseln mit dem Programm DYN3D

Für die Modellierung von kurzzeitigen Leistungsänderungen im Bereich 100 % – 75 % – 100 % waren entsprechende Algorithmen im Programm DYN3D zu implementieren. Dadurch wurde ermöglicht, Leistungsänderungen mit Hilfe der Steuer-elemente, auch „grauer“ Steuerstäbe, den kritischen Reaktorzustand und die entsprechende Fluss- bzw. Leistungsdichteverteilung zu berechnen, ohne die Konzentration der im Kühlmittel gelösten Borsäure und das axiale Offset, das die axiale Leistungsdichte-verteilung sowie deren Veränderung charakterisiert, minimal zu ändern. Nach Implementierung der entsprechenden Regelalgorithmen wurden zur Verifizierung Testrechnungen durchgeführt (siehe unten).

4.2.1.3 Verifizierung und Validierung der implementierten Programm- und Modellverbesserungen

Die verbesserten bzw. modifizierten Modelle und Algorithmen wurden im Verlauf der Vorhabenimplementierung verifiziert anhand von Code-to-Code-Vergleichen sowie unter Verwendung der im X2-Benchmark bereitgestellten Betriebsdaten und Rechen-ergebnisse.

Verifizierung der modifizierten BE-Abbrandrechnungen mit Hilfe des X2-Benchmarks

Die Verifizierung der modifizierten BE-Modelle wurde durch Vergleiche von Ergebnissen aus Rechnungen mit HELIOS 1.10 (SSTC), HELIOS 2.03.01 (HZDR) sowie SERPENT (HZDR) und CASMO5 (TÜV SÜD IS-ES) durchgeführt. Insbesondere wurden die Ergebnisse für die BE-Typen des X2-Benchmarks, Task 1 analysiert (siehe weiter oben und Abb. 4.8 /LOE 23/).

Die Korrektheit der mit diesen Daten erzeugten XS-Bibliotheken wurde durch die Kernabbrandrechnungen des X2-Benchmarks, Task 2 überprüft – siehe Abb. 4.9. Ausführlicher sind die Ergebnisse im Abschlussbericht /TÜV 23/ und in /LOE 23/ dargestellt und analysiert.

Die Vergleiche zwischen den HELIOS-, SERPENT- und CASMO5-Ergebnissen zeigten keine Differenzen, die nicht zu akzeptieren wären. Die damit erzeugten XS-Bibliotheken für das Programm DYN3D sind Ergebnis einer korrekten Modellierung des BE-Abbrandes.

Validierung der BE-Datenbibliotheken mit Hilfe des X2-Benchmarks

Die neu erzeugten BE-XS-Bibliotheken wurden anhand von Messdaten des X2-Benchmarks validiert. Die stationären Kernabbrandrechnungen mit den verschiedenen Bibliotheken zeigten ausreichende Übereinstimmung mit den Messdaten sowie untereinander (siehe Abb. 4.9).

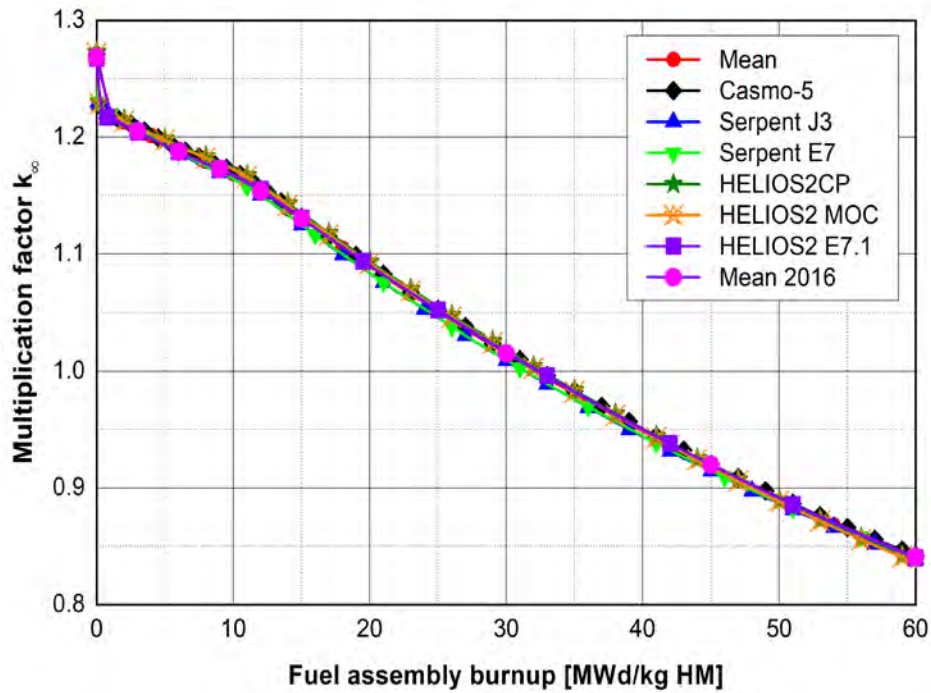
Der Vergleich von berechneten und gemessenen/rekonstruierten radialen Leistungsdichteverteilungen (X2-Benchmark, Task 2.2 /LOE 23/) ergab ebenfalls zufriedenstellende Ergebnisse /TÜV 23/.

Des Weiteren wurden Nulllastzustände, Reaktivitätskoeffizient etc., auf die die verwendeten XS-Bibliotheken wesentlichen Einfluss haben, mit den BE-XS-Bibliotheken berechnet und mit den Betriebsdaten des X2-Benchmarks verglichen. Exemplarisch sind Ergebnisse in Tab. 4.1 und Tab. 4.2 aufgeführt.

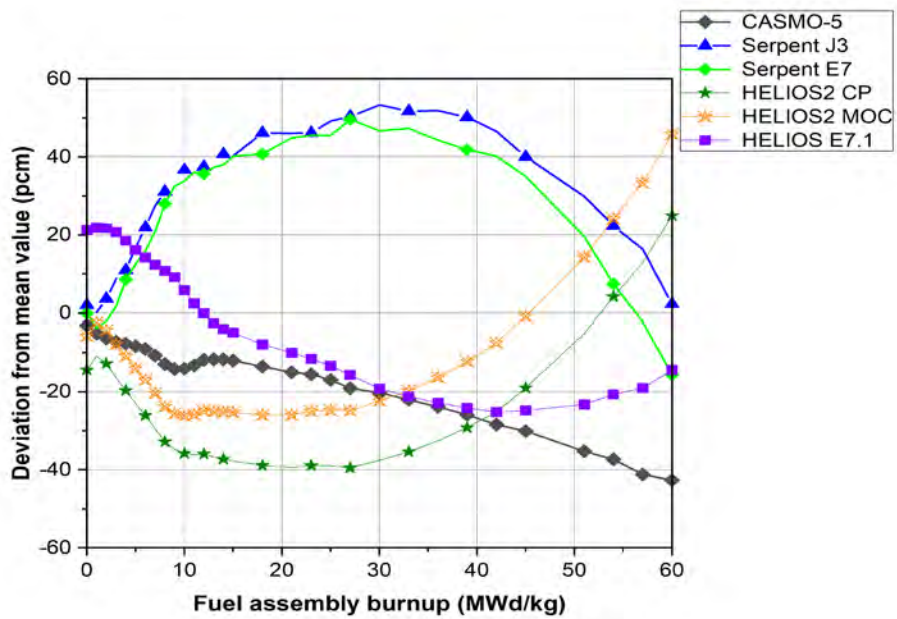
Wie aus den Ergebnissen der DYN3D-Rechnungen zu sehen ist, sind die Abweichungen im Rahmen der zu erwartenden Rechengenauigkeit und Messfehler. Die Differenzen sind auch unter Berücksichtigung der Messungenauigkeiten akzeptabel. Die BE-Modelle und verwendeten XS-Datenbibliotheken sind somit für die weitere Verwendung verifiziert und validiert.

Der Vergleich der berechneten und gemessenen Leistungsdichteverteilungen für jeweils drei Momente der 4 Zyklen des X2-Benchmarks, Task 2.2 /LOE 09/, /LOE 10/ und /LOE 23/ ergab zufriedenstellende Übereinstimmung. Die ausführliche Darstellung der Ergebnisse ist im Abschlussbericht /TÜV 23/ zu finden.

TVSA 430GO

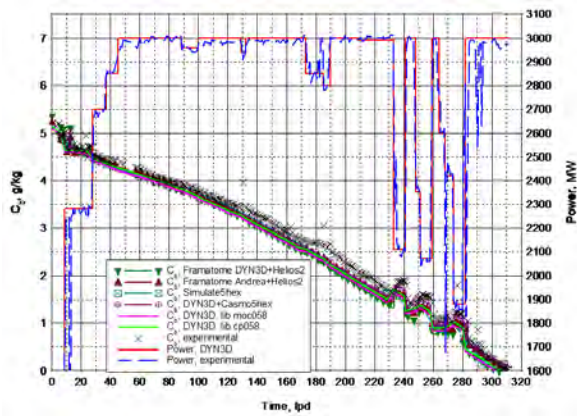


(1) BE TVSA 430Go

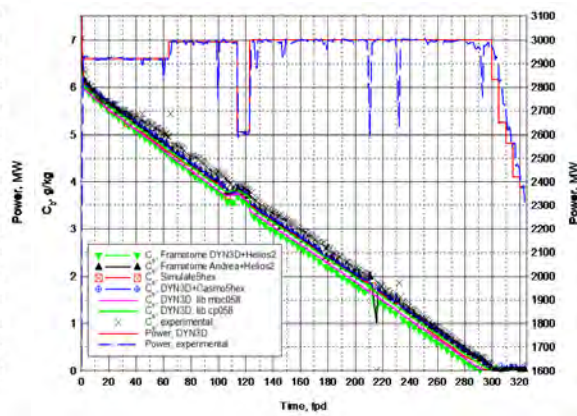


(2) RMS (pcm)

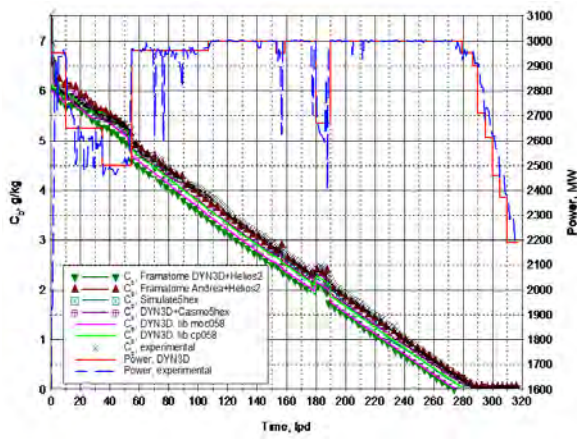
Abb. 4.8: X2-Benchmark, Task2: Multiplikationsfaktor k_{∞} vs. Abbrand für BE TVSA 430GO (1) und Abweichungen (2) /LOE 23/



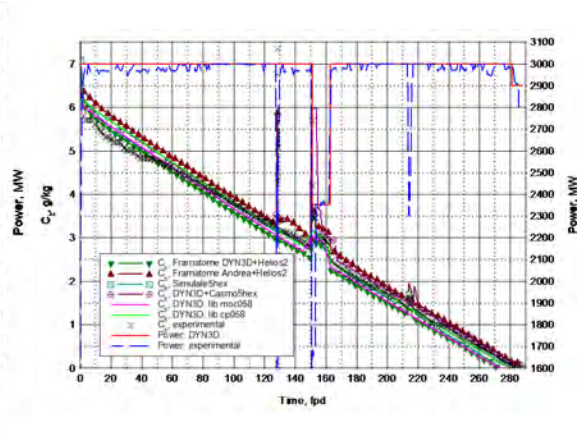
1. Zyklus



2. Zyklus



3. Zyklus



4. Zyklus

Abb. 4.9: X2-Benchmark, Task 2.1: Borsäurekonzentration im Kühlmittel in Abhängigkeit vom Abbrand /LOE 23/

Tab. 4.1 X2-Benchmark, Task 2.3 – Ergebnisse der Berechnung der Reaktivitätskoeffizienten für den Nulllastzustand zu Beginn des 4. Zyklus (BOC04)

№	Reaktorzustandsparameter			Temperaturreaktivitätskoeffizient ITC, 10 ⁻³ %/°C		
	Parameter	Messung	BIPR7A	Messung	DYN3D-Rechnung	
					2 Zustände*	PT**
1	W, %W _{rated}	0,01	0,01	-15,4	-18,5 / -19,0	-17,9 / -18,4
	Kühlmitteleintrittstemperatur, °C	276,0 – 280,0	280,0			
	Druck, kgf/cm ²	159 – 161	160			
	Regelgruppe H10, %	33,0	33,0			
	Borsäurekonzentration, g/kg	8,97	9,43 / 9,31			
2	W, %W _{rated}	0,01	0,01	-12,0	-15,8 / -16,3	-15,3 / -15,7
	Kühlmitteleintrittstemperatur, °C	276,0 – 280,0	280,0			
	Druck, kgf/cm ²	159 – 161	160			
	Regelgruppe H10, %	78,0	78,0			
	Borsäurekonzentration, g/kg	-	9.80 / 9.66			

Anmerkungen:

-18,5 - Wert des Parameters, der mit der Bibliothek IWQS=23 (HELIOS 2.03) berechnet wurde

-19,0 - Wert des Parameters, der mit der Bibliothek IWQS=24 (CASMO5) berechnet wurde

* - isothermischer Temperaturkoeffizient (ITC), berechnet auf der Grundlage von zwei Zuständen

** - ITC berechnet auf der Grundlage der Störungstheorie (PT).

Tab. 4.2 X2-Benchmark, Task 2.3, 4. BOC - Reaktivitätskoeffizienten, Nulllast (Störungstheorie)

Parameter	Zustand 1	Zustand 2
Borsäurekonzentration, g/kg	9,43 / 9,31	9,80 / 9,66
$RT_f, \frac{1}{^\circ\text{C}}$	-3,53E-5 / -3,53E-5	-3,57E-5 / -3,57E-5
$RR_m, \frac{1}{\text{g/cm}^3}$	+7,98E-2 / 8,29E-2	+6,51E-2 / 6,77E-2
$RC_b, \frac{1}{\text{g/kg}}$	-1,27E-2 / -1,28E-2	-1,27E-2 / -1,28E-2
$RT_m, \frac{1}{^\circ\text{C}}$	-14,37E-5 / -14,90E-5	-11,74E-5 / -12,15E-5

Dabei sind

RTf - Reaktivitätskoeffizient der Brennstofftemperatur;

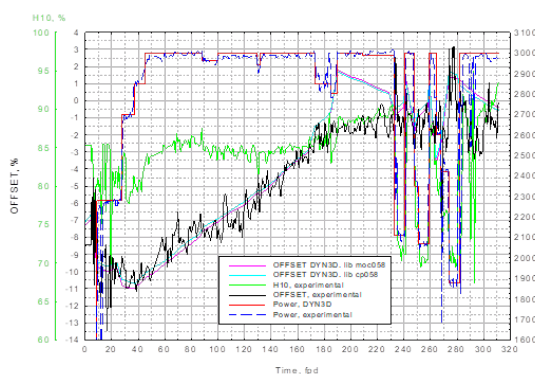
RRm- Reaktivitätskoeffizient der Moderatordichte;

RCb - Borsäure-Reaktivitätskoeffizient;

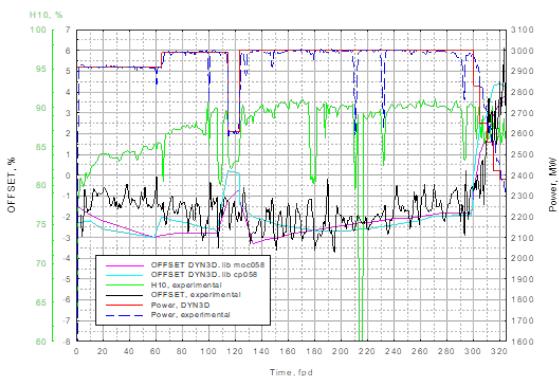
RTm- Reaktivitätskoeffizient bei Moderationstemperatur.

Verifizierung und Validierung der Berechnung des axialen Offsets anhand des X2-Benchmarks mit dem Programm DYN3D

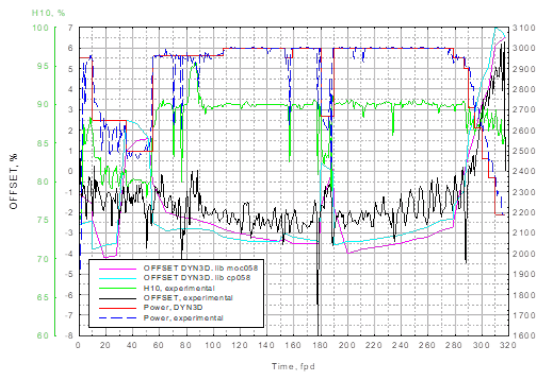
Des Weiteren wurde der für Lastwechselbetrieb sicherheitstechnisch wichtige Parameter des axialen Offsets AO, der die axiale Leistungsdichteänderungen im Reaktorkern charakterisiert, mit den Betriebsdaten aus dem X2-Benchmark verglichen. Hierbei wurden zwei neue BE-Datenbibliotheken ermittelt, die mit dem Programm HELIOS 2.02. sowie jeweils der Stoßwahrscheinlichkeitsmethode (CP) und der Methode der Charakteristiken (MOC) und 58 Energiegruppen erzeugt wurden. Die Ergebnisse für die 4 Zyklen des X2-Benchmarks zeigt Abb. 4.10.



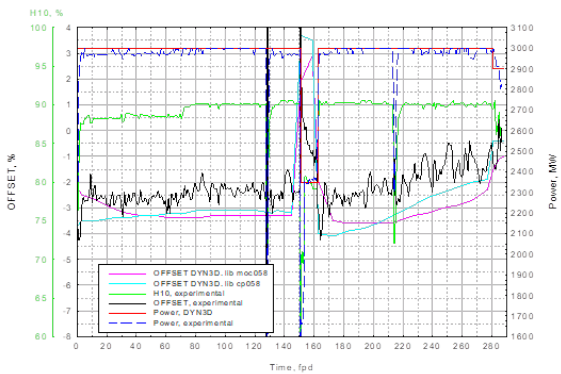
1. Zyklus



2. Zyklus



3. Zyklus



4. Zyklus

Abb. 4.10: X2-Benchmark. Vergleich berechneter und gemessener axialer Offsets für die Zyklen 1 – 4

- cp058 SSTC, HELIOS, version 2.02, library 58 group + Collision probability
- moc058 SSTC, HELIOS, version 2.02, library 58 group + Method of characteristics

Verifizierung der Simulation von Lastwechselfahrweise für X2, Zyklus 4, 23 VLT

Da im Vorhabenverlauf von SSTC keine Messdaten zur Verfügung gestellt werden konnten, wurden Verifizierung und Validierung anhand der Plausibilität der Ergebnisse eingeschätzt. Das Ergebnis einer Testrechnung ist u. a. in Abb. 4.11 und folgende zu sehen. Es wurden 2 Zyklen von je 24 Stunden – 48 Stunden (2 Tage) simuliert. Außerdem wurde für diesen Modus die Einhaltung der Leistungsgrenzwerte für BE $k_q \leq 1,35$) und für den Brennstab ($k^r \leq 1,50$) bewertet. Die Simulation wurde für den 4. Zyklus des X2-Benchmarks zum Zeitpunkt 23 Volllasttage (VLT) durchgeführt.

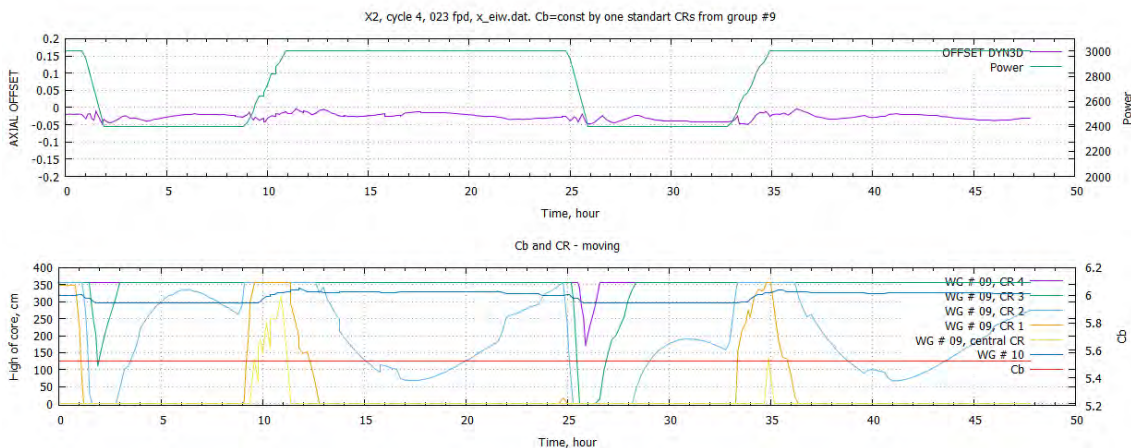


Abb. 4.11: Simulation eines Lastwechsels für X2-Reaktor, 4. Zyklus, 23 VLT mit Standardsteuerelement

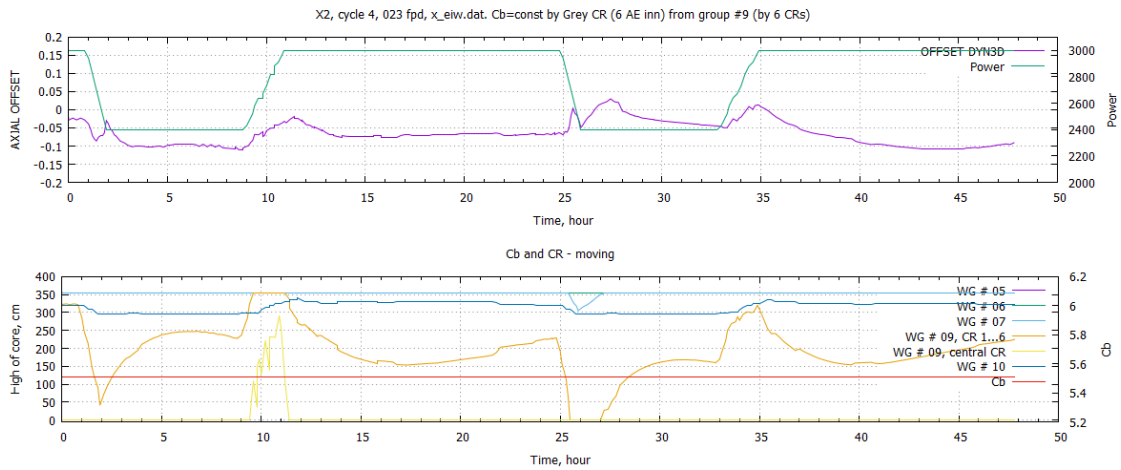


Abb. 4.12: Simulation eines Lastwechsels für X2-Reaktor, 4. Zyklus, 23 VLT mit modifizierter Steuerelementkonfiguration aus 6 Absorberstäben

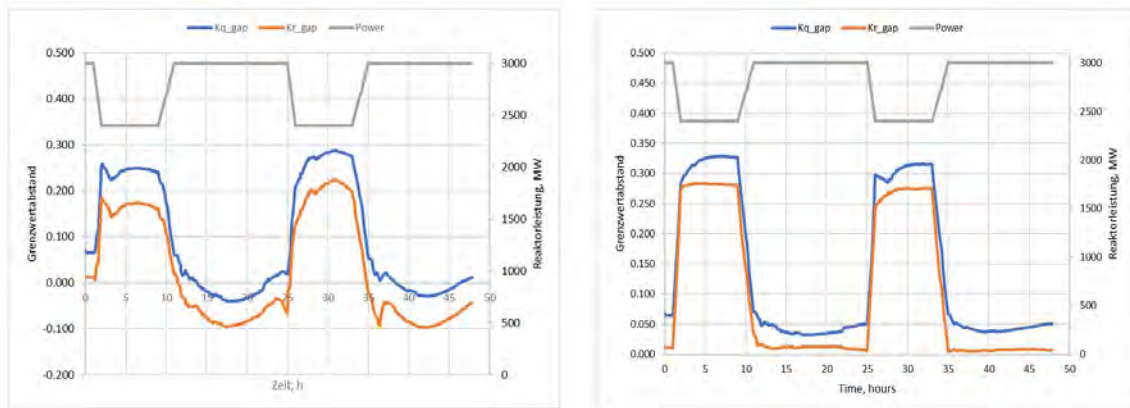


Abb. 4.13: Abstand zu den Leistungsdichtegrenzwerten bei Lastwechsel mit Standardsteuerelement (a) und „grauem“ Steuerelement (b)

Die Einhaltung der Leistungsdichtegrenzwerte wurde anhand des Einsatzes unterschiedlicher SE-Konfigurationen und „grauer“ Steuerelemente analysiert. Wie daraus hervorgeht, können die Grenzwerte für die Stableistungsdichte k_r (bzw. q_l) beim Lastwechsel mit Standardsteuerelementen nicht in jedem Fall eingehalten werden. Dazu ist der Einsatz einer Konfiguration mit „grauen“ Steuerelementen notwendig. Ausführlich sind die Ergebnisse dieser Analyse in /TÜV 23/ dargestellt.

Die oben beschriebenen Simulationen wurden unter Einsatz von „grauen“ Steuerelementen in den beschriebenen Konfigurationen durchgeführt. Dabei sind folgende Konfigurationen für die Simulationen verwendet worden:

- Steuerelemente aus 6 Absorberstäben (Innenring, 6 AE innen)
- Steuerelemente aus 12 Absorberstäben (Außenring, 12 AE außen)
- Konzentration von B4C x 0,25 im Absorbermaterial
- Konzentration von B4C x 0,50 im Absorbermaterial

Simulation von Lastwechseln durch Änderung der Kühlmiteleintrittstemperatur

In Fortführung der Untersuchungen zu Lastwechselbetrieb von WWER-1000-Reaktoren ist eine weitere Möglichkeit der Anpassung von Regelalgorithmen bei Lastfolgebetrieb zur Minimierung von Belastungen der Reaktorkernkomponenten in Betracht gezogen worden: Die Kombination des Einsatzes unterschiedlich konfigurierter Steuerstabbänke mit Variationen der Kühlmitteltemperatur am Kerneintritt T_{in} . Dies kann zur Reaktivitätskompensation sowie zur Reduzierung von Steuerstabbewegungen, Minimierung der kurzzeitigen Änderungen der axialen Leistungsdichteverteilung „Axiales Offset AO = const“, Konstanthalten der Borkonzentration im Kühlmittel „ $C_b = \text{const}$ “ etc. beitragen. Es wurden deshalb Testrechnungen mit dem 3D-Kinetikcode DYN3D zur Modellierung eines solchen Regelalgorithmus bei kurzzeitigen Lastwechseln durchgeführt. Dabei wurden Variationen der Kerneintrittstemperatur des Kühlmittels in zwei Temperaturintervallen untersucht: $T_{in} = (287 \dots 289) \text{ } ^\circ\text{C}$ und $T_{in} = (287 \dots 291) \text{ } ^\circ\text{C}$. Damit wurden Reaktivitätsänderungen im Verlauf der Transiente ohne Steuerstabbewegungen kompensiert. Ergebnisse dieser Tests sind ausführlich in /TÜV 23/ dargestellt.

Die von IBBS berichteten Rechnungen /TÜV 23/, wurden mit eigenständig und unabhängig entwickelten Modellen und dem Programmsystem PHYBER /SCH 00/ durchgeführt. Diese zeigten, neben den von HZDR durchgeführten Verifizierungsrechnungen, dass die implementierten Programm- und Modellverbesserungen die Sachverhalte korrekt erfassen können.

Unterkühlungstransienten mit den gekoppelten Programmen ATHLET und DYN3D

Aus der Untersuchung möglicher Grenzwertüberschreitungen bei Störungen der Reaktorreaktivität, Neutronenfluss- und Leistungsdichteverteilung etc., insbesondere der Stableistungsdichte k_r , Heißstellenfaktor q_i und der Wärmeübergangsbedingungen DNBR, wurde konstatiert, dass hierfür die Unterkühlungstransiente „Unbeabsichtigte Aktivierung einer inaktiven HKMP im 3-Loopbetrieb“ potenziell zur Wärmeübergangskrise bzw. Überschreitung der maximal erlaubten Stableistungsdichte führen kann /TÜV 23/.

Das auslösende Ereignis der Transiente ist die Aktivierung einer HKMP im 3-Loopbetrieb (mit 3 laufenden HKMP), wobei die erlaubte Reaktorleistung folgendermaßen limitiert ist:

- 4 laufende HKMP = 100 % Nennleistung (max. 104 %)
- 3 laufende HKMP = 67 % Nennleistung (max. 71 %)
- 2 laufende HKMP = 40 % Nennleistung (max. 44 %)

Für die rechnerische Analyse des Störfalles wurden zwei Modi ausgewählt:

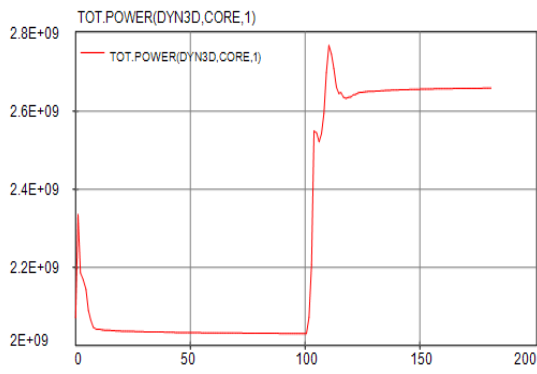
a) Modus 1:

Betrieb mit maximal zulässiger thermischer Reaktorleistung, unter Berücksichtigung der Genauigkeit seiner Erfassung durch das Reaktorregel- und Schutzsystem (CPS = RSS) während des 3-Loopbetriebs mit 3 laufenden HKMP –
(67 + 2 %) $N_{\text{nom}} = 2.070 \text{ MW}_{\text{th}}$

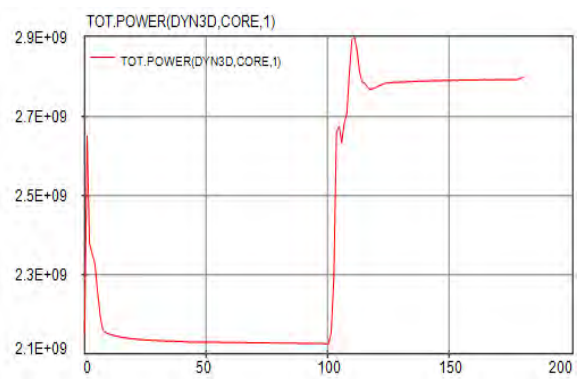
b) Modus 2:

Betrieb mit maximal zulässiger thermischer Reaktorleistung 100 % + erhöhte um (3.5 – 4) %, unter Berücksichtigung der Genauigkeit seiner Erfassung durch das RSS während des 3-Loopbetriebs mit 3 laufenden HKMP –
(67 + 2 %) $N_{\text{nom}} = 2.070 \text{ MW}_{\text{th}} + 4 \% = (2.143 – 2.153) \text{ MW}_{\text{th}}$.

Ergebnisse dieser Analysen sind in den folgenden Abbildungen gegeben:

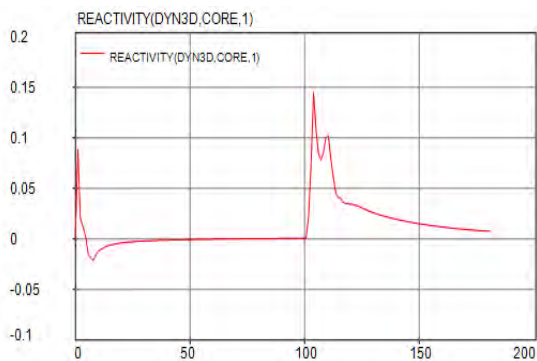


(a) Modus 1

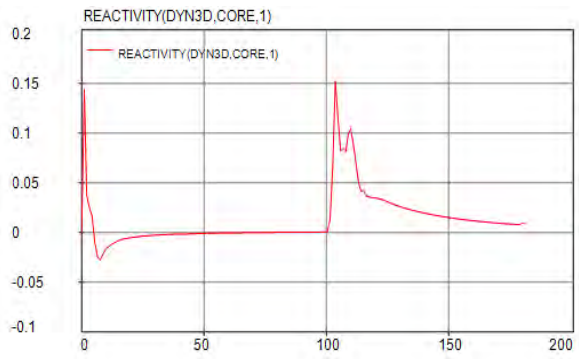


(b) Modus 2

Abb. 4.14: Thermische Reaktorleistung (W) während des Störfalls

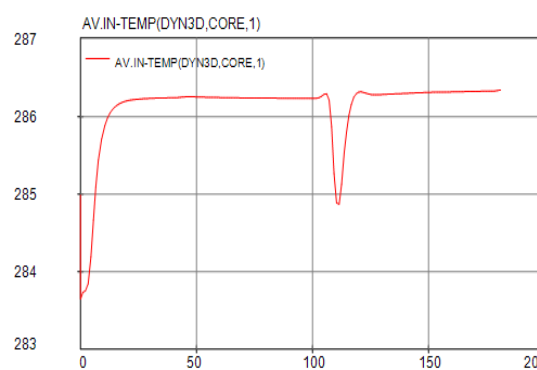


(a) Modus 1

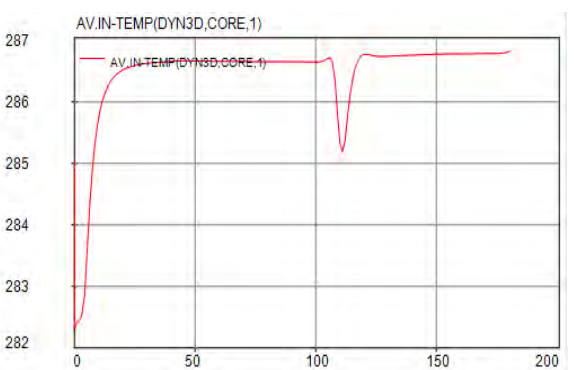


(b) Modus 2

Abb. 4.15: Änderung der Reaktivität während der Unterkühlungstransiente



(a) Modus 1



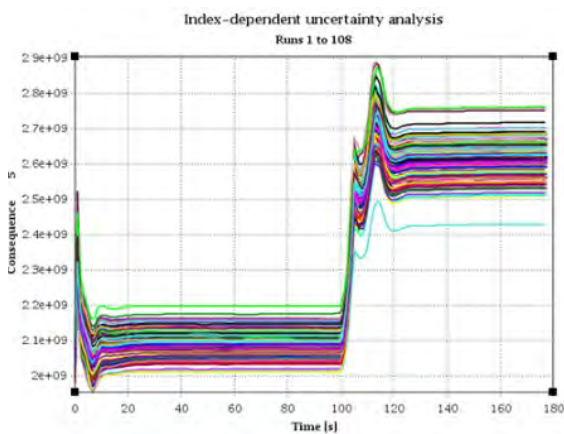
(b) Modus 2

Abb. 4.16: Gemittelte Reaktoreintrittstemperatur des Kühlmittels (°C)

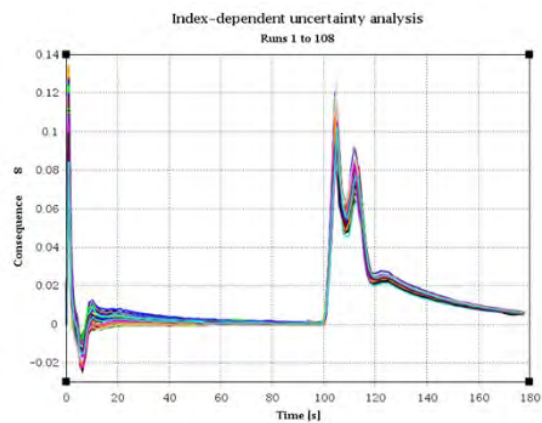
Weitere Ergebnisse der Transientensimulation sind in /TÜV 23/ dargestellt.

Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse für Unterkühlungstransiente „Unbeabsichtigte Aktivierung einer HKMP im 3-Loopbetrieb“ (BEPU-Ansatz)

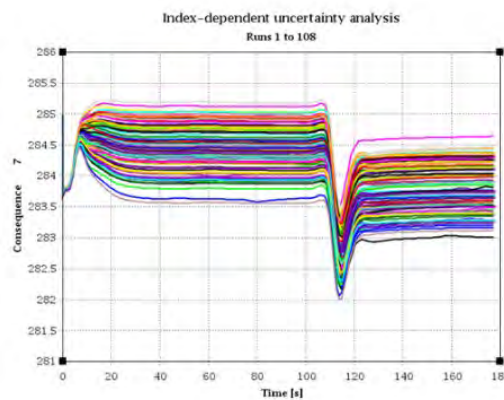
Diese Arbeiten wurden in Ergänzung der ursprünglichen Planung durchgeführt. Für die Implementierung eines Best-Estimate-Plus-Uncertainty-Ansatzes (BEPU) für das Simulationsmodell der Transiente „Unbeabsichtigte Aktivierung einer HKMP im 3-Loopbetrieb (mit 3 laufenden HKMP)“ wurde in einem ersten Schritt eine Liste unsicherer Modelleingabeparameter zusammengestellt. Diese basiert auf in Vorläufervorhaben realisierten Transientenmodellen und den gesammelten Erfahrungen. Die Daten dieser Liste (siehe /TÜV 23/) wurden mit dem Programm SUSA /KLS 18/ für Variantenrechnungen zur Ermittlung der größten Auswirkungen von unsicheren Eingabeparameter bei der Simulation der Unterkühlungstransiente „Unbeabsichtigte Aktivierung einer HKMP im 3-Loopbetrieb“ in den Rechenergebnissen der gekoppelten Programme DYN3D und ATHLET genutzt. Einige Ergebnisse dieser Analyse sind in Abb. 4.17 dargestellt.



(a)



(b)



(c)

Abb. 4.17: Ergebnisse der Variantenrechnungen für Reaktorleistung (a), Reaktivitätsrückwirkung (b) und Kühlmiteleintrittstemperatur (c) während der Transiente

Wie zu ersehen ist, zeigen Variationen von Eingabeparametern deutliche Auswirkungen auf die berechnete Reaktorleistung, den Kühlmitteldruck und die Kühlmitteltemperatur und somit auf die Brennstoffzentraltemperatur und das DNBR. Die Spearman's-Rangkorrelationskoeffizienten zeigen, dass für sicherheitstechnische wichtige Reaktorcharakteristiken, wie DNBR, maximale Brennstabhüllrohr- und Brennstofftemperaturen die axiale Leistungsdichteverteilung, die Spaltgaswärmeleitfähigkeit, die Reaktivitätskoeffizienten und die Anfangsreaktorleistung wesentliche Einflussfaktoren sind. Eine Zusammenfassung der Analyseergebnisse ist in Tab. 4.3 zu sehen. Ausführlicher sind die Ergebnisse im Abschlussbericht /TÜV 23/ dargestellt und diskutiert.

Tab. 4.3 Zusammenfassung der Ergebnisse der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse für wichtige berechnete Reaktorparameter

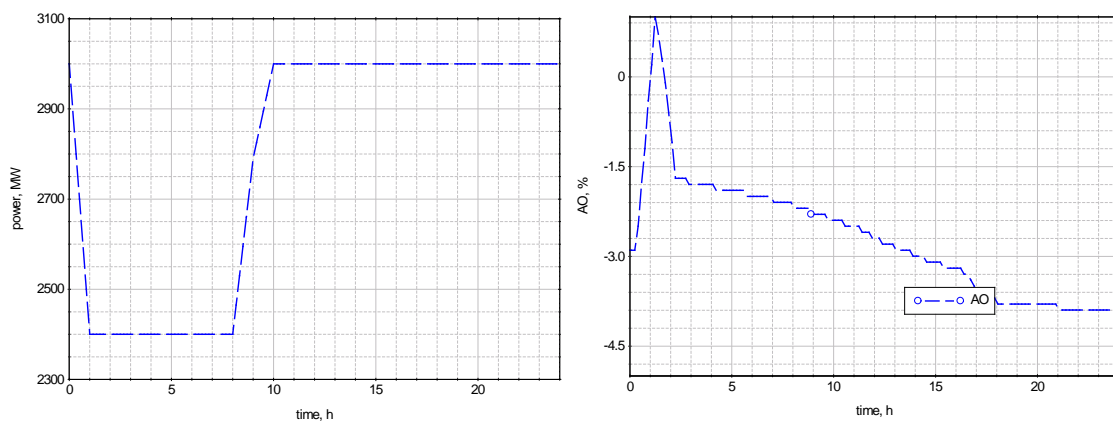
Reaktorparameter	Untere Unsicherheitsgrenze	Referenzwert für die Berechnung	Obere Unsicherheitsgrenze
Maximale Brennstofftemperatur des heißen Stabes [°C]			
- min/max	799,05/944,43	1021,274	928,57/1123,4
- min/max nach 100,5 s	838,27/944,43	1021,268	972,91/1123,4
- auf 178 s	944,43	1021,2737	1123,4
Maximale Hüllrohrtemperatur des heißen Stabes, [°C]			
- min/max	333,98/338,32	342,378	341,88/347,02
- min/max nach 100,5 s	334,29/336,75	341,0032	341,88/345,11
- auf 178 s	334,77	338,0839	342,3
DNBR			
- min/max	5,4619/6,1266	7,4671	7,5909/8,6202
- min/max nach 100,5 s	5,5039/5,8388	7,0535	7,8663/8,4046
- auf 178 s	5,6805	6,7852	8,0833
Druck, [MPa]			
- min/max	15,632/15,942	16,2105	15,738/16,621
- min/max nach 100,5 s	15,650/15,942	16,2105	16,145/16,621
- auf 178 s	15,872	16,1979	16,600

Entwicklung eines Störfallszenarios für fehlerhafte Operatorhandlungen während Lastwechsel

Kurzzeitige Änderungen der Reaktorleistung können Xenonschwingungen auslösen. Bei der manuellen Unterdrückung von Xe-Schwingungen durch den Betreiberoperator können Fehler gemacht werden, die zu ungünstigen Verformungen der Leistungsdichteverteilung führen. Solche Fehler können z. B. sein:

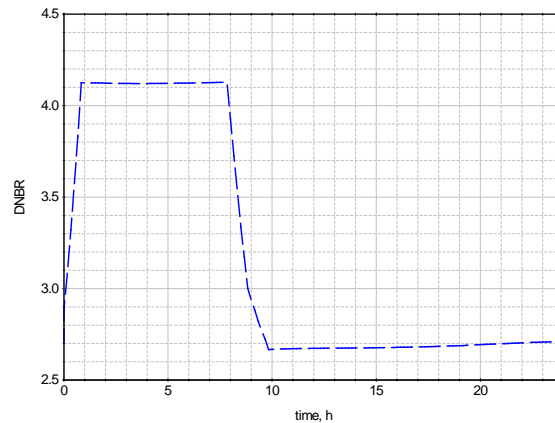
- fehlende Regulierung der axialen Leistungsdichteverteilung über einen längeren Zeitraum,
- fälschliche Einspeisung von Borsäure während der Leistungsregelung durch SE-Verfahren.

Bei ungünstigen Verformungen der axialen Leistungsdichteverteilung können die Maximalwerte der linearen Stabileistungsdichte ansteigen, was zu einer DNBR-Abnahme führt. In der Abb. 4.18 sind die Änderungen der wichtigsten sicherheitsrelevanten Reaktorparameter im Verlauf des Lastwechsels dargestellt.



(a)

(b)



(c)

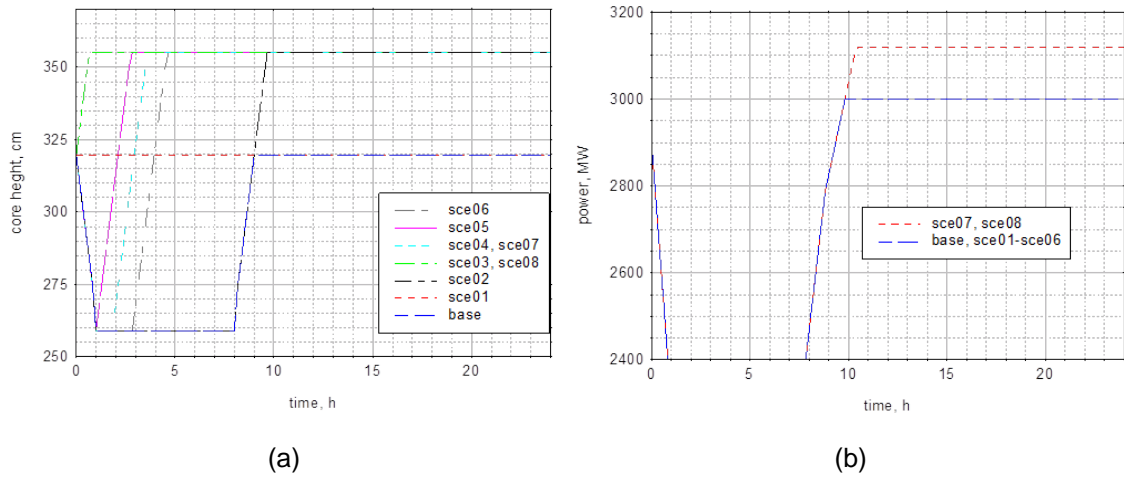
Abb. 4.18: Änderung der Reaktorleistung (a), des axialen Offset (b) und des DNBR (c) während des simulierten Lastwechsels

Wie daraus zu erkennen ist, ist der kritischste Zeitpunkt mit minimalem DNBR-Wert etwa $t \approx 10$ h nach der Wiederherstellung des ursprünglichen Niveaus der Reaktorleistung 100 % zu erwarten. Für diesen Zeitpunkt wird im Folgenden angenommen, dass Fehlhandlungen des Betreibers während des Lastwechsels zur fehlenden Kontrolle der axialen Leistungsdichteverteilung über einen längeren Zeitraum und damit zu einer weiteren Reduzierung des DNBR und eines Anstiegs der Brennstofftemperatur führen. Für die Analyse dieses Störfalls wurden mehrere Szenarien analysiert:

- Szenario sce01: fehlende Regelung der axialen Leistungsverteilung – alle Steuerstab-Positionen sind unverändert;
- Szenario sce02: infolge einer fehlerhaften Borsäureeinspeisung durch den Operator werden die Steuerstäbe in dem Moment, in dem der Reaktor die Nennleistung erreicht (Zeitpunkt ~ 9 Stunden), bis zum oberen Kernrand ausgefahren;
- Szenario sce03: infolge einer fehlerhaften Borsäureeinspeisung durch den Operator werden die Steuerstäbe im Moment vor Beginn des Manövers (Zeitpunkt 0 Stunden) bis zum oberen Kernrand ausgefahren, was zu einem zusätzlichen Leistungsanstieg in der aufsteigenden Phase der Xenonschwingungen führt;
- Szenarien sce04, sce05, sce06: infolge einer fehlerhaften Borsäureeinspeisung durch den Operator werden die Steuerstäbe in dem Moment, in dem der Reaktor die reduzierte Leistung erreicht (Zeitpunkte ~ 1, 2, 3 Stunden), an den oberen Kernrand ausgefahren;

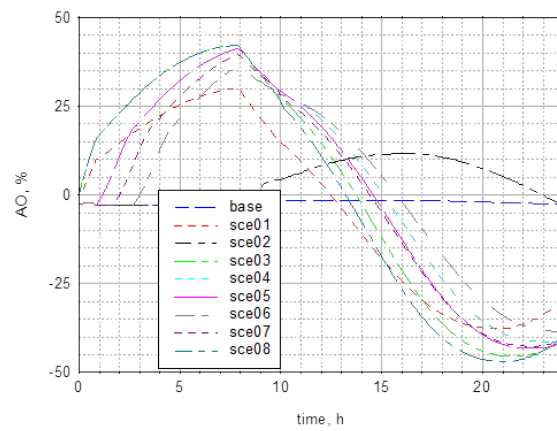
- Szenarien sce07, sce08: für die Szenarien sce03 und sce04 wurde zusätzlich eine irrtümliche Destillateinspeisung durch den Operator angenommen, um die Reaktorleistung konservativ zu erhöhen.

Für die Simulationen wird weiterhin angenommen, dass die Fehler im Laufe eines Tages korrigiert werden, so dass die Analyse der fehlerhaften Operatoraktionen einen Leistungsregelzyklus (1 Tag) umfasst. Weil das Zyklusende durch eine größere Sensitivität der axialen Leistungsverteilung beim Auftreten von Xe-Schwingungen gekennzeichnet ist, wurde der 200. Volllasttag (der letzte Zeitpunkt, für den ein solcher Lastwechsel noch erlaubt ist) des stationären Zyklus des 2. Blockes des KKW Khmelnitsky (X2-Benchmark) für die Entwicklung des Modells ausgewählt. Ergebnisse der Simulationen sind beispielhaft in Abb. 4.19 und Abb. 4.20 dargestellt.



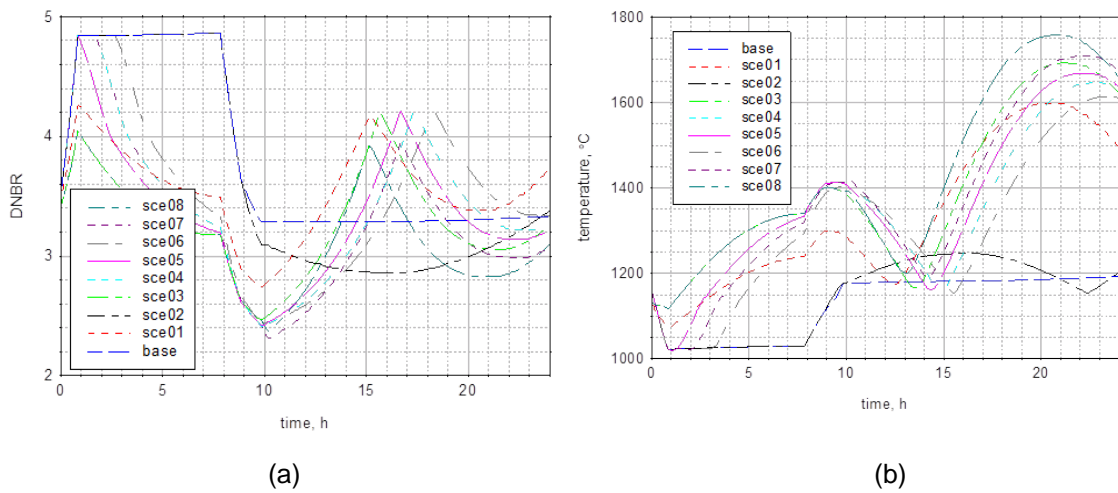
(a)

(b)



(c)

Abb. 4.19: SE-Bewegung (a), Reaktorleistung (b) und axiales Offset (c) während der Lastwechsel mit unterstellten Operatorfehlhandlungen



(a)

(b)

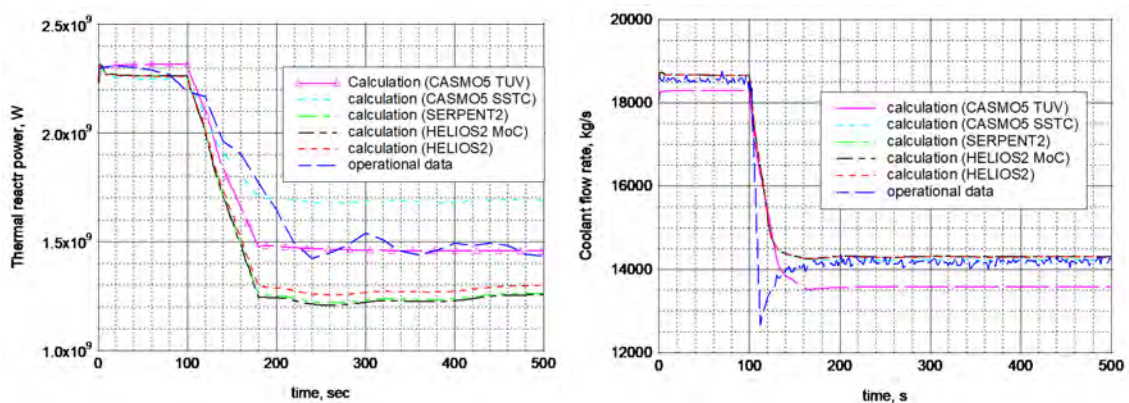
Abb. 4.20: DNBR (a) und Brennstoffzentraltemperatur (b) während der Lastwechsel mit Operatorfehlern

Das minimale DNBR wird zum Zeitpunkt ≈ 10 h in der aufsteigenden Phase der Xenon-schwingungen erreicht, während die maximale Brennstoffzentraltemperatur zum Zeit-punkt ≈ 21 h in der absteigenden Phase der Xenonschwingungen erreicht wird.

Wie daraus zu ersehen ist, werden die gewählten Akzeptanzkriterien erfüllt. Die konser-vativsten Szenarien jeweils zur Erreichung des minimalen DNBR und der maximalen Brennstoffzentraltemperatur unterscheiden sich jedoch: Das minimale DNBR ($\approx 2,3$) wird im Szenario sce07 mit dem Ausfahren der SE bis zur Kernoberkante zum Zeitpunkt 2 Stunden nach Erreichen der reduzierten Leistung des Reaktors und zusätzlich ange-nommener fehlerhafter Destillateinspeisung erreicht. Die maximale Brennstoff-zentraltemperatur (≈ 1.760 °C) wird im Szenario sce08 mit dem Ausfahren der SE bis zum oberen Kernrand zum Zeitpunkt vor dem Beginn des Manövers erreicht.

Validierung der Modelle für gekoppelte Programme DYN3D und ATHLET mit Hilfe des X2-Benchmarks Task 4.3 „Ausfall einer HKMP“

Zur weiteren Verifizierung und Validierung der neuen BE-Datenbibliotheken und Modelle wurde mit den gekoppelten Programmen DYN3D und ATHLET das X2-Benchmark, Task 4.3 „Ausfall einer HKMP im 4-Loopbetrieb“ /LOE 09/, /LOE 10/ und /LOE 23/ nachge-rechnet und mit den Betriebsdaten verglichen. Die Ergebnisse sind beispielhaft in Abb. 4.21 dargestellt.



(a) Reaktorleistung

(b) Kühlmitteldurchsatz

Abb. 4.21: Ergebnisse für die Transiente „HKMP-Ausfall“: (a) Reaktorleistung und (b) Kühlmitteldurchsatz

Die Analyse der Rechenergebnisse zeigte gute Übereinstimmung mit den verfügbaren Betriebsdaten des X2-Benchmarks. Detaillierter sind die Ergebnisse dieser Analyse im Abschlussbericht /TÜV 23/ dargestellt und diskutiert.

4.2.2 Internationaler Informationsaustausch über aktuelle Fragen der Sicherheitsbewertung von WWER- und DWR-Anlagen (AP 3.2)

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 reaktorphysikalische 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.

Infolge der Corona-Pandemieeinschränkungen sowie der Situation in der Ukraine nach dem 24.02.2022 konnte kein regelmäßiger internationaler Informationsaustausch über aktuelle Fragen der Sicherheitsbewertung von WWER- und DWR-Anlagen sowie Diskussion der im Vorhaben erarbeiteten Ergebnisse organisiert werden. Der Austausch über erzielte Ergebnisse erfolgte in Form von Videokonferenzen mit den am Vorhaben beteiligten Experten sowie durch Teilnahme am OECD NEA WPRS Benchmarks Workshop 2023 im Zeitraum vom 22. bis 26. Mai 2023 in Bologna, Italien /LOE 23/.

4.2.3 Zusammenfassung und Schlussfolgerung

Im Rahmen der Teilaufgabe AP 3.1 „Sicherheitstechnische Analysen neuer Betriebsweisen von WWER-1000-Reaktoren“ wurden die Anforderungen internationaler und nationaler Regelwerke (IAEO, UA, DE) zusammengestellt und entsprechendes Vorgehen für die weitere Abarbeitung festgelegt. Darauf aufbauend sind die erforderlichen Weiterentwicklungen sowohl bei der BE-Datenbereitstellung als auch im 3D-Kinetikprogramm DYN3D und für die gekoppelten Programme DYN3D und ATHLET definiert worden.

Neue BE-Abbrandprogrammversionen für die BE-Datenbereitstellung sind verwendet und neue BE-Modelle sind entwickelt worden:

- Für BE mit „grauen“ Steuerelementen sowie modifizierter Konfiguration und Absorbermaterialien wurden Daten für neue BE-Datenbibliotheken berechnet und verifiziert.
- Neue BE-Datenbibliotheken für das Programm DYN3D sowie die gekoppelten Programme DYN3D und ATHLET mithilfe der BE-Abbrandprogramme HELIOS2, CASMO5 und SERPENT2 wurden erstellt, verifiziert und validiert.

Die BE-Abbrandrechnungen wurden mit dem Programm HELIOS Version 1.10 vom SSTC durchgeführt. Diese wurden mit dem Programm HELIOS Version 2.02/2.03 und dem Monte Carlo Programm SERPENT 2.2 vom HZDR und TÜV SÜD IS-ES verifiziert. Zusätzlich wurden die Rechnungen mit dem Programmsystem PHYBER-WWER durch IBBS mit entsprechenden Ergebnissen verifiziert.

Für die sicherheitstechnischen rechnerischen Analysen mit dem Programm DYN3D wurden folgende Programmverbesserungen implementiert:

- Regelalgorithmus für kurzzeitige Reaktorleistungsänderungen mit konstanter Konzentration der im Kühlmittel gelösten Borsäure $C_b = \text{const}$.
- Regelalgorithmus für kurzzeitige Reaktorleistungsänderungen mit minimaler Änderung des axialen Offsets.
- Simulation der Leistungsregelung mit „grauen“ Steuerelementen.

Zur Untersuchung des Einflusses neuer Betriebsweisen von Reaktoranlagen mit WWER-1000 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. Das Modell für die Unterkühlungstransiente „Unbeabsichtigte Aktivierung einer HKMP im 3-Loopbetrieb“ ist mit Hilfe der X2-Benchmark-Betriebsdaten verifiziert und validiert worden. Für die Unterkühlungstransiente „Unbeabsichtigte Aktivierung einer HKMP im 3-Loopbetrieb“ ist eine Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse durchgeführt worden.

Im Rahmen der Teilaufgabe AP 3.2 konnte infolge der Corona-Pandemieeinschränkungen sowie der Situation in der Ukraine nach dem 24.02.2022 kein regelmäßiger internationaler Informationsaustausch über aktuelle Fragen der Sicherheitsbewertung von WWER- und DWR-Anlagen sowie Diskussion der im Vorhaben erarbeiteten Ergebnisse organisiert werden. Der Austausch über erzielte Ergebnisse erfolgte in Form von Videokonferenzen mit den am Vorhaben beteiligten Experten sowie durch Teilnahme am OECD NEA WPRS Benchmarks Workshop 2023 im Zeitraum vom 22. bis 26. Mai 2023 in Bologna, Italien /LOE 23/.

Zusammenfassend kann konstatiert werden, dass die Arbeiten im Rahmen des Vorhabens zum Erhalt und der Erweiterung der Kenntnisse bei der GRS und den anderen beteiligten deutschen Experten, einer weiteren Verbesserung von reaktorphysikalischen Berechnungen, der Weiterentwicklung der Rechenmodelle sowie der Verbesserung und Verifizierung der Modelle und Programme für sicherheitstechnische Analysen sowie neuer Fragestellungen bezüglich der nuklearen Sicherheit der Auslegung, des Betriebs und bei Störfällen von Anlagen mit WWER-1000 geführt haben.

5 Methodenentwicklung für reaktorphysikalische Analysen für russische Reaktoren (AP 4)

5.1 Zielsetzung

Die Arbeiten in diesem Arbeitspunkt hatten zum Ziel, die in der GRS genutzten Rechenprogramme ATHLET sowie DYN3D an die spezifischen neutronenphysikalischen und thermohydraulischen Phänomene in natriumgekühlten schnellen Reaktoren der russischen BN-Baulinie anzupassen und zu verifizieren. In Fortführung der bisherigen Zusammenarbeit mit SEC NRS sollten neue natrium-spezifische thermohydraulische Korrelationen in ATHLET implementiert, das Pool-Modell für den Reaktorkern verbessert sowie Modelle zur Berücksichtigung der Reaktivitätseffekte infolge der thermischen Ausdehnung der Strukturen des Reaktors implementiert werden.

Darüber hinaus sollte die GRS als einen Beitrag zur Überprüfung und Weiterentwicklung der Methoden zur thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Berechnung von WWER-Reaktoren an einem Rechenbenchmark für die Mitglieder der „Reactor Physics Working Group“ (RPWG) des WWER Regulators Forum teilnehmen, für den durch Rosatom auch Messdaten aus einem russischen KKW freigegeben wurden. Neben dem Beitrag zur weiteren Validierung der in der GRS angewendeten Methoden und Programme für den Sicherheitsnachweis von DWR erlaubt die fachliche Zusammenarbeit mit den TSO der nuklearen Aufsichtsbehörden der WWER-Betreiberländer eine fachlich fundierte Bewertung der in den einzelnen Ländern genutzten Methoden zur Überprüfung von Sicherheitsanalysen für Kernreaktoren.

5.2 Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

5.2.1 Weiterentwicklung der Simulationsprogramme für schnelle, flüssigmetallgekühlte Kernreaktoren

5.2.1.1 Einführung

Seit 2001 fördert das Generation IV International Forum (GIF) die Entwicklung von Reaktoren der vierten Generation. Im Dezember 2006 wurde die Technology Roadmap veröffentlicht, die sechs Reaktortypen beschreibt. Die natriumgekühlte Schnellreakorteknologie ist die ausgereifteste. Eines der Hauptziele der Technologie des schnellen

Neutronenreaktors ist die Schließung des Kernbrennstoffkreislaufs. Abgebrannte Brennelemente müssen für die Wiederverwendung und Entsorgung aufbereitet werden. Wird abgebrannter Brennstoff nicht wiederaufbereitet, spricht man von einem „offenen“ oder „einmaligen“ Brennstoffkreislauf. Wird abgebrannter Brennstoff wiederaufbereitet und teilweise wiederverwendet, spricht man von einem „geschlossenen“ Kernbrennstoffkreislauf. Einige Länder bereiten brauchbares Uran und Plutonium chemisch wieder auf, um sie von unbrauchbaren Abfällen zu trennen. Wiedergewonnenes Plutonium kann, mit Uran gemischt, zur Herstellung von Mischoxidbrennstoff (MOX) verwendet werden.

Weltweit sind derzeit vier natriumgekühlte Schnellreaktoren in Betrieb: zwei kommerzielle Anlagen in Russland, je ein BN-600- und ein BN-800-Reaktor, ein weiterer Reaktor in Indien, der *Prototype Fast Breeder Reactor* (PFBR) sowie ein Reaktor in China, der *Chinese Experimental Fast Reactor* (CEFR). Weltweit steigt das Interesse an derartigen Anlagen wieder an. Daher hat die GRS Simulationscodes und Methoden entwickelt, um unabhängige Sicherheitsbewertungen derartiger Systeme durchführen zu können. Dies geschieht durch Simulationen des Reaktorkerns mit Hilfe gekoppelter Berechnungen zwischen dem GRS-Thermohydraulik-Code ATHLET und dem dreidimensionalen Neutronenphysik-Code PARCS /BOU 22/.

Der BN-800-Reaktor ist derzeit der weltweit elektrisch nettleistungstärkste schnelle natriumgekühlte Reaktor. Lediglich das inzwischen stillgelegte Kraftwerk Creys-Malville in Frankreich mit einem Superphénix-Reaktor erreichte bisher eine höhere Leistung. Mit u. a. den Dokumenten /KUZ 17-a/ und /KUZ 17-b/ liegen ausreichend offen verfügbare Informationen vor, um ein Modell der ersten Kernbeladung des Reaktors durchzuführen. Auf Basis dieser Informationen, weiterer Informationen aus anderen Benchmarks sowie Experteneinschätzung wurde mit den GRS-Simulationswerkzeugen ein teilweise generisches Modell des BN-800 erstellt.

Zunächst wurden Kritikalitätsberechnungen mit dem Monte-Carlo-Programm Serpent durchgeführt, um die Plausibilität des BN-800-Reaktorkernmodells zu bewerten, das mit den verfügbaren Informationen und getroffenen Hypothesen erstellt wurde. Dann wurde ein BN-800-Kernmodell für den Diffusionscode PARCS erstellt. Ein thermohydraulisches Modell des Primär- und Sekundärkreislaufs wurde in ATHLET erstellt. Eine gekoppelte ATHLET-PARCS-Berechnung wurde für die Transiente „ungeschützter Anstieg der Kerneintrittskühlmitteltemperatur“, wobei die Temperatur des Eintrittsmassenstroms auf der Sekundärseite erhöht wurde, durchgeführt.

5.2.1.2 Beispielhafter BN-800-Reaktor

Seit 2015 ist im KKW Belojarskaja in Russland ein natriumgekühlter BN-800-Reaktor mit 2.100 MW thermischer Leistung und einer elektrischen Nettoleistung von 789 MW in Betrieb. Es handelt sich hierbei um einen sog. Pool-Reaktor, d. h. die Hauptpumpen für das Primärkühlmittel, die Zwischenwärmetauscher und die zugehörigen Rohrleitungen befinden sich alle in einem gemeinsamen Flüssig-Natrium-Becken (s. Abb. 5.9).

Die hier verwendeten Daten des BN-800-Reaktorkerns basieren auf den offen zugänglichen Dokumenten /KUZ 17-a/ und /KUZ 17-b/. Diese Daten wurden herangezogen, um die erste Kernbeladung des BN-800-Reaktors, eines sog. hybriden Kerns, zu modellieren. Der Kern enthält einen Großteil an angereicherten UO_2 -Brennelementen sowie einigen MOX-Brennelementen. Der BN-800-Reaktor ist auf die Verwendung von MOX-Brennelementen ausgerichtet (hergestellt auf der Grundlage von Plutonium, das aus abgebrannten UOX-Brennelementen von WWER-Reaktoren stammt). Aufgrund von Verzögerungen bei der Entwicklung der kommerziellen MOX-Brennelementproduktion besteht die erste Kernbeladung jedoch hauptsächlich aus UOX-Brennelementen und nur zu 16 % aus MOX-Brennelementen. Die Spezifikationen der Kernbeladung des hybriden Kerns sind in dem Papier /KUZ 17-b/ beschrieben. Um die Leistungsverteilung zu vereinfachen, besteht der aktive Kern aus drei Uran-dioxid-Brennstoffbereichen mit verschiedenen Anreicherungen:

- Low Enrichment Zone (LEZ, Zone mit niedriger Anreicherung):
18,5 % Anreicherung,
- Medium Enrichment Zone (MEZ, Zone mit mittlerer Anreicherung):
21 % Anreicherung,
- High Enrichment Zone (HEZ, Zone mit hoher Anreicherung):
24 % Anreicherung.

Zur Optimierung der Leistungsverteilung wurden MOX-Brennelemente am Rand des Kerns angeordnet: 54 MOX-Brennelemente mit einem Plutoniumanteil von 18,7 % und 36 MOX-Brennelemente mit einem Plutoniumanteil von 19,5 % wurden in der MEZ-Zone bzw. HEZ-Zone angebracht.

Bei dem MOX-Brennelement handelt es sich um reaktorfähiges Plutonium, das durch Wiederaufarbeitung aus abgebranntem Kernbrennstoff von WWER-440-Anlagen

/KUZ 17-a/ gewonnen wurde. Die Isotopenzusammensetzung des Plutoniums ist in Tab. 5.1 angegeben (aus /KUZ 17-a/).

Tab. 5.1 Isotopenzusammensetzung des Plutoniums

Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
1,2 %	67,4 %	23,4 %	3,4 %	4,6 %

Zur Begrenzung des Neutronenflusses zu den Reaktoreinbauten im Reaktorbehälter ist die spaltbare Zone des Kerns in radialer Richtung von einem Ring mit radialem Brutmantel, einem Ring mit radialem Reflektor aus rostfreiem Stahl und einem Ring mit radialen Abschirmungselementen aus Borcarbid (B_4C) umgeben. Der Kern ist von leeren Lagerhülsen zur Aufnahme von abgebrannten Brennelementen und Blindstahleinheiten umgeben, die hier in diesem Modell nicht berücksichtigt werden. Abb. 5.1 zeigt die betrachtete Kernbeladung.

Der Reaktivitätsüberschuss wird kontrolliert durch vier Steuerstabbänke:

- **Steuerstabbank 1**

Sie besteht aus zwei Steuerstäben (CRR, gelb in Abb. 5.1) mit natürlichem Borcarbid (B_4C) mit 19,65 % ^{10}B . Sie ist für die Steuerung der Kernleistung verantwortlich, d. h. wenn eine niedrigere Kernleistung gewünscht wird, wird die Steuerstabbank 1 in den Kern eingeführt, während sie bei einer höheren Kernleistung aus dem Kern herausgezogen wird.

- **Steuerstabbank 2**

Sie besteht aus 16 Steuerstäben (SHR, dunkelblau in Abb. 5.1) mit Borcarbid mit 60 % ^{10}B -Anreicherung. Sie ist dafür verantwortlich, den Kern-Abbrand auszugleichen, vergleichbar zur Borsäure in einem DWR. Das bedeutet, dass zu Beginn des Zyklus die Steuerstabbank 2 in den Kern eingefahren ist und während des Zyklus langsam herausgezogen wird, damit der Reaktivitätsverlust durch die Vergiftung wegen der Spaltprodukte und der Abbrand des Urans kompensiert wird.

- **Steuerstabbank 3**

Sie besteht aus neun Sicherheitsstäben (SR1, in Abb. 5.1 hellviolett) mit Borcarbid mit 92 % ^{10}B -Anreicherung. Sie befindet sich im Normalbetrieb ausgefahren und wird in den Kern eingefahren, wenn die Notabschaltung erforderlich wird.

- **Steuerstabbank 4**

Sie besteht aus drei hydraulisch aufgehängten (SR2, in Abb. 5.1 dunkelviolet) passiven Notfallschutzstäben mit Borcarbid mit 92 % ^{10}B -Anreicherung. Sie befindet sich im Normalbetrieb ausgefahren und wird in den Kern eingefahren, wenn die Notabschaltung erforderlich wird.

Es werden sechs permanente Reaktivitätskompensatoren eingesetzt (in Abb. 5.1 in Cyan), die aus Borcarbid sind (wie die radiale Abschirmung).

Der Brennelementabstand wird mit 10 cm und die Gesamtlänge der Brennelemente mit 350 cm angegeben. Es wird davon ausgegangen, dass alle angegebenen Strukturabmessungen denen bei einer Temperatur von 20°C entsprechen. Insgesamt gibt es 14 verschiedene Brennelementtypen. Aufgrund fehlender genauer Angaben in /KUZ 17-a/ und /KUZ 17-b/ mussten einige Abmessungen angenommen werden. In Abb. 5.2 sind die Maße in axialer Richtung und Zusammensetzungen aller für das Modell BN-800 übernommenen Brennelemente dargestellt. Die Brennelemente bestehen aus 127 Brennstäben und einer Umhüllung aus EP-450-Stahl. Der Durchmesser der Brennstäbe beträgt 0,69 cm. Die Dicke des Hüllrohres beträgt 0,04 cm. Das Material der Umhüllung besteht aus ChS-68 (Zusammensetzung gefunden in /GLU 17/). Die axialen und radialen Brutmäntel bestehen aus abgereichertem UOX (aufgrund fehlender Informationen wird von einer ^{235}U -Anreicherung von 0,25 % ausgegangen; dieser Wert wurde als plausible Näherung dem Superphénix-Benchmark entnommen /PON 18/.

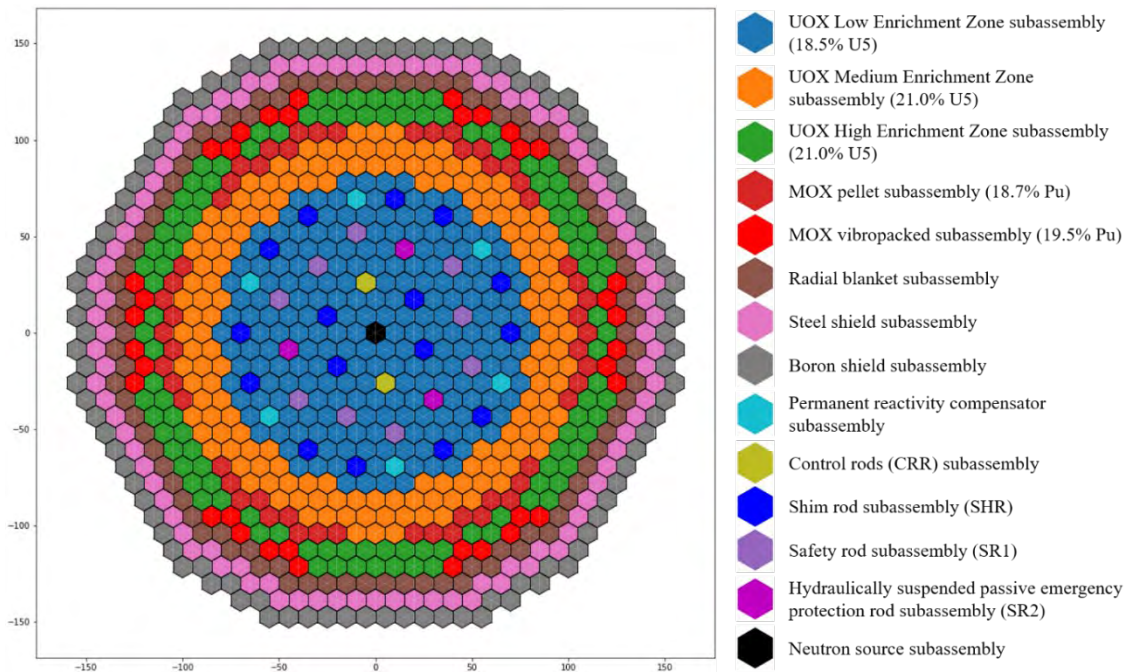


Abb. 5.1 BN-800 Hybridkernbeladung

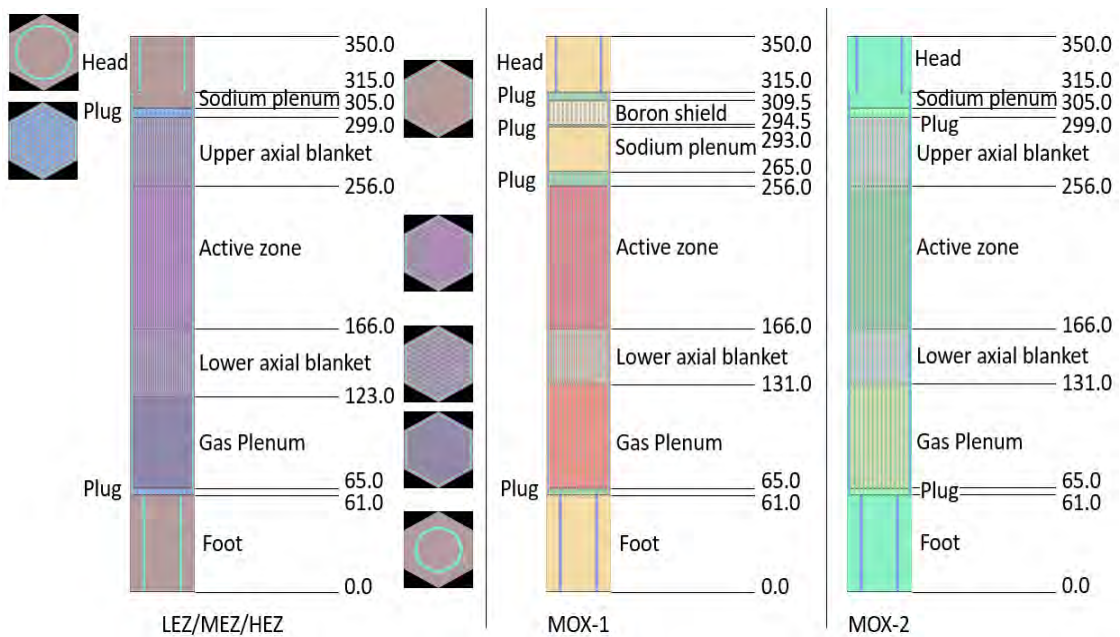


Abb. 5.2 Axiale Zusammensetzungen der Brennelemente der Hybridkernbeladung

5.2.1.3 Kritikalitätsrechnungen mit Serpent

Auf der Grundlage der zuvor beschriebenen Spezifikationen werden Kritikalitätsberechnungen des BN-800 bei Heiß-Null-Leistung (*hot zero power*, HZP) mit dem Monte-Carlo-

Code Serpent durchgeführt. Dies bedeutet, dass die Temperaturen der verschiedenen im Kern vorhandenen Materialien räumlich homogen sind, es gibt keinen räumlichen Temperaturgradienten. Die Temperaturen der verschiedenen Materialien sind in Tab. 5.2 zusammengefasst. Alle Serpent-Berechnungen werden mit der mikroskopischen Wirkungsquerschnittsbibliothek JEFF-3.11 durchgeführt. Um die statistische Unsicherheit der Ergebnisse auf weniger als 1 pcm im Multiplikationsfaktor zu verringern, wird eine entsprechend hohe Anzahl an Neutronenzyklen verwendet. Damit wurden für jede Serpent-Berechnung 5.000 aktive Zyklen (plus 100 inaktive Zyklen) mit jeweils 10^6 Quellneutronen erforderlich.

Tab. 5.2 Temperaturen der verschiedenen Materialien für die Serpent-Kritikalitätsberechnungen des BN-800 bei Heiß-Null-Leistung

Material	Brennstoff (UO ₂ und MOX)	Kühlmittel	Brutmantel (U)	Hüllrohr	EP-450 Stahl	andere Materialien
Temperatur [K]	1500	748	900	900	900	900

Diese Berechnungen erfüllen einen doppelten Zweck. Erstens ermöglichen diese Berechnungen die Bewertung der Plausibilität des BN-800-Reaktorkernmodells, das teilweise mit verfügbaren Informationen und teilweise auf Basis von Expertenschätzung erstellt wurde. Zweitens werden die erzielten Resultate als Referenzergebnisse für Vergleichsrechnungen mit dem Diffusion-Code PARCS betrachtet.

Für den Beginn des Zyklus wurde der Steuerstabwert der verschiedenen Steuerstabänke berechnet. Daher wurden sechs entsprechende Kritikalitätsrechnungen mit Serpent durchgeführt. Die erhaltenen Multiplikationsfaktoren sind in Tab. 5.3 zusammengefasst:

- All Rods Out (ARO): Alle Steuerstäbe sind vollständig aus dem Kern ausgefahren.
- All Rods In (ARI): Alle Steuerstäbe sind vollständig in den Kern eingefahren.
- Bank 1: Alle Steuerstäbe sind ausgefahren, außer den Steuerstäben der Bank 1, die vollständig in den Kern eingefahren sind.
- Bank 2: Alle Steuerstäbe sind ausgefahren, außer den Steuerstäben der Bank 2, die vollständig in den Kern eingefahren sind.

- Bank 3: Alle Steuerstäbe sind ausgefahren, außer den Steuerstäben der Bank 3, die vollständig in den Kern eingefahren sind.
- Bank 4: Alle Steuerstäbe sind ausgefahren, außer den Steuerstäben der Bank 4, die vollständig in den Kern eingefahren sind.

Der Reaktivitätswert des Steuerstabs (*control rod*, CR worth) wurde für jeden Steuerstab nach der folgenden Gleichung berechnet:

$$CR_{worth} = 10^5 \times (1/keff_{ARO} - 1/keff_{bank}) \quad (5.1)$$

Wobei

- $keff_{ARO}$ der Multiplikationsfaktor ist, gerechnet mit der ARO-Kernkonfiguration (d. h. alle Steuerstäbe sind vollständig aus dem Kern ausgefahren) und
- $keff_{bank}$ der Multiplikationsfaktor ist, gerechnet mit der Kernkonfiguration, bei der nur die Steuerstäbe der Bank vollständig in den Kern eingefahren sind.

In der ARO-Konfiguration beträgt die Reaktivität etwa 3.463 pcm. Da es keine frei verfügbaren Daten für schnelle Systeme gibt, muss dieser Wert mit den für DWR-Daten in Beziehung gesetzt werden. Das BEAVRS-Benchmark /HOR 13/ ist eine der Referenzen für die DWR-Analyse. Nach /HOR 13/ beträgt die gemessene kritische Borkonzentration für den BEAVRS-Kern in ARO etwa 975 ppmB, was etwa $975 \text{ ppmB} \times 10 \text{ pcm/ppmB} = 9.750 \text{ pcm}$ für einen Zyklus von 326 EFPD (= effective full power days) entspricht. Laut /KUZ 17-b/ ist der BN-800-Zyklus für eine Dauer von 155 EFPD geplant. Aus diesen Angaben lässt sich ableiten, dass die Reaktivitätsreserve für den Zyklus etwa $9.750 \text{ pcm} \times 155 \text{ EFPD} / 326 \text{ EFPD} = 4.635 \text{ pcm}$ betragen sollte, was in der gleichen Größenordnung liegt wie die Berechnungen mit Serpent. Außerdem betragen die Sicherheitsstäbe der Bank 3 den Wert von etwa 4.906 pcm. Das bedeutet, dass die Bank 3 eine Sicherheitsreaktivitätsmarge von mehr als 1.000 pcm (genau $4.906 - 3.463 = 1.433 \text{ pcm}$) hat, um den Reaktor abzuschalten, selbst wenn alle anderen Steuerstabbänke aus dem Kern ausgefahren bleiben. Der Steuerstab-Wert aller Bänke beträgt etwa 10.452 pcm, was mehr als dem Dreifachen der Reaktivitätsreserve entspricht.

Der effektive Betawert beträgt 688 pcm und liegt damit nahe am effektiven Betawert eines DWR wie z. B. BEAVRS /HOR 13/, dessen effektiver Betawert etwa 715 pcm beträgt. Diese Ähnlichkeit ist begründet durch die Tatsache, dass die Erstkernbeladung des BN-800 hauptsächlich aus UO_2 -Brennelementen, ähnlich einem LWR, besteht.

Tab. 5.3 Multiplikationsfaktoren mit dem Monte-Carlo-Code Serpent berechnet für BN-800 mit verschiedenen Steuerstabbank-Positionen

Kernkonfiguration	ARO	ARI	Bank 1	Bank 2	Bank 3	Bank 4
k_{eff}	1,03587	0,93467	1,02581	0,95095	0,98578	1,01297
Sigma	8,90E-06	1,10E-05	9,10E-06	1,00E-05	9,80E-06	9,30E-06
Reaktivität [pcm] ($1-1/k_{eff}$)	3.463	-6.989	2.516	-5.158	-1.443	1.280
Steuerstabbank-Wert [pcm]		-10.452	-947	-8.621	-4.906	-2.182

Die radiale Leistungsverteilung wird mit Serpent in ARO-Konfiguration berechnet. Abb. 5.3 zeigt die normierte radiale Leistungsverteilung nach Brennelementen:

$$P_{norm} = N_{assemblies} \times P_{assembly} / P_{core} \quad (5.2)$$

mit:

- P_{norm} ist die normalisierte Leistung;
- $N_{assemblies}$ ist die Anzahl von Brennelementen;
- $P_{assembly}$ ist die Leistung pro Brennelement;
- P_{core} ist die gesamte Kernleistung.

Die Leistung konzentriert sich in der Mitte des Kerns, wo die Brennelemente (LEZ) das 1,6-fache der durchschnittlichen Brennelementleistung erbringen, während die Brennelemente im äußeren Ring zwischen dem 0,5- und 0,8-fachen das Durchschnittliche erzeugen.

Insgesamt bedeutet dies, dass das Serpent-Modell, das mit den recherchierten Informationen und den angenommenen Hypothesen erstellt wurde, plausibel ist.

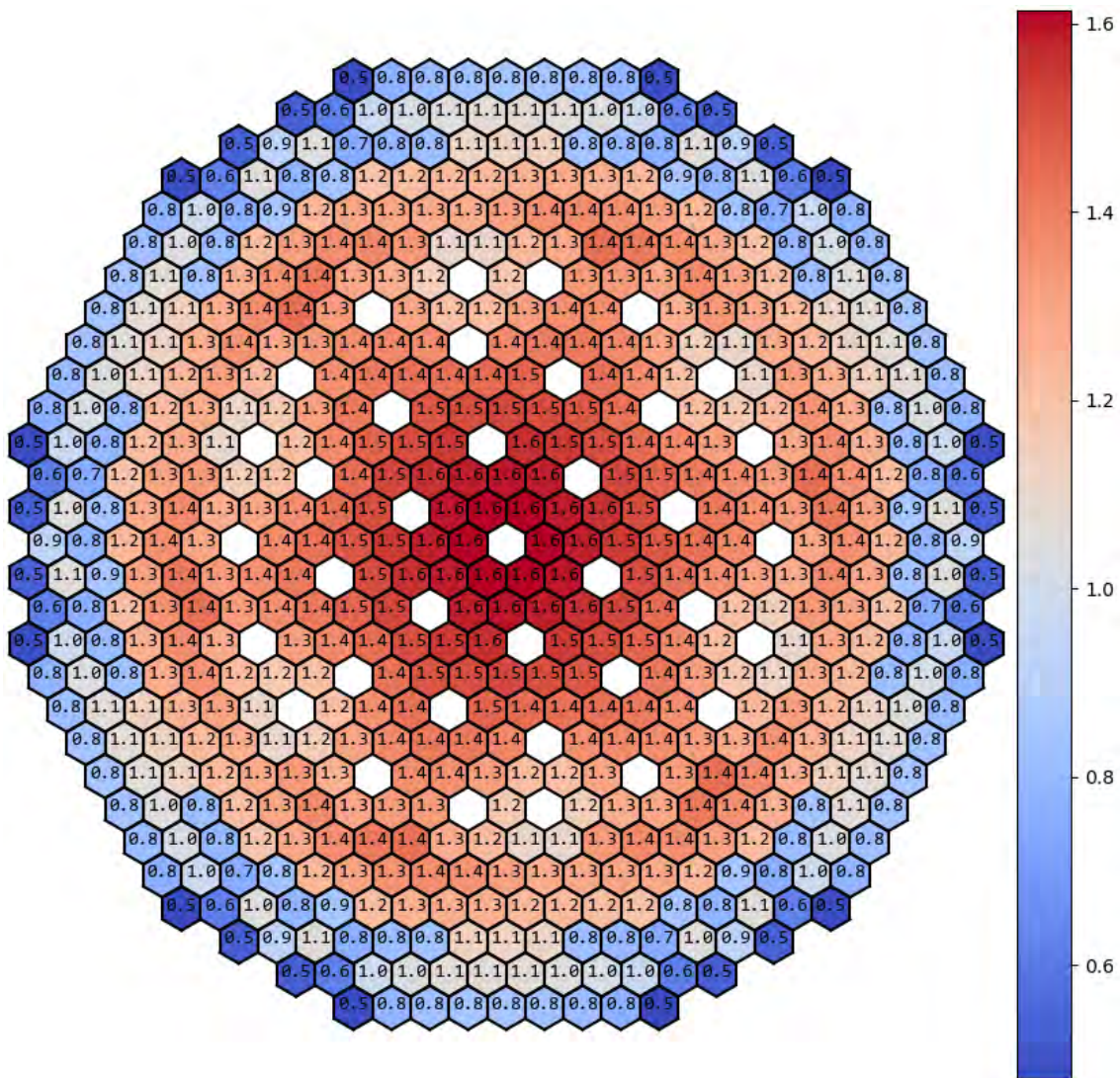


Abb. 5.3 Normalisierte radiale Leistungsverteilung in der ARO-Konfiguration

5.2.1.4 Kritikalitätsrechnungen mit PARCS

5.2.1.4.1 Erzeugung der Wirkungsquerschnitte

Die erforderlichen parametrisierten homogenisierten makroskopischen Wirkungsquerschnittsbibliotheken für Neutronen aus mehreren Energiegruppen für PARCS-Anwendungen wurden mit Serpent erstellt. Für alle in den Brennelementen enthaltenen Materialien wurde ein dreidimensionales Modell mit radial reflektierenden Randbedingungen verwendet. Für Materialien, die in Nicht-Brennelementen wie z. B. Steuerstäben

usw. enthalten sind, wird in Serpent ein zweidimensionales Modell eines Brennelements verwendet, das von sechs benachbarten halben LEZ-Brennelementen umgeben ist (siehe Abb. 5.4). Die Wirkungsquerschnittsbibliotheken werden zu einer 8-Energie-Gruppen-Struktur, wie in /WAL 12/ Tab. 5.4 vorgeschlagen, zusammengefasst.

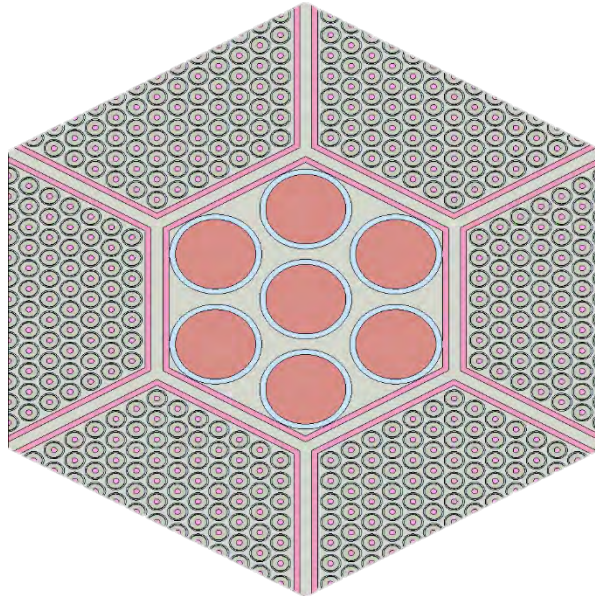


Abb. 5.4 Zweidimensionales Modell in Serpent eines Nicht-Brennstoff-Elements, das von sechs benachbarten halben LEZ-Brennelementen umgeben ist

Tab. 5.4 8-Energie-Gruppen-Struktur nach in /WAL 12/

Gruppenindex	Untere Grenze [MeV]	Gruppenindex	Untere Grenze [MeV]
1	2,2313E+00	5	4,0868E-02
2	8,2085E-01	6	1,5034E-02
3	3,0197E-01	7	7,4852E-04
4	1,1109E-01	8	1,0000E-11

Die Stützpunkte der Rückkopplungsparameter für die parametrisierte Wirkungsquerschnittsbibliothek sind:

- Brennstofftemperatur: 1.200 K (927 °C), 1.500 K (1.227 °C), 1.800 K (1.527 °C).
- Kühlmitteldichte: 738 kg/m³ (927 °C), 807 kg/m³ (627 °C). 842 kg/m³ (475 °C). 877 kg/m³ (327 °C).

5.2.1.4.2 Ergebnisse bei Heiß-Null-Leistung in ARO-Konfiguration

Ähnlich zu früheren Serpent-Berechnungen werden Kritikalitätsrechnungen zu dem BN-800-Modell mit PARCS und der generierten Wirkungsquerschnittsbibliothek bei Heiß-Null-Leistung durchgeführt. Es wurden wieder sechs Rechnungen mit verschiedenen Steuerstabbank-Konfigurationen durchgeführt und die Multiplikationsfaktoren mit denen von Serpent verglichen. Die Abweichungen im Multiplikationsfaktor und dem Steuerstab-Wert sind in Tab. 5.5 dargestellt. Die Abweichungen des Multiplikationsfaktors in allen Konfigurationen, mit Ausnahme der Steuerstabbank 2, sind in der Kernkonfiguration kleiner als 100 pcm, was eine gute Übereinstimmung bedeutet. Wenn Steuerstabbank 2 in den Kern eingefahren wird, beträgt die Abweichung für den Kern etwa -260 pcm. Dies lässt sich durch die Tatsache erklären, dass Bank 2 aus 16 Steuerstäben mit Borkarbid mit 60 % ¹⁰B-Anreicherung besteht, was den Fluss im Kern stark beeinflusst und PARCS in diesem Fall mehr Schwierigkeiten bereitet, um den Fluss richtig zu bewerten. Die Abweichung bleibt jedoch unter der Hälfte des effektiven Betawertes, was akzeptabel ist.

Außerdem beträgt die Abweichung beim Steuerstäbe-Wert etwa 300 pcm für die Bank 2 und etwa 100 pcm für alle anderen Konfigurationen. Dies ist akzeptabel.

Die radiale Leistungsverteilung wird in der ARO-Konfiguration berechnet und mit der mit Serpent berechneten Leistungsverteilung verglichen. Abb. 5.5 zeigt die relative Abweichung der radialen Leistungsverteilung in den Brennelementen zwischen den Rechnungen mit Serpent und PARCS. Das Minimum, das Maximum und der quadratische Mittelwert der brennelementweisen Abweichungen betragen jeweils -2,20 %, 2,32 % und 1,20 %.

Tab. 5.5 Abweichung der mit PARCS berechneten Multiplikationsfaktoren und Steuerstäbe-Werte im Vergleich zu Serpent für BN-800 mit verschiedenen Steuerstabbank-Positionen

Kernkonfiguration	ARO	ARI	CR Bank 1	CR Bank 2	CR Bank 3	CR Bank 4
k-eff Abweichung [pcm]	35	-61	36	-258	-85	-67
Steuerstabwert Abweichung [pcm]		96	-1	294	120	103

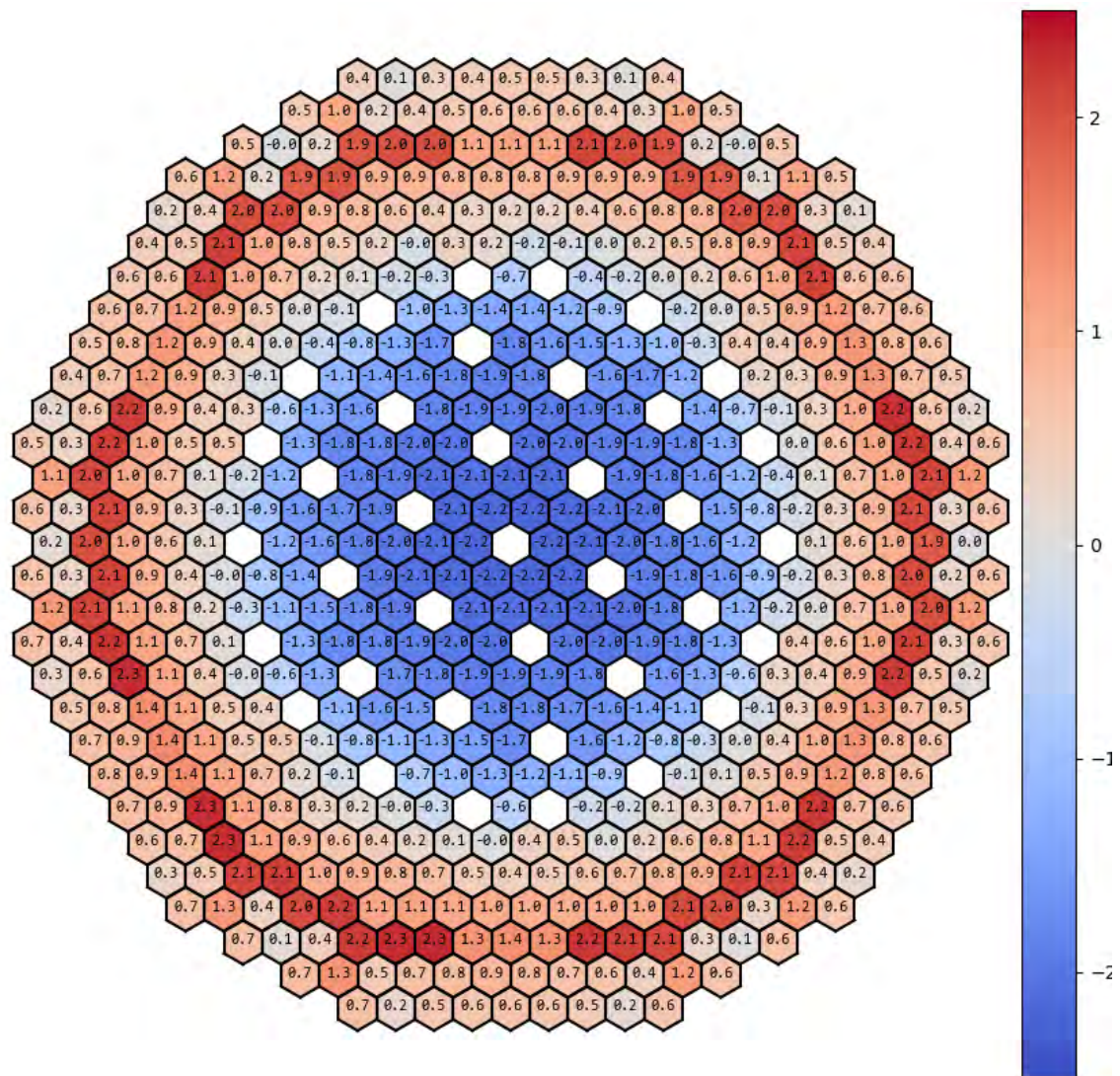


Abb. 5.5 Relative Abweichung in Prozent der mit Serpent und PARCS berechneten Radialleistung (Min = -2,20 %; Max = 2,32 %; RMS = 1,20 %)

5.2.1.4.3 Kritische Positionen der Steuerstabbänke 1 und 2

Im Normalbetrieb sind die Steuerstabbänke 3 und 4 vollständig ausgefahren, während die Steuerstabbänke 1 und 2 teilweise in den Kern eingefahren sind, so dass der Kern kritisch ist. Um eine Position für die Steuerstabbänke 1 und 2 zu finden, die den Kern exakt kritisch macht, muss die Steuerstabwertkurve der Bank 2 berechnet werden. Es werden kritische PARCS-Rechnungen durchgeführt, bei denen die Steuerstabbänke 1, 3 und 4 vollständig ausgefahren werden und die Steuerstabbank 2 in verschiedenen Positionen eingefahren wird. Die resultierenden Multiplikationsfaktoren sind in Abb. 5.6 dargestellt. Der Kern ist leicht überkritisch ($k_{\text{eff}} = 1,00038$), wenn die Steuerstabbank 2 bei 44 cm in den Kern eingefahren ist.

Parameterstudien führen zu dem Ergebnis, dass der Kern bei HZP kritisch ist, wenn die Steuerstabbänke 1 und 2 beide bei 44 cm in den Kern eingefahren sind. Diese Werte werden für die anfänglichen Steuerstabpositionen für die transiente Rechnung mit ATHLET-PARCS verwendet.

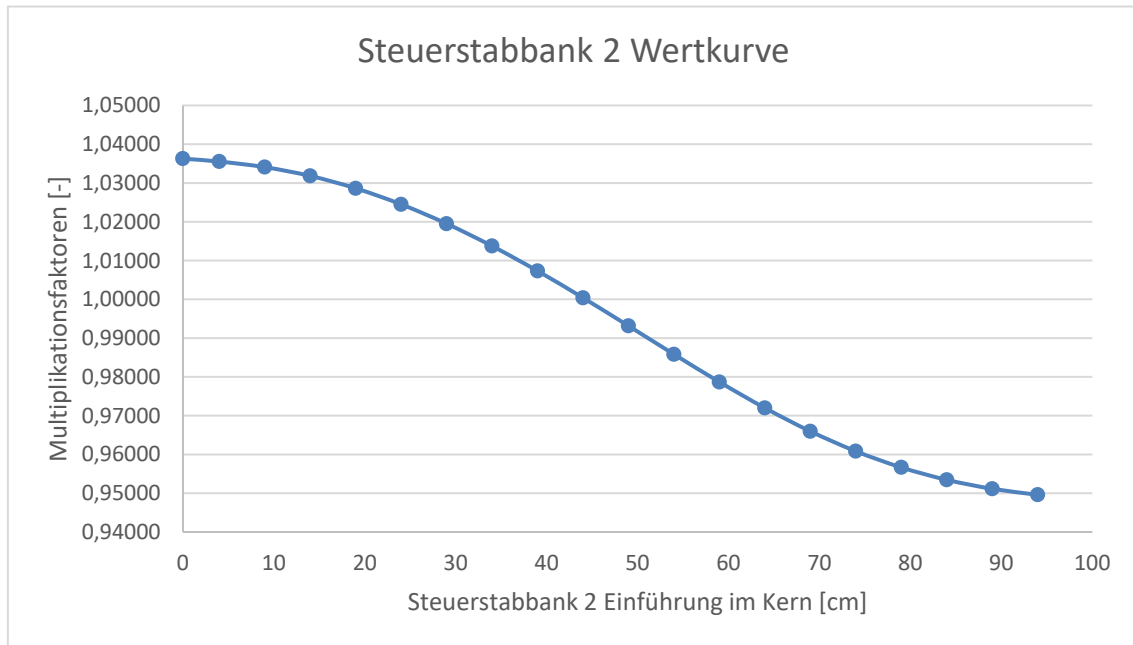


Abb. 5.6 Steuerstabbank 2 Wertkurve berechnet mit PARCS

5.2.1.4.4 Bewertung des Dopplereffekts

Zur Bewertung des Dopplereffekts wurden drei Kritikalitätsrechnungen mit PARCS durchgeführt. Für jede dieser Berechnungen wird die Natriumdichte auf 842 kg/m^3 und die Brennstofftemperatur sukzessive auf 1.200 K, 1.500 K und 1.800 K festgelegt. Abb. 5.7 stellt die Ergebnisse dar. Wie erwartet, ist der Dopplereffekt negativ.

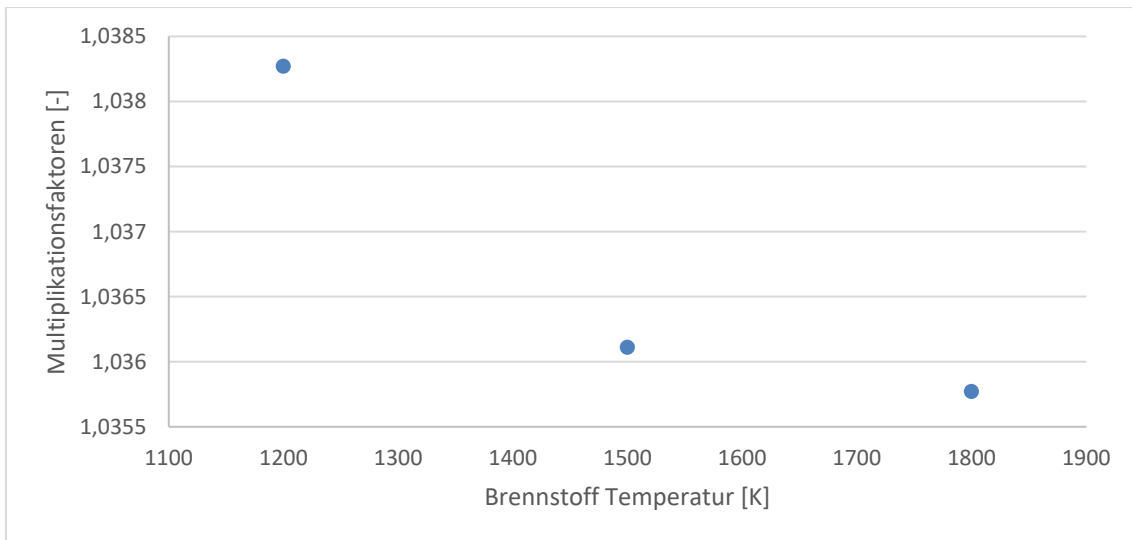


Abb. 5.7 In drei PARCS-Simulationen ermittelte Multiplikationsfaktoren zur Bewertung des Dopplereffekts

5.2.1.4.5 Bewertung des Void-Effekts

Zur Bewertung des Void-Effekts wurden vier Kritikalitätsberechnungen mit PARCS durchgeführt. Für jede dieser Berechnungen wird die Brennstofftemperatur auf 1.500 K gesetzt und die Natriumdichte variiert mit 738 kg/m^3 (927 °C/1.200 K), 807 kg/m^3 (627 °C/900 K), 842 kg/m^3 (475 °C) und 877 kg/m^3 (327 °C/600 K).

Die Abb. 5.8 stellt die Ergebnisse dar. Der Void-Effekt scheint negativ zu sein, wenn er auf Kernebene berechnet wird. Es ist jedoch bekannt, dass der Void-Effekt an einer bestimmten Stelle im Kern lokal positiv sein kann, während er auf Kernebene negativ ist, siehe /BOU 22/. Weitere Untersuchungen sind daher in Zukunft erforderlich.

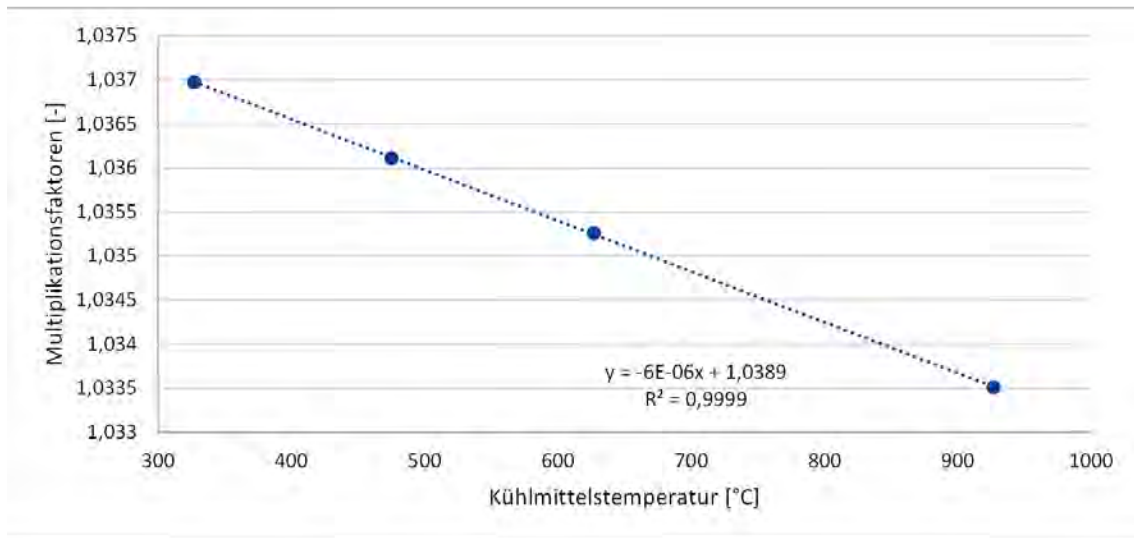


Abb. 5.8 In vier PARCS-Simulationen ermittelte Multiplikationsfaktoren zur Bewertung des Void-Effekts

5.2.1.4.6 PARCS-Rechnungen Schlussfolgerung

Die mit PARCS erzielten Ergebnisse stimmen gut mit den Serpent-Ergebnissen überein. Dies bedeutet, dass das Modell in PARCS für weiterführende transiente Berechnungen mit gekoppelten ATHLET-Simulationen verwendet werden kann.

5.2.1.5 Transientenrechnungen mit ATHLET-PARCS

5.2.1.5.1 ATHLET-Modell des BN-800-Reaktors

Das thermohydraulische Modell des BN-800-Reaktors basiert auf dem IAEO-Dokument /IAE 13/. Einige Abmessungen des Reaktors mussten durch grafisches Ablesen eines Querschnitts des BN-800-Hauptkreislaufs, der in /IAE 13/ dargestellt ist, abgeschätzt werden (siehe Abb. 5.9). Andere Abmessungen sind früheren Arbeiten zu dem in etwa vergleichbaren ASTRID-Reaktor entnommen, die in der GRS verfügbar sind /VAR 12/.

Das Kernmodell besteht aus einem hydraulischen Parallelkanal pro Brennelement und radialem Brutmantelelement (insgesamt 648 Kanäle), einem Kanal für alle axialen Abschirmungselemente, einem Kanal für alle Steuerstäbe der Bänke 1 und 2, einem für alle Steuerstäbe der Bank 3 und einem für alle Steuerstäbe der Bank 4 (siehe Abb. 5.10). Aus Gründen der Übersichtlichkeit sind in Abb. 5.10 nur vier Kernkanäle dargestellt. Alle

Kernkanäle sind unten mit dem sog. Diagrid verbunden, das den Abstand der Brennelemente aufrechterhält. Wenn sich das Diagrid aufgrund der höheren Temperatur des Kerneintrittsmassenstroms radial ausdehnt, vergrößert sich der Brennelementabstand. Dies wird als radialer thermischer Ausdehnungseffekt bezeichnet. Dieser Effekt wurde in der vorliegenden Arbeit nicht betrachtet und soll in Zukunft im Hinblick auf transiente Prozesse näher untersucht werden.

Alle Kernkanäle sind unten mit dem Kernausgang („Core-Out-Kammer“) verbunden. Das erhitzte Natrium-Kühlmittel fließt von der Core-Out-Kammer zum Hot Pool (unterteilt in Hot Pool 1-1 und Hot Pool 1-2). Es gibt insgesamt drei Hot Pools, von denen nur einer modelliert und mit drei multipliziert wird (FPARO = 3). Am oberen Ende des Hot Pools befindet sich ein Gasplenum, das Stickstoffgas enthält.

Das Natrium-Kühlmittel zirkuliert in drei verschiedenen Kreisläufen, die einen primären Wärmetauscher, einen kalten Pool (cold pool) und eine primäre Hauptpumpe enthalten. Nur ein Kreislauf von dreien wird vollständig modelliert und dann mit drei multipliziert (FPARO = 3), um den nominalen Massendurchsatz im Kern zu erreichen. Die Haupt-Primärpumpe ist mit der Vorkammer (Pre-Chamber) verbunden, in der sich der Natriummassenstrom aus den drei Kreisläufen vermischt. Der Sekundärkreislauf wird als offener Natriumkreislauf modelliert. Die Kernleistung wird von PARCS mit dem vorherigen Modell berechnet.

Aufgrund des Mangels an genaueren Informationen mussten einige Parameter angepasst werden. Insgesamt stehen sie in guter Übereinstimmung mit den Angaben in /IAE 13/ (s. Tab. 5.6 und Tab. 5.7).

Tab. 5.6 Berechnete und eingestellte Parameter aus dem Primärkreislauf

Parameter	Ermittelte Werte im stationären Zustand	Werte aus /IAE 13/
Kerneintrittskühlmitteltemperatur	346 °C (berechnet)	354 °C
Kernaustrittskühlmitteltemperatur	530 °C (berechnet)	547 °C
Stickstoffdruck	3,24 bar (berechnet)	1,54 bar
Massendurchsatz des Kühlmittels	8.953,58 kg/s (Wert zur Begrenzung der Austrittstemperatur auf 550 °C in jedem Brennelement eingestellt)	8.600 kg/s
Förderhöhe der Pumpe	10 bar (angepasst)	8,2 bar

Tab. 5.7 Berechnete und eingestellte Parameter aus dem Sekundärkreislauf

Parameter	Ermittelte Werte im stationären Zustand	Werte aus /IAE 13/
Wärmetauscher Eintritt	309 °C (Randbedingung)	309 °C
Wärmetauscher Austritt	505 °C (berechnet)	505 °C
Massendurchsatz	8418,0 kg/s (angepasst)	8,340 kg/s

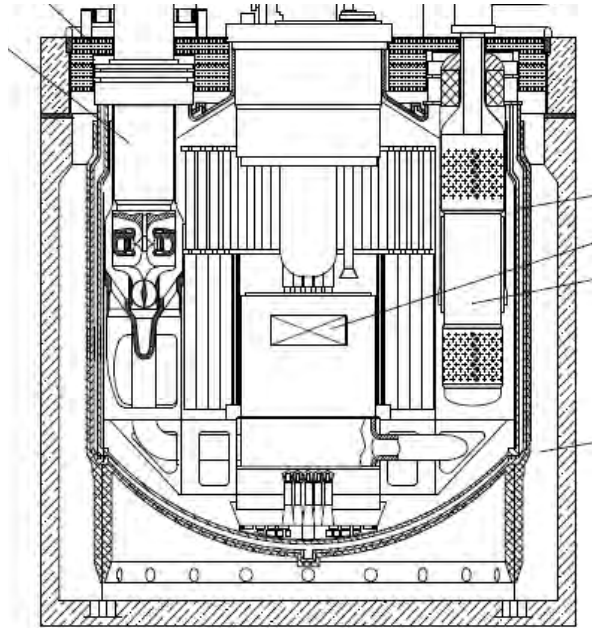


Abb. 5.9 Querschnitt durch den Primärkreislauf des BN-800-Reaktors aus IAE 13/

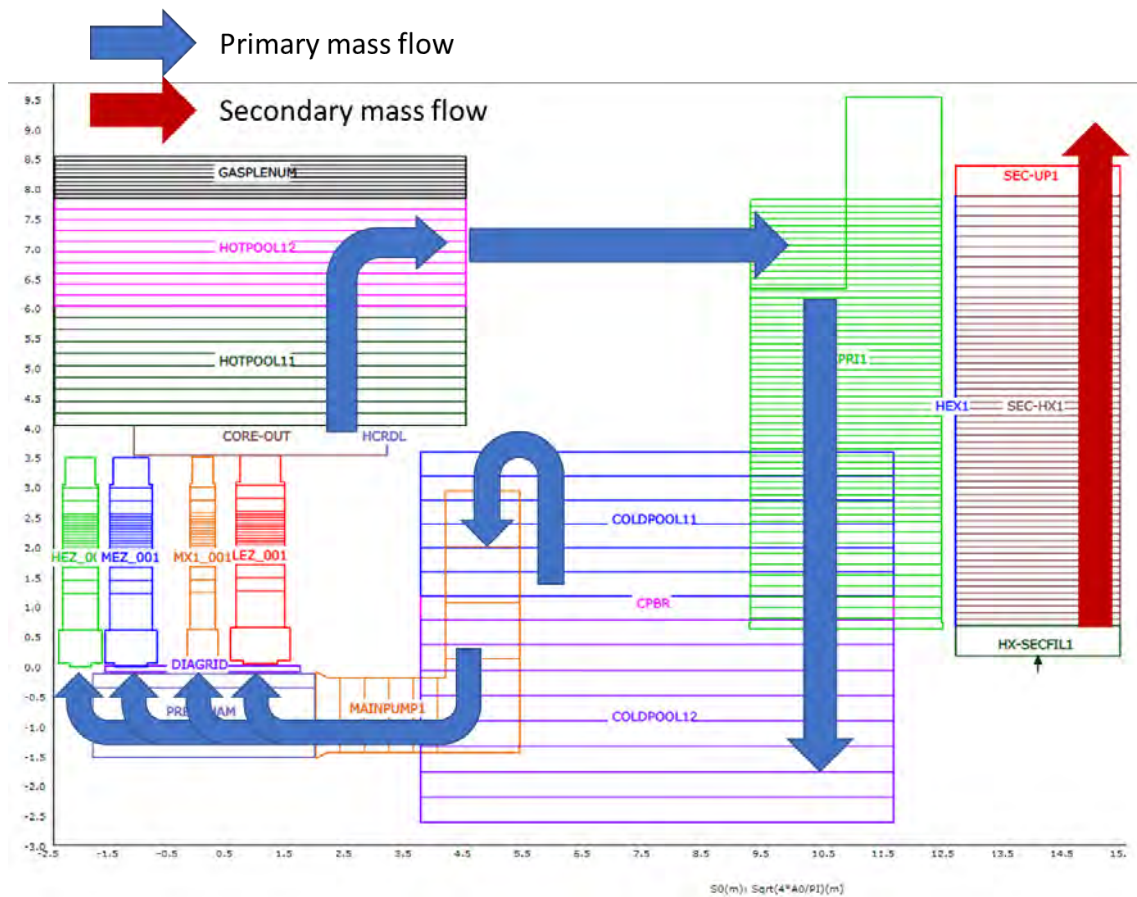


Abb. 5.10 ATHLET-Modell des BN-800-Reaktors

5.2.1.5.2 Ungeschützter Anstieg der Kerneintrittskühlmitteltemperatur

Der Auslöser der Transiente ist ein Anstieg der Wärmetauscher-Eintrittstemperatur um 100 °C, d.h. von 309 °C auf 409 °C auf der Sekundärseite innerhalb von 5 s (s. Abb. 5.11). Damit ATHLET alle Parameter vor dem eigentlichen Beginn der Transiente numerisch stabilisieren kann, wird die Transiente bei 300 s ausgelöst.

Der Notabschaltemechanismus (SCRAM) wird ausdrücklich nicht berücksichtigt bzw. ausgelöst (auch wenn dies in der Anlage ausgelöst werden würde), um die Auswirkungen auf das Verhalten des Reaktors zu untersuchen.

Der Anstieg der Wärmetauscher-Eintrittsmassenstromtemperatur löst mit einigen Sekunden Verzögerung einen Anstieg der Kern-Eintrittsmassenstromtemperatur von 345,8 °C auf 432,7 °C (Anstieg um 86,9 °C) aus (siehe Abb. 5.11). Dies hat zur Folge, dass der Wärmeübergang von den Brennstäben zum Kühlmittel beeinträchtigt wird. Als unmittelbare Folge steigt die Temperatur der Brennstäbe an und erreicht bei 311 s ein Maximum (siehe Abb. 5.13). Da sowohl der Dopplereffekt als auch der Void-Effekt negativ sind, beginnt die Kernleistung zu sinken und stabilisiert sich bei 64 % der Nennleistung (siehe Abb. 5.12). Die Brennstofftemperatur nimmt ebenfalls zu.

Abb. 5.14 und Abb. 5.15 zeigen die normierte radiale Kernleistung in den Brennelementen und die Brennstofftemperatur in der Kernmittelebene, wo die Brennstofftemperatur am höchsten ist, bei 311,6 s. Da die Steuerstäbe der Bänke 1 und 2 teilweise eingefahren sind, wird die Leistung vom mittleren Kern (LEZ-Zone) zum MEZ-Ring und dann abnehmend in den HEZ-Ring geschoben. Der heißeste Kanal befindet sich daher in den MEZ-Ringen: die maximale Brennstofftemperatur in der Mittellinie beträgt 2.549 °C bei 311 s.

Die Rückwirkung des Reaktors und das Verhalten des gesamten Systems funktionieren wie erwartet. Der Verlauf der Temperaturen der verschiedenen Materialien sind plausibel. Das bedeutet, dass das Modell des BN-800 plausibel ist und für weitere transiente Analysen verwendet werden kann.

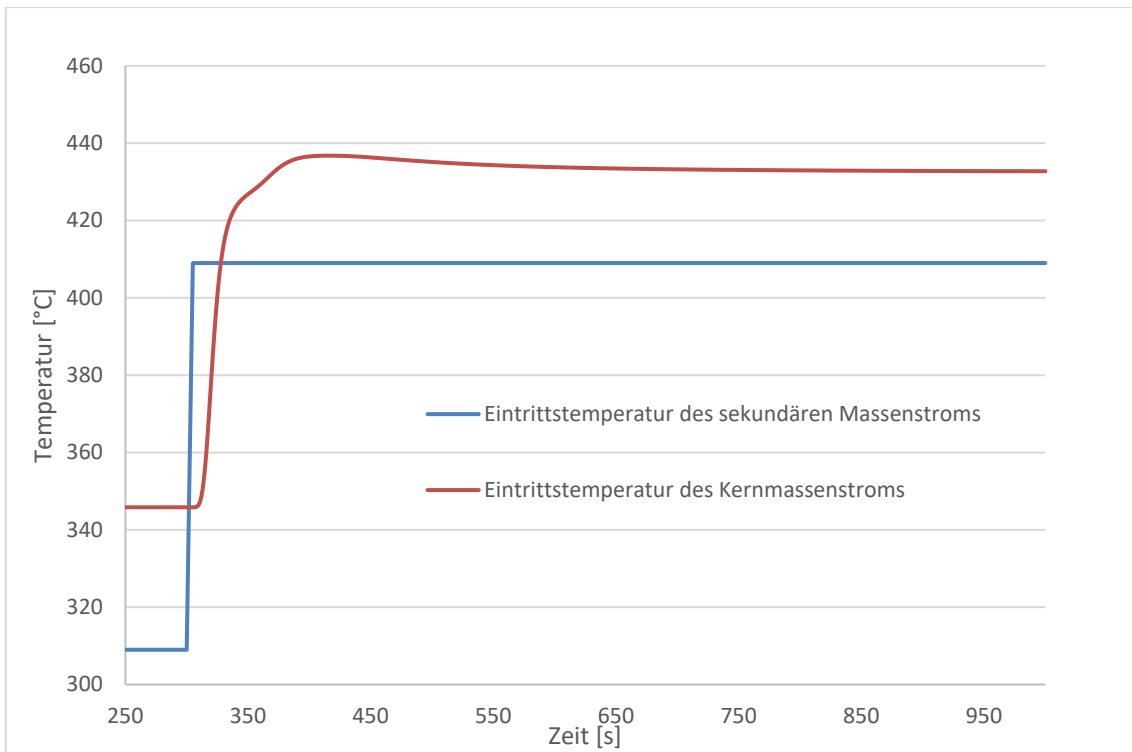


Abb. 5.11 Eintrittstemperatur des sekundären Massenstroms und Eintrittstemperatur des Kernmassenstroms

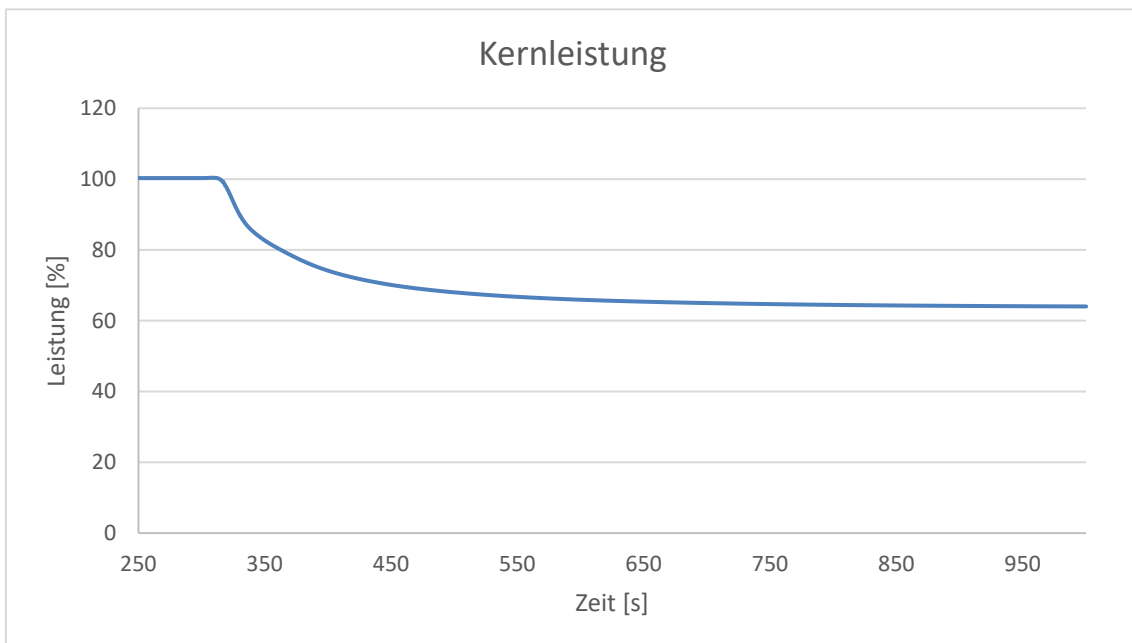


Abb. 5.12 Kernleistung in Prozent der Nennleistung

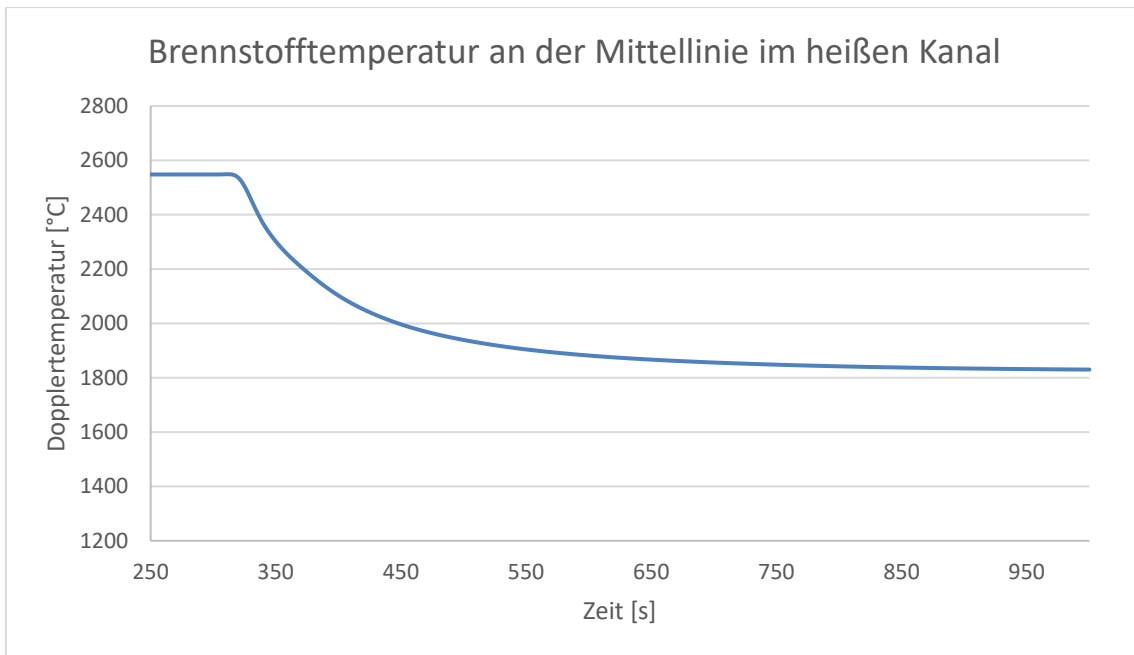


Abb. 5.13 Brennstofftemperatur an der Mittellinie im heißen Kanal

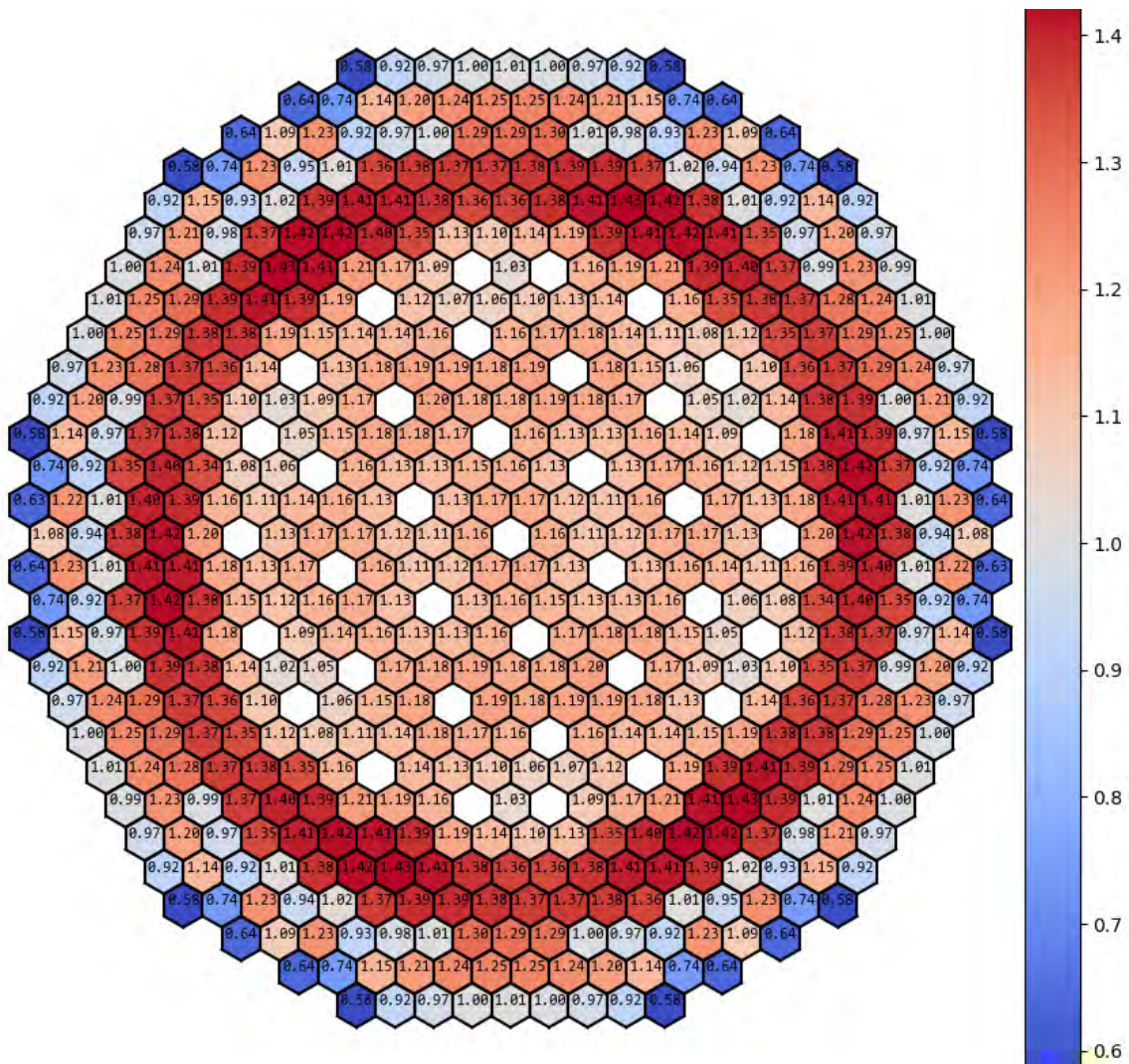


Abb. 5.14 Normalisierte radiale Leistungsverteilung bei 311 s

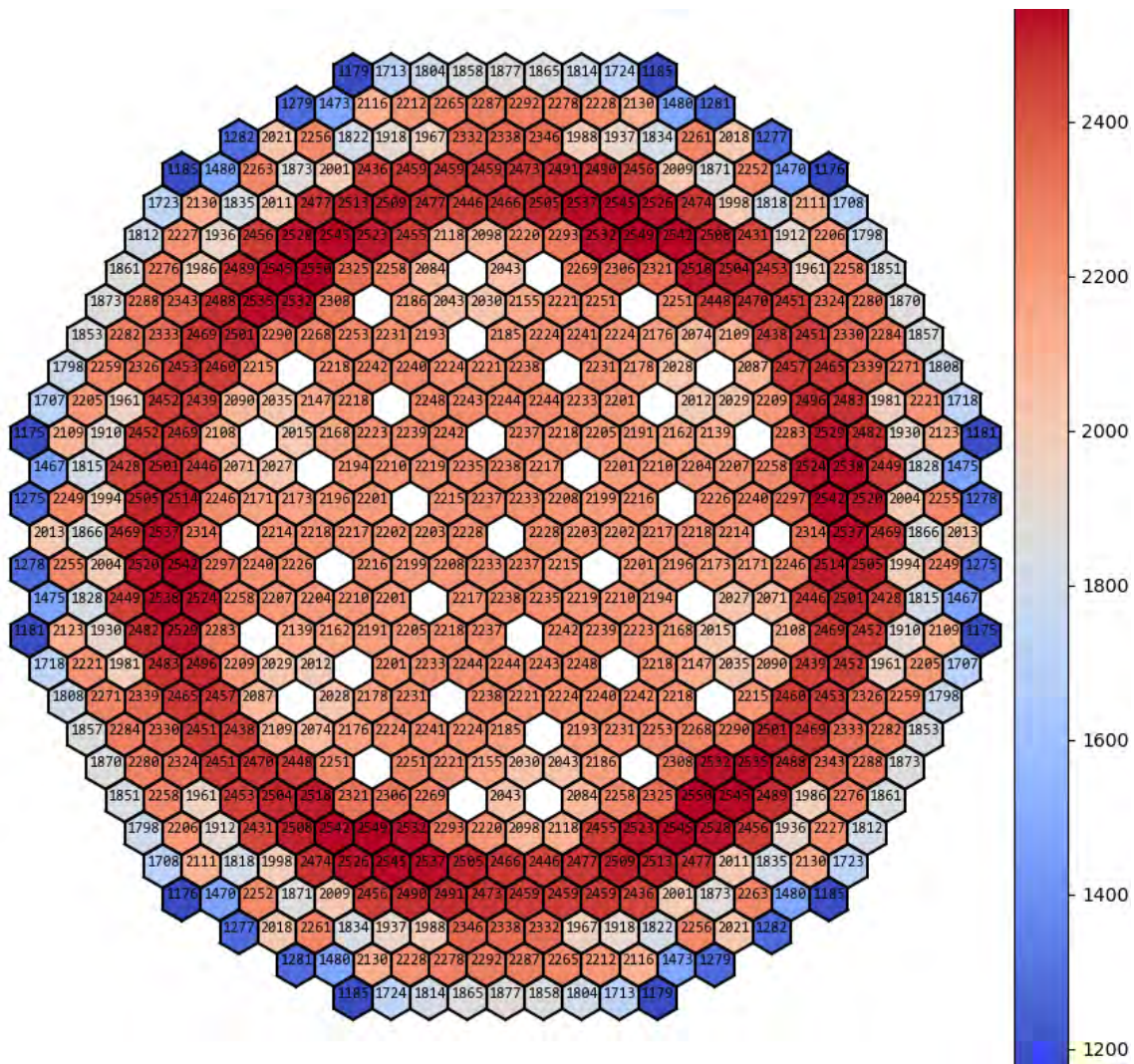


Abb. 5.15 Brennstofftemperatur in der Mittellinie bei 311 s in der Mittelebene des Kerns

5.2.1.6 Zusammenfassung

Ein Modell des BN-800 wurde mit den GRS-Simulationswerkzeugen auf der Grundlage von öffentlich zugänglichen Dokumenten und Experteneinschätzung erstellt. Es wurde gewählt, um die erste Kernbeladung des BN-800 zu modellieren, den sog. Hybridkern, der zu einem Großteil angereicherte Uranoxid-Brennelemente sowie einige MOX-Brennelemente enthält.

Kritikalitätsrechnungen mit dem Monte-Carlo-Programm Serpent wurden durchgeführt. Das Modell des BN-800-Kerns, das für den Diffusionscode PARCS erstellt wurde, lieferte Ergebnisse, die gut mit den mit Serpent erzielten Ergebnissen übereinstimmen. Weiterhin wurde ein thermohydraulisches Modell des Primär- und Sekundärkreislaufs in

ATHLET erstellt. Eine gekoppelte ATHLET-PARCS-Berechnung wurde für eine Transiente durchgeführt, bei der die Temperatur des Eintrittsmassenstroms auf der Sekundärseite erhöht wird. Die erzielten Ergebnisse erscheinen plausibel, was bedeutet, dass das Modell des BN-800 plausibel ist und für weitere transiente Analysen eingesetzt werden kann.

5.2.2 Arbeitsgruppe zur Analyse der Reaktorphysik (RPWG) und Benchmark-Rechnungen für WWER-1000 im WWER-Forum

Das Ziel dieses Arbeitspakets ist die Überprüfung und Weiterentwicklung der Methoden zur thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Berechnung von WWER-Reaktoren. Um dies zu erreichen, bestand das ursprüngliche Ziel darin, die Phasen 1, 2 und 3 des RPWG-Benchmarks abzuschließen. Die erste Phase des Benchmarks wurde abgeschlossen und die entsprechenden Ergebnisse wurden den Organisatoren des Benchmarks übermittelt.

Infolge des russischen Angriffskriegs auf die Ukraine seit Februar 2022 konnte die GRS diese Aktivitäten nicht wie geplant weiterführen. Alternativ wurde die Simulation einer hypothetischen Reaktivitätstransiente auf Basis eines WWER-1000-Kerns gewählt. Diese Reaktivitätstransiente wurde ebenfalls von Framatome Deutschland und vom Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR) analysiert /BIL 23/. Mit dieser Ersatzaktivität können die gleichen Ziele wie in Phase 2 und 3 des ursprünglichen RPWG-Benchmarks erreicht werden.

Die Arbeitsgruppe für die Analyse der Reaktorphysik (*Working Group on Reactor Physics Analysis*, RPWG) wurde 2014 von den Mitgliedsländern des WWER-Regulierungsforums eingerichtet. Die Hauptaktivitäten der Gruppe sind:

- Austausch von Informationen über Codesysteme, die für die Sicherheitsanalyse von KKW vom Typ WWER verwendet werden, um Informationen über die jüngsten Entwicklungen bei den Berechnungsmethoden der Reaktorphysik zu erhalten;
- Austausch von Informationen zu Methoden zur Erzeugung von Querschnittsbibliotheken unter Verwendung von Gitterabbrandcodes für Kernberechnungen und zur Unsicherheitsanalyse;

- Erfahrungsaustausch der Mitgliedsländer mit Verifikation und Validierung (V & V) für gekoppelte Neutronik- und Thermohydraulikcodes für WWER-Reaktoren;
- Austausch von regulatorischen Erfahrungen bei der Überprüfung des Sicherheitsanalyseberichts, um die Vereinheitlichung der regulatorischen Praktiken zu fördern;
- Neue Benchmark-Übung für V & V von neutronisch/thermohydraulisch gekoppelten Codes, die von den Aufsichtsbehörden zur unabhängigen Überprüfung der WWER-1000-Sicherheitsanalyse verwendet werden.

In diesem Rahmen wurde ein neuer Benchmark /KAV 19/ mit dem Titel „*Computational Benchmark on Coupled Neutronics and Thermal Hydraulics Modeling of VVER-1000 Reactors*“ vorgeschlagen. Es wurde vorgeschlagen, die vollständige Übung in den folgenden fünf Phasen abzuschließen:

1. Analyse der Gitter- und Kernphysik
2. Nullleistungskinetik
3. Kinetik der gekoppelten Kernthermohydraulik
4. Anlagendynamik (mit Punktkinetikmodell)
5. Gekoppelte Anlagendynamik mit räumlich aufgelöster Kerndynamik

5.3 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. 5.16 dargestellt.

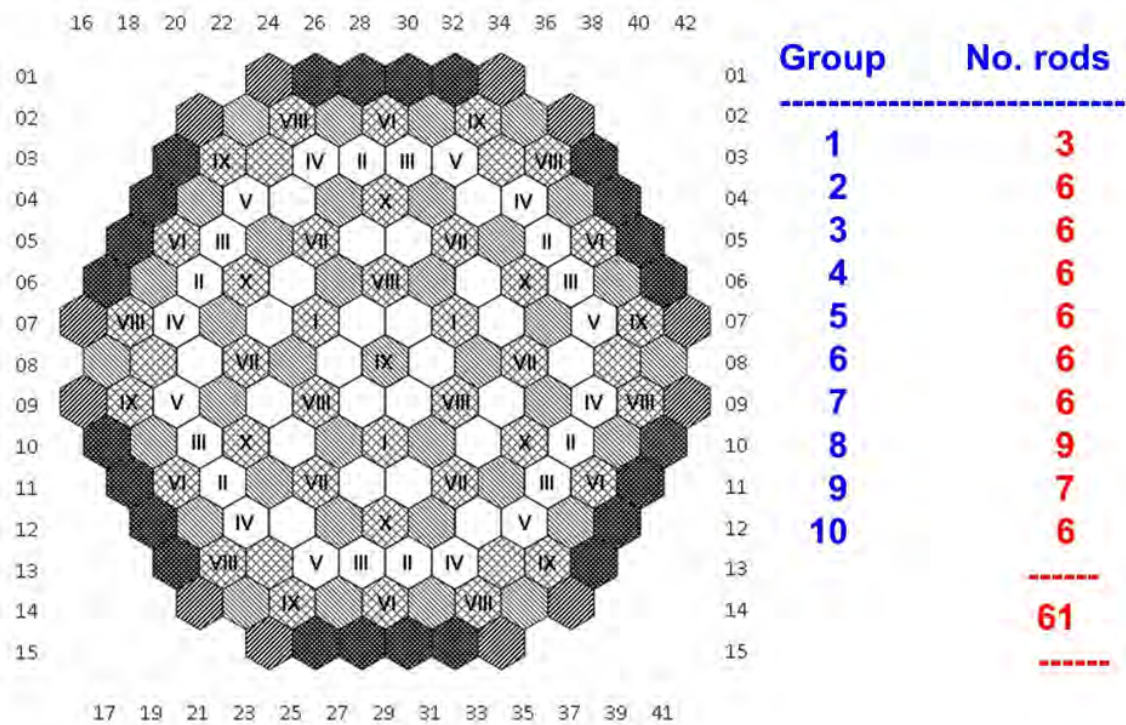


Abb. 5.16 Schematische Darstellung des WWER-1000-Benchmark-Kerns mit Positionen der Steuerstabgruppen

Der Kern besteht aus fünf Brennelementtypen, deren Zusammensetzungen in Tab. 5.8 gegeben werden. Sie bestehen jeweils aus 312 Brennstäben. Die letzten drei Typen verwenden UO_2 -Brennstoff, gemischt mit dem abbrennbaren Neutronenabsorber Gd_2O_3 (*Integral Fuel Burnable Absorber Rods*, IFBA-Stäbe), um die Überschussreaktivität des Kerns zu Beginn des Zyklus (*Begin of Cycle*, BOC) zu reduzieren.

Tab. 5.8 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)

Die detaillierten Layouts der Brennelemente sowie eine detaillierte Beschreibung des Kerns in Bezug auf Geometrie und Materialzusammensetzung finden sich in der Benchmark-Spezifikation /KAV 19/.

Die erste Phase des Benchmarks dient der Eignungsprüfung der für WWER-1000-Kernberechnungen verwendeten Codes und ist in zwei Teile unterteilt. Im ersten Teil werden Gitterberechnungen der Brennelemente durchgeführt, um die Eignung der verwendeten Gittercodes zu überprüfen. Im zweiten Teil folgen Ganzkernrechnungen, um die verwendeten Reaktordynamikcodes für Ganzkernberechnungen bewerten zu können.

5.4 Codes und Methoden

Die im RPWG-Benchmark vorgeschlagenen Übungen wurden mit dem GRS-Kernsimulator KMACS /ZIL 18/ durchgeführt.

Der Kern des Reaktors setzt sich aus fünf verschiedenen Brennelementtypen zusammen. Der erste Schritt in der KMACS-Berechnungskette ist die Modellierung jedes Brennelements (BE) auf der Gitterebene. Die Abmessungen und Materialzusammensetzungen sind in den Benchmark-Spezifikationen zu finden. Sobald das Modell aufgebaut ist, wird KMACS verwendet, um die Eingabedateien für die Backend-Codes, in diesem Fall der Gittercode NEWT als Teil der TRITON-Berechnungssequenz aus dem SCALE-Programmpaket /REA 18/, zu erzeugen.

Alle Berechnungen wurden mit der Bibliothek v7.1-56 ENDF/B-VII.1 aus SCALE mit einer 56-Energiegruppenstruktur durchgeführt, die für Leichtwasserreaktoranalysen geeignet ist.

Zunächst wird mit TRITON/NEWT eine Abbrandrechnung, unter Berücksichtigung von 95 Nukliden für mehrere Abbrandpunkte bei heißem Betriebszustand mit Nennwerten für Brennstoff-, Hüllrohr- und Kühlmitteltemperatur ($T_{\text{fuel}} = 665 \text{ °C}$, $T_{\text{clad}} = 339 \text{ °C}$; $T_{\text{coolant}} = 309 \text{ °C}$), für eine Kühlmitteldichte von $\rho = 0,707 \text{ g/cm}^3$ bei 15,7 MPa und mit einer mittleren Borkonzentration von 600 ppm, durchgeführt. Für die Brennelementmodelle gelten reflektierende Randbedingungen. Abb. 5.17 (links) zeigt das SCALE-Modell eines der Brennelemente.

Dieser erste Schritt ermöglicht es, die Aufgaben des ersten Teils, nämlich der Gitterberechnungen, umzusetzen. Die entsprechenden Ergebnisse werden im Kap. 5.5.1 vorgestellt und diskutiert.

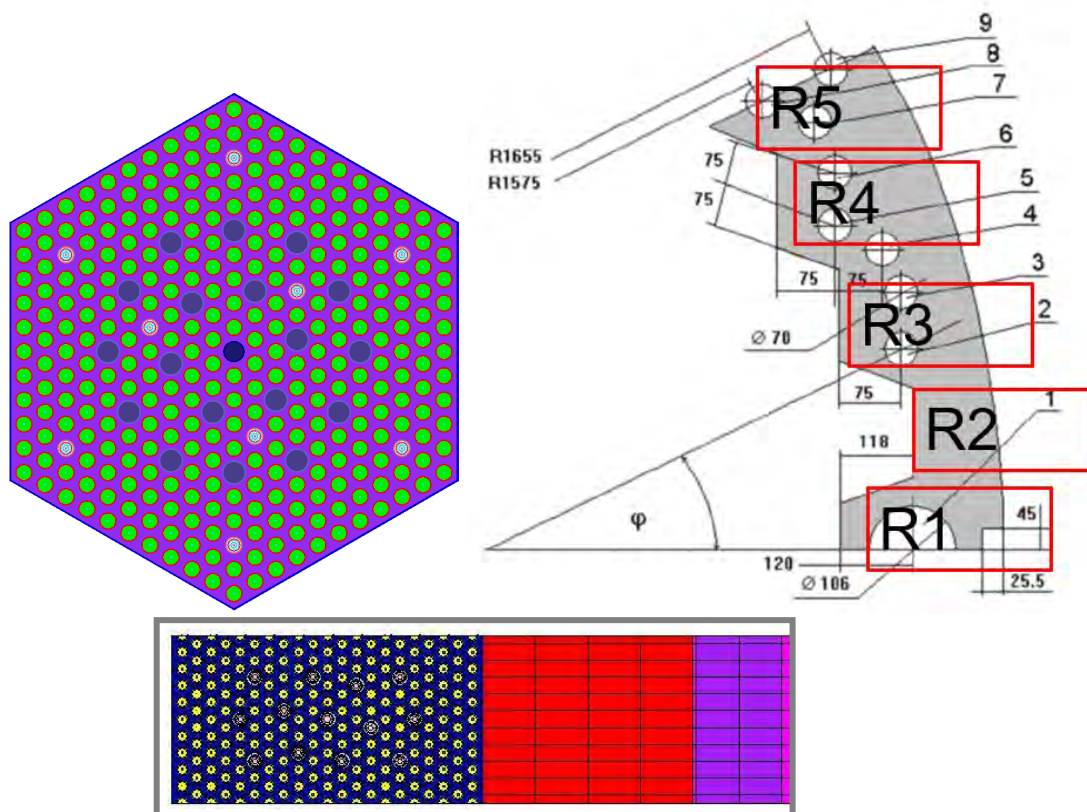


Abb. 5.17 SCALE-Modell eines Brennelementes (links) und des Radialreflektors (rechts)

Sobald das Nuklidinventar für jeden Abbrandpunkt bestimmt ist, werden mit NEWT Verzweigungsrechnungen an den jeweiligen Abbrandpunkten durchgeführt, um eine Wirkungsquerschnittsbibliothek zu erzeugen, die parametrisierte Zwei-Gruppen-Wirkungsquerschnitte als Funktion der Moderatorichte, der Brennstofftemperatur und der Borkonzentration enthält. Für die Modellierung von eingefahrenen Steuerstäben ist die Generierung von Wirkungsquerschnitten im kontrollierten Zustand erforderlich. Um diese Wirkungsquerschnitte zu erhalten, wird das gleiche Modell wie für den nicht-kontrollierten Zustand angewendet, wobei das Kühlmittel in den Führungsrohren durch das absorbierende Material ersetzt wird. Zusätzlich werden Wirkungsquerschnitte für axiale und radiale Reflektoren erzeugt. Zur Modellierung des Reflektors wurde ein sog. *slab*-Ansatz mit aufeinanderfolgenden Schichten aus Stahl und Moderator verwendet. Während für den axialen Reflektor in der Spezifikation eine genaue Beschreibung der Schicht gegeben wurde, war die Modellierung des radialen Reflektors offen für Interpretationen. Aufgrund der Symmetrie des Reflektors werden fünf verschiedene Zusammensetzungen berücksichtigt (Abb. 5.17, oben rechts). Die roten Rechtecke mit den Bezeichnungen

R1 – R5 stellen verschiedene Regionen des radialen Reflektors dar. In SCALE werden sie als eine Folge von Schichten modelliert (Abb. 5.17, unten rechts). Die Größe der Schichten wurde so gewählt, um das Verhältnis zwischen Stahl und Moderator so genau wie möglich zu halten (Tab. 5.9). Die Reflektor-Wirkungsquerschnitte wurden als Funktion der Moderatorichte und der Borkonzentration parametrisiert.

Insgesamt wurden 15 Wirkungsquerschnittsätze für das DYN3D-Modell erstellt: fünf nicht kontrollierte Brennelementtypen, drei kontrollierte Brennelementtypen mit Borkarbid als Neutronenabsorber, ein oberer, ein unterer und fünf radiale Reflektoren.

Tab. 5.9 Abmessungen der Materialschichten der verschiedenen Radialreflektormodelle

	Schichtweiten (cm)					
	Moderator	Stahl	Moderator	Stahl	Moderator	Stahl
R1	0,2	6,7	4,6	6,7	1	4,4
R2	0,2	8	1	14,4	x	x
R3	0,2	4	3,5	12,5	1	2,4
R4	0,2	4	3,5	15,9	x	x
R5	0,2	4	7	2	7	3,4

Nach Ermittlung der Wirkungsquerschnitte wird eine Ganzkernrechnung mit dem in der Benchmarkspezifikation beschriebenen Ladeplan mittels KMACS und dem Reaktordynamikcode DYN3D berechnet. Für jeden Zeitschritt wird mit DYN3D unter Verwendung des internen thermohydraulischen Modells von DYN3D eine Suche nach der kritischen Borkonzentration durchgeführt. Die Knotenleistungsverteilung wird dann verwendet, um den Abbrand in jedem Knoten des Kerns nach dem nächsten Zeitschritt mittels folgender Gleichung zu berechnen:

$$b_N(t + \Delta t) = b_N(t) + \frac{P_N}{m_N} \Delta t \quad (5.3)$$

wobei b_N der Abbrand innerhalb des Knotens N, t die Zeit, P_N die Leistung innerhalb des Knotens N und m_N die Masse des Schwermetalls innerhalb des Knotens N und Δt der Zeitschritt ist.

Mit diesem Schritt werden Ergebnisse für den zweiten Teil der Phase 1, nämlich für die Ganzkernberechnungen, bestimmt. Die Ergebnisse werden in Kap. 5.5.2 vorgestellt.

Da keine Ergebnisse von anderen Teilnehmern für Vergleiche verfügbar waren, wurde der *state-of-the-art* Monte-Carlo-Code SERPENT /LEP 15/ als Referenzlösung verwendet. Dafür wurde ein zweidimensionales Modell der Brennelemente 1, 3 und 4 für den gitterphysikalischen Teil und ein dreidimensionales Kernmodell für den kernphysikalischen Teil erstellt. Die Wirkungsquerschnittsbibliothek ENDF-B/VII.0 wurde benutzt.

Das folgende Kapitel gibt einen Überblick über die Ergebnisse.

5.5 PHASE 1 des Benchmarks

Die im vorangegangenen Kapitel beschriebene Methodik wird auf den Benchmark angewandt. Die im Kapitel über die Gitterphysik dargestellten Ergebnisse stammen aus der nominalen Abbrandrechnung. Die Wirkungsquerschnittsbibliothek wird anschließend verwendet, um die Ergebnisse des Abschnitts Kernphysik zu erhalten.

5.5.1 Analysen zur Gitterphysik

Die erste Aufgabe des Benchmarks bestand darin, die Vorhersagen des Gittercodes für integrale und lokale Neutronenparameter zu analysieren:

- Abbrand-abhängiger unendlicher Neutronenmultiplikationsfaktor k_{inf} (Abb. 5.18)
- Abbrand-abhängige durchschnittliche Isotopenzusammensetzung (nicht gezeigt)
- Abbrand-abhängige relative integrale Spaltungsratenverteilung (bei ausgewählten Abbrand-Schritten für BE-Typen: 1, 3, 4 (Abb. 5.19))

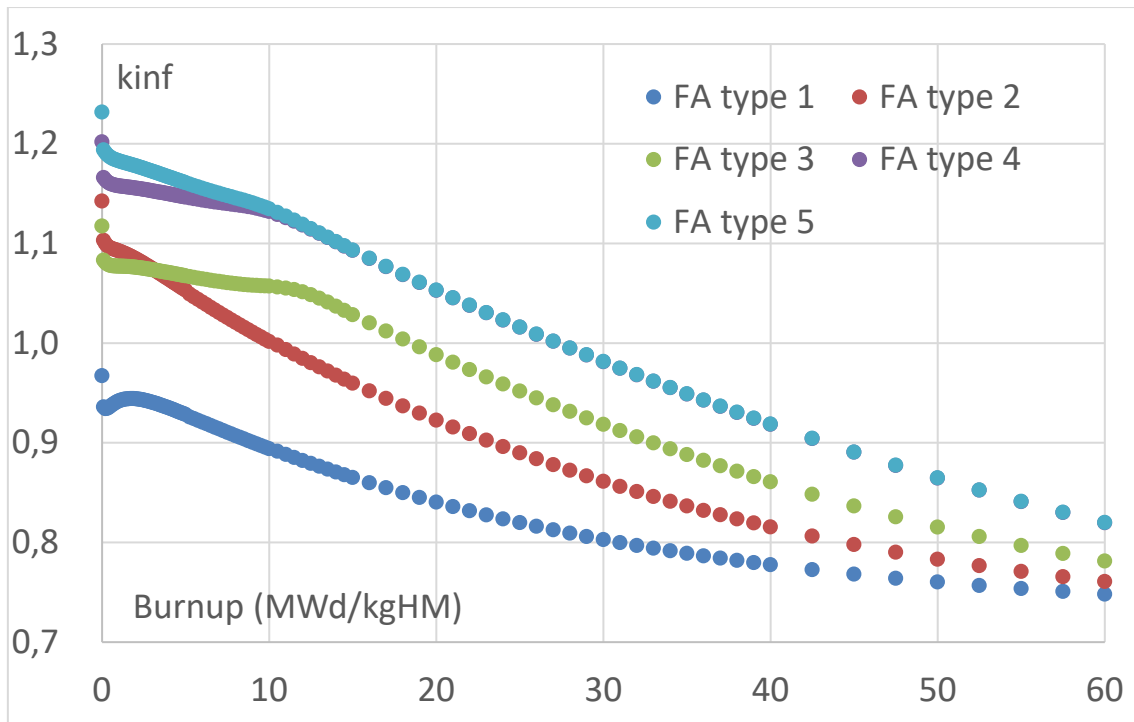


Abb. 5.18 Unendlicher Multiplikationsfaktor k_{inf} als Funktion von Abbrand in BE 3

Die Werte für k_{inf} zeigen das erwartete Verhalten. Die starke Abnahme zwischen den ersten beiden Werten liegt an der Absorptionswirkung des anfangs neu erzeugten Xenons ^{135}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 u. a. bewirkt, dass sich der Brennstoff langsamer verbraucht.

Der Vergleich mit SCALE/NEWT und SERPENT wird in Tab. 5.10 gezeigt.

Tab. 5.10 Vergleich der Multiplikationsfaktoren von SCALE und SERPENT

burnup (MWd/kgHM)		0	2	5	10	20	40	60
1-SCALE/SERPENT(pcm)	FA 1	342	409	419	448	408	291	601
	FA 3	433	450	414	388	379	291	135
	FA 4	429	398	387	377	370	298	162

Die vorliegenden Diskrepanzen sind jedoch mit ähnlichen, früheren Studien kompatibel /TER 08/.

Abb. 5.19 zeigt die integrale Spaltratenverteilung in BE 4 (Normalisierung auf die Anzahl der Brennstäbe) am Ende des Zyklus. Diese Abbildung dient nur zur Veranschaulichung.

Weitere Informationen über die Qualität des Ergebnisses sind in der folgenden Tabelle zusammengefasst (Tab. 5.11).

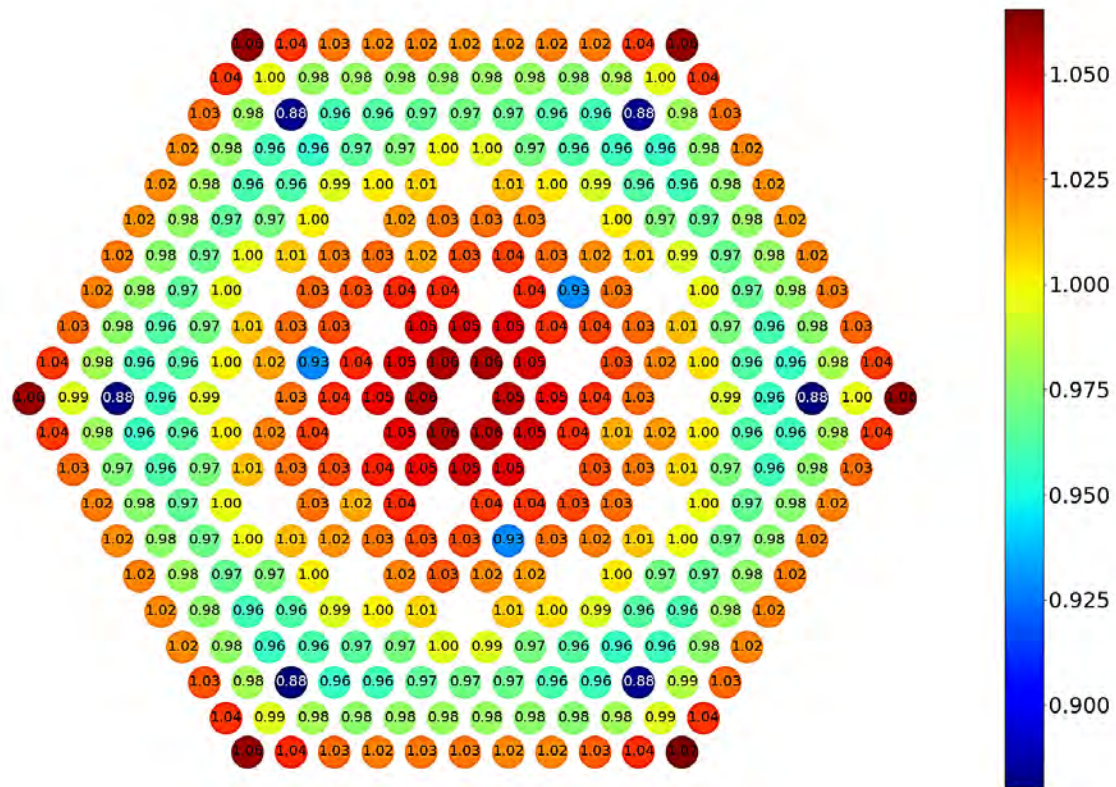


Abb. 5.19 EOC integrale Spaltratenverteilung in BE 4 (Normalisierung auf die Anzahl der Brennstäbe)

Die Tabelle listet die maximalen Abweichungen der integralen Spaltratenverteilung zwischen SERPENT und SCALE/NEWT auf. Die Ergebnisse werden für drei verschiedene BE bei verschiedenen Abbränden angegeben. Neben dem frischen Zustand des BE 4 ist eine sehr gute Übereinstimmung mit weniger als 2% Abweichung zu beobachten. Diese Unterschiede lassen sich durch den Unterschied zwischen den verwendeten numerischen Methoden, stochastisch versus deterministisch, erklären. Die frischen BE 4 weisen eine größere maximale Abweichung auf, sind aber mit weniger als 4% Abweichung noch zufriedenstellend zu beobachten.

Tab. 5.11 Vergleich der integralen Spalratenverteilung von SCALE/NEWT und SERPENT

Abbrand (MWd/kgHM)		0	2	5	10	20	40	60
Maximaler Unterschied	BE 1	0,71 %	0,73 %	0,63 %	0,59 %	0,76 %	0,74 %	0,90 %
	BE 3	1,95 %	1,33 %	1,38 %	0,89 %	0,90 %	0,91 %	0,89 %
	BE 4	3,81 %	1,65 %	1,39 %	1,00 %	1,03 %	1,15 %	0,83 %

5.5.2 Kernphysik

In der zweiten Benchmark-Aufgabe zum gesamten Kern waren folgende Parameter zu bestimmen:

- Kühlmitteltemperatur + Dopplerkoeffizient, Xenon-/Rhodium-Konzentrationen und Gesamtreaktivitätslast bei verschiedenen Leistungsstufen zu Zyklusbeginn (nicht gezeigt).
- Reaktivitätswerte für die Zustände Volllast-heiß (hot full power, HFP), Zyklusbeginn (begin of cycle, BOC) und Zyklusende (end of cycle, EOC) jeweils mit dem und ohne den effektivsten Steuerstab (nicht gezeigt).
- Integrales Gewicht (Reaktivität) der Steuerstäbe der Gruppen 8, 9 und 10 bei HFP und Zyklusbeginn (nicht gezeigt).
- Variation wichtiger physikalischer Kernparameter als Funktion des Abbrands – Effective Full Power Days (EFPD) bei HFP (Tab. 5.12).
- Durchschnittliche Abbrand-Verteilungen am Zyklusende (Abb. 5.20).
- Relative radiale Leistungsverteilung der Brennelemente bei Zyklusbeginn und Zyklusende (nicht gezeigt).
- Relative axiale Leistungsverteilung in verschiedenen Brennelementen im 1/6-Kernsegment (nicht gezeigt).

Tab. 5.12 Vereinfachter Ladeplan

EFPD	KernAbbrand (GWD/T)	Leistung (MW)	KernAbbrand (GWD/T)	Kernabbrand Relative Abweichung
0	0	3120	KMACS	
20	0,811	3120	0,829	-2,3 %
40	1,623	3120	1,659	-2,2 %
60	2,435	3120	2,488	-2,2 %
80	3,247	3120	3,318	-2,2 %
100	4,059	3120	4,147	-2,2 %
120	4,872	3120	4,976	-2,1 %
140	5,685	3120	5,806	-2,1 %
160	6,498	3120	6,635	-2,1 %
180	7,312	3120	7,465	-2,1 %
200	8,126	3120	8,294	-2,1 %
220	8,939	3120	9,123	-2,1 %
240	9,754	3120	9,953	-2,0 %
260	10,568	3120	10,782	-2,0 %
280	11,383	3120	11,612	-2,0 %
300	12,198	3120	12,441	-2,0 %
311	12,646	3120	12,897	-2,0 %

Die im vorherigen Kapitel erstellte Wirkungsquerschnittsbibliothek wurde verwendet, um den im Benchmark vorgeschlagenen Zyklus zu berechnen. Die erzielten Ergebnisse sind in Tab. 5.12 zusammengefasst.

Die Qualität der Zyklusberechnung wird bewertet durch den Vergleich des berechneten durchschnittlichen Abbrandwerts des Kerns mit der Angabe in der Benchmarkspezifikation. Eine zufriedenstellende Übereinstimmung wird mit einer maximalen Abweichung von weniger als 2,5% erzielt. Die durchschnittliche axiale Verteilung des radialen Abbrandes ist in Abb. 5.20 dargestellt.

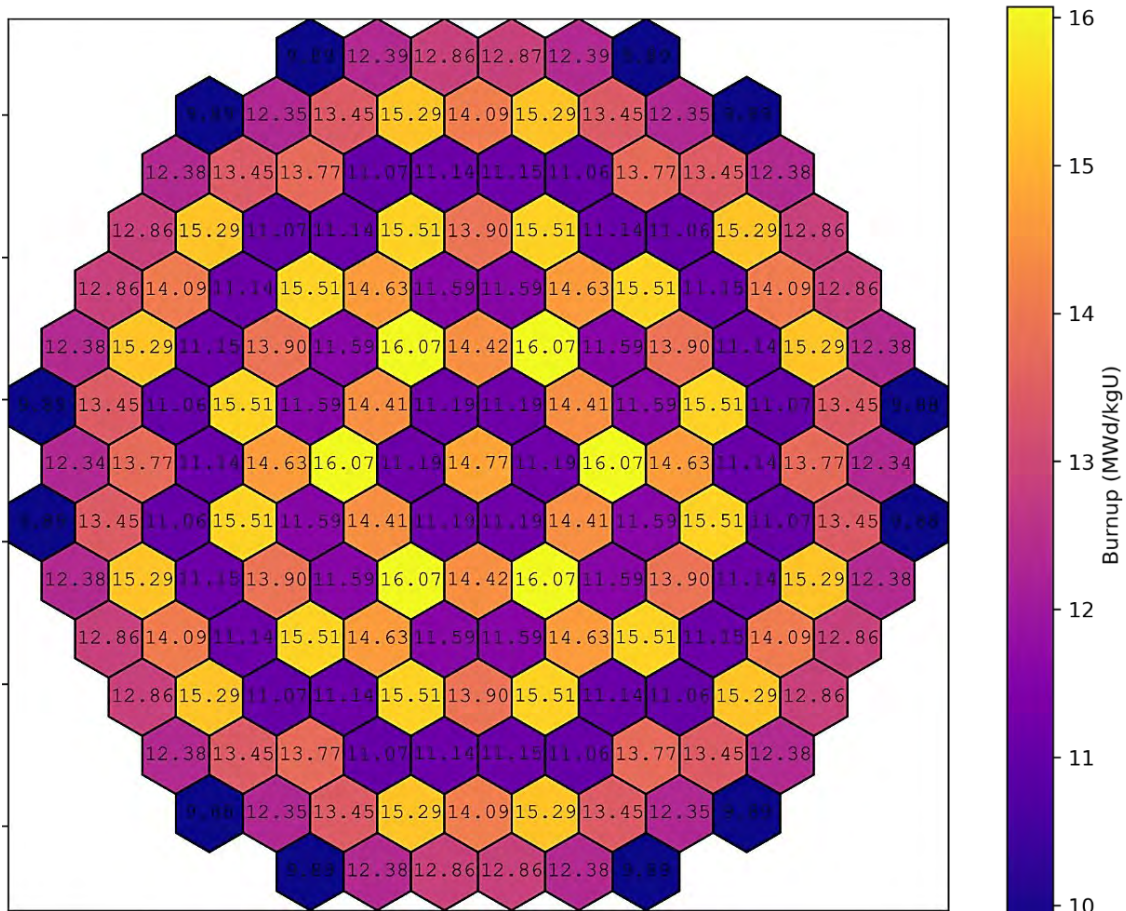


Abb. 5.20 Durchschnittliche Abbrandverteilung am Zyklusende

Da keine anderen Vergleichs-Ergebnisse verfügbar waren, wurde ein Referenzmodell mit Serpent erstellt. Dieses Modell entspricht dem Betriebszustand Volllast-heiß ($T_{\text{fuel}} = 665\text{ }^{\circ}\text{C}$, $T_{\text{clad}} = 339\text{ }^{\circ}\text{C}$; $T_{\text{coolant}} = 309\text{ }^{\circ}\text{C}$, Kühlmitteldichte $\rho = 0,707\text{ g/cm}^3$ bei 15,7 MPa) mit einer Borkonzentration von 900 ppm. Es wird eine gute Übereinstimmung erzielt, wie in der Abb. 5.21 zu sehen ist. Die maximale Diskrepanz bleibt kleiner als 4 %.

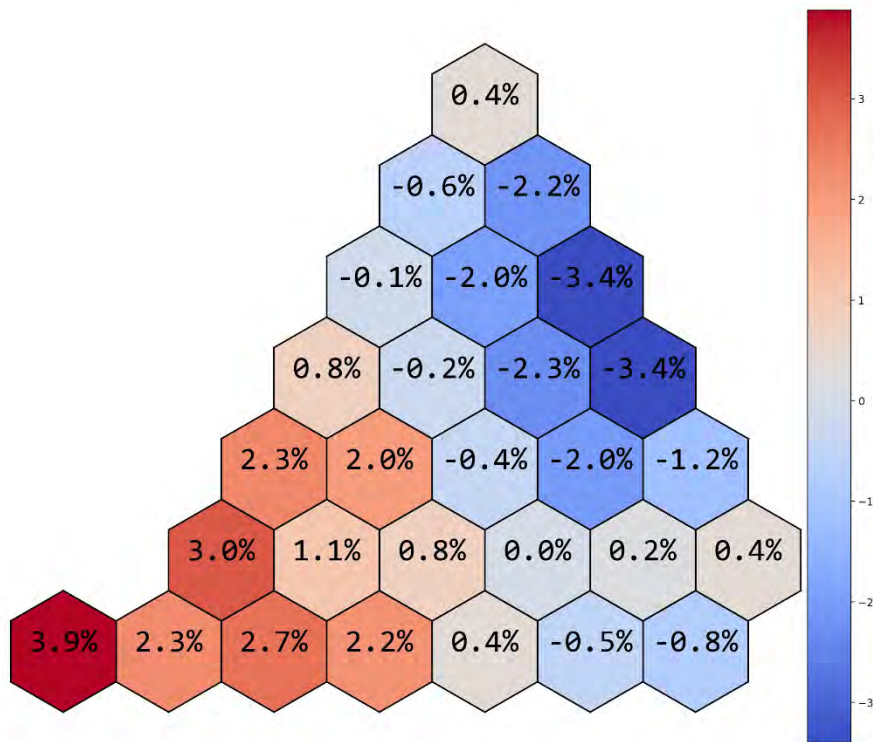


Abb. 5.21 Relativer Leistungsunterschied bei Zyklusbeginn (1-DYN3D/SERPENT)

5.6 Ersatztätigkeit für PHASE 2 und 3: Analyse einer Reaktivitätstransiente in einem WWER-1000-Kern

Mit dem Beginn des Angriffskriegs Russlands auf die Ukraine im Februar 2022 war eine Teilnahme seitens der GRS an den Phasen 2 und 3 des vom WWER-Forum vorgeschlagenen WWER-1000-Benchmarks nicht mehr möglich. Um dennoch eine Eignungsprüfung der in WWER-Sicherheitsanalysen eingesetzten Neutronenkinetik- und Thermohydraulikcodes zu ermöglichen, wurde als Ersatztätigkeit die Analyse einer hypothetischen Reaktivitätstransiente in einem WWER-1000-Kern mit verschiedenen Simulationscodes durchgeführt.

5.7 Analysiertes Szenario – Reaktivitätstransiente auf Basis des X2 WWER-1000 Benchmark

Das „X2 VVER-1000“ Benchmark /BIL 20/, /LÖT 10/ basiert auf Anlagendaten des ukrainischen Kernkraftwerks Chmelnyzkyj und umfasst eine detaillierte Beschreibung des Kerns, des Zustands Nulllast-kalt für den Beginn des ersten Betriebszyklus sowie Betriebsdaten der ersten vier Betriebszyklen und verschiedene Messdaten. Zweck

dieses Benchmarks ist es, die Datenbasis für die Verifikation und Validierung (V & V) von Simulationscodes für Analysen an WWER-1000-Reaktoren geeignet zu erweitern.

Auf Basis der Kernbeladung des ersten Betriebszyklus des X2-Benchmarks wurde im Rahmen dieses Arbeitspakets eine verzögert überkritische Reaktivitätstransiente simuliert /BIL 23/. Als Ausgangszustand für die Transiente wird unterstellt, dass sich der Kern am Zyklusanfang und im Volllastbetrieb mit 3.120 MW thermischer Reaktorleistung befindet. Abb. 5.22 zeigt die Anordnung der Steuerstabbänke im Kern. Die Steuerstabbank 10 ist vollständig eingefahren; alle anderen Steuerstabbänke sind vollständig ausgefahren.

Die Transiente beginnt mit einer Nulltransiente von 1 s Dauer. Während dieser Zeit wird dem System keine externe Störung zugeführt und es wird geprüft, ob sich das System stabil verhält, d. h. keinen Reaktivitätsänderungen unterliegt. In der Zeit 1,0 – 1,1 s wird der Steuerstab an der Position [21, 10] der eingefahrenen Bank 10 vollständig ausgeworfen. Nach 1,4 s erfolgt die Reaktorschnellabschaltung durch Einfahren aller Steuerstabbänke. Dabei wird unterstellt, dass dies mit minimaler Einfahrgeschwindigkeit passiert und 4 s dauert. Zusätzlich wird unterstellt, dass der Steuerstab an der Position [26, 9] der Bank 9 nicht einfährt. Für den Ausgangszustand der Transiente wurden Steuerstabwirksamkeiten und die kritische Brennstoffkonzentration ausgewertet. Über den Verlauf der Transiente wurden als zeitabhängige Größen die Reaktorleistung, Reaktivität, Reaktivitätsrückwirkungen, Brennstoffzentraltemperatur und der Abstand zum Filmsieden (*Departure from Nucleate Boiling*, DNB-Verhältnis) ausgewertet.

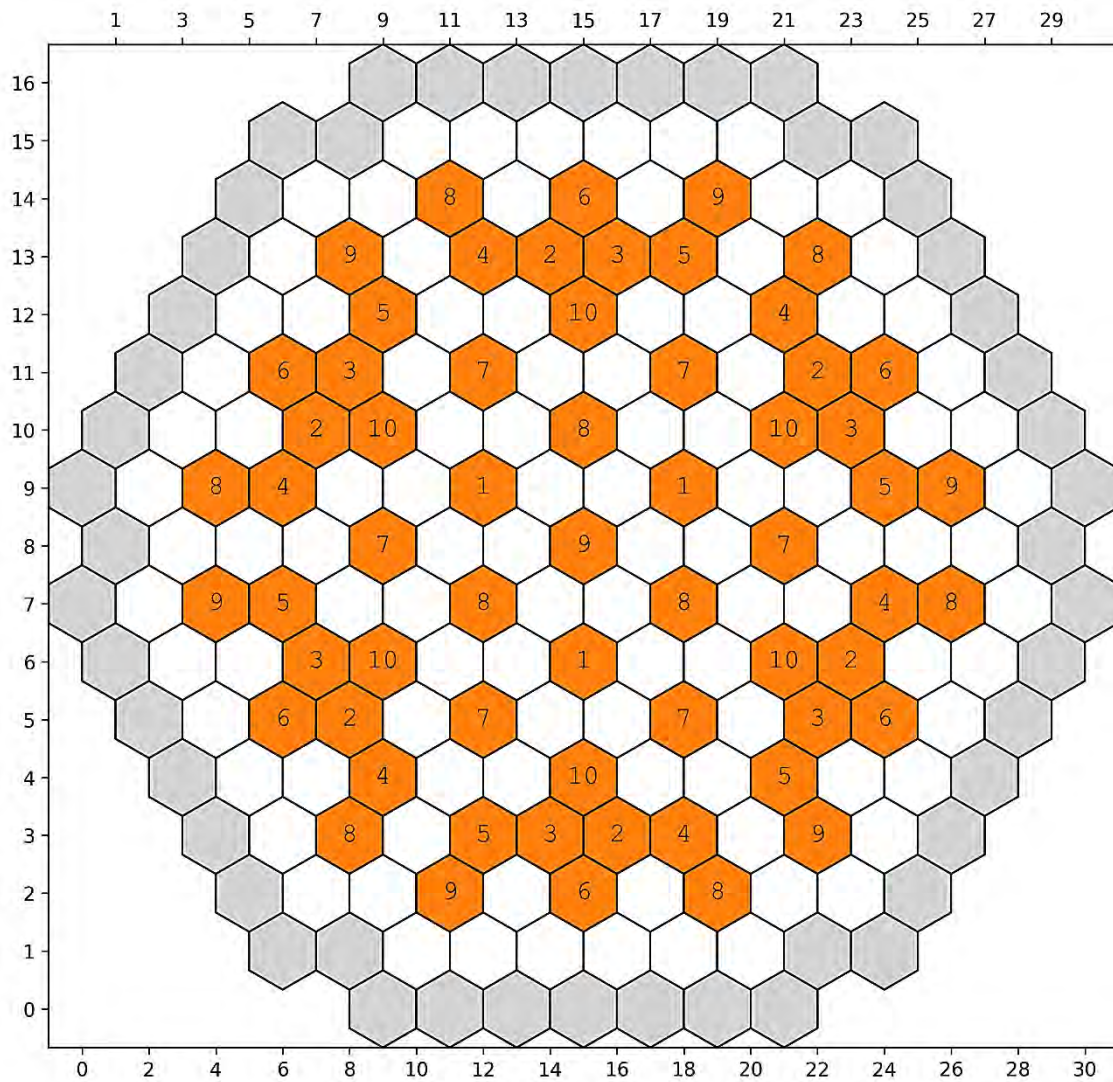


Abb. 5.22 Anordnung der Steuerstabbänke 1 – 10 (orange) der ersten Kernbeladung des X2-Benchmarks, weiß: Brennelemente, grau: radialer Reflektor

5.8 Methoden und Modelle

Für die Analyse der Transiente wurde die für reaktordynamische Berechnungen übliche Zwei-Schritt-Methodik angewendet. Der erste Schritt besteht aus der Berechnung von homogenisierten Zwei-Gruppen-Wirkungsquerschnitten (im Folgenden genannt „Wirkungsquerschnitte“) für jeden eingesetzten Brennelement- und Reflektortyp unter Anwendung eines Gittercodes. Die Berechnungen erfolgten zudem für verschiedene Brennstofftemperaturen, Moderatorichten und Borkonzentrationen, damit die erstellte Bibliothek von Wirkungsquerschnitten die während der Transiente eventuell auftretenden Brennstofftemperaturen, Moderatorichten und Borkonzentrationen abdeckt. Im zweiten Schritt erfolgte auf Basis der Wirkungsquerschnitte die Berechnung der Transiente mit einem gekoppelten Neutronenkinetik/Thermohydraulik-Codesystem.

Konkret wurde für den ersten Schritt, der Ermittlung der Wirkungsquerschnitte, der deterministische Gittercode NEWT des Programmsystems SCALE 6.2 /REA 18/ des Oak Ridge National Laboratory, USA, angewendet. Den NEWT-Rechnungen wurde die 56-Gruppen-ENDF/B-VII.1-Wirkungsquerschnittsbibliothek, die mit SCALE 6.2 ausgeliefert wird, zugrunde gelegt. Für die automatisierte Erstellung der NEWT-Eingabedatensätze, die Durchführung der NEWT-Rechnungen und das Auslesen der Wirkungsquerschnitte wurde zudem der GRS-Kernsimulator KMACS /ZIL 18/ eingesetzt. Dazu konnte auf Arbeiten aus dem vom BMUV geförderten Eigenforschungsvorhaben RS1564 /AUR 21/ aufgebaut werden, in dem bereits KMACS für Zyklusrechnungen von hexagonalen Reaktorsystemen erprobt wurde und zu diesem Zweck Brennelement- und Reflektortypen des X2-Benchmarks mittels KMACS in NEWT modelliert wurden. Für die Analyse dieser Transiente wurden für die fünf Brennelementtypen der ersten Kernbeladung die Wirkungsquerschnitte für folgende thermohydraulische Verzweigungsparameter ermittelt:

- Brennstofftemperatur [K]: 300; 900; 1.005; 1.800;
- Moderatorichte [g/cm^3]: 0,3; 0,35; 0,4; 0,45; 0,5; 0,55; 0,6; 0,65; 0,7; 0,71667; 0,75; 0,8; 0,85; 0,9; 0,95;
- Borkonzentration [ppm]: 0; 525; 1.049; 2.798.

Die Steuerstäbe sind aus zwei Absorbermaterialien aufgebaut. Die unteren 30 cm eines Steuerstabs bestehen aus Dysprosiumoxid-Titanoxid ($\text{Dy}_2\text{O}_3\text{TiO}_2$), die oberen 320 cm dagegen bestehen aus Borkarbid (B_4C). Deshalb wurden für jeden Brennelementtyp, der

durch einen Steuerstab kontrolliert werden kann, Wirkungsquerschnitte für dessen kontrollierten Zustand sowohl mit $\text{Dy}_2\text{O}_3\text{TiO}_2$ als auch mit B_4C ermittelt. Als Beispiel zeigt Abb. 5.23 für den Brennelementtyp 39AWU das Layout als schematische Darstellung mit den verschiedenen Stabtypen: orange = Brennstab mit UO_2 -Brennstoff mit 3,6 % U-235, blau = Brennstab mit UO_2 -Brennstoff mit 4,0 % U-235, grün = Brennstab mit UO_2 -Brennstoff mit 3,3 % U-235 und 5,0 % Gd_2O_3 , violett = Steuerstabführungsrohr, rot = Wasserstab /BIL 20/.

Für die Modellierung des radialen Reflektors wurden fünf Reflektortypen verwendet, um das entlang des Kernumfangs veränderliche Moderator-Stahl-Verhältnis zu erfassen. Für unterhalb sowie oberhalb des aktiven Kerns wurde jeweils ein axialer Reflektortyp verwendet. Für alle Reflektortypen wurden die Wirkungsquerschnitte ebenfalls für die zuvor aufgeführten Moderatorichten und Borkonzentrationen ermittelt.

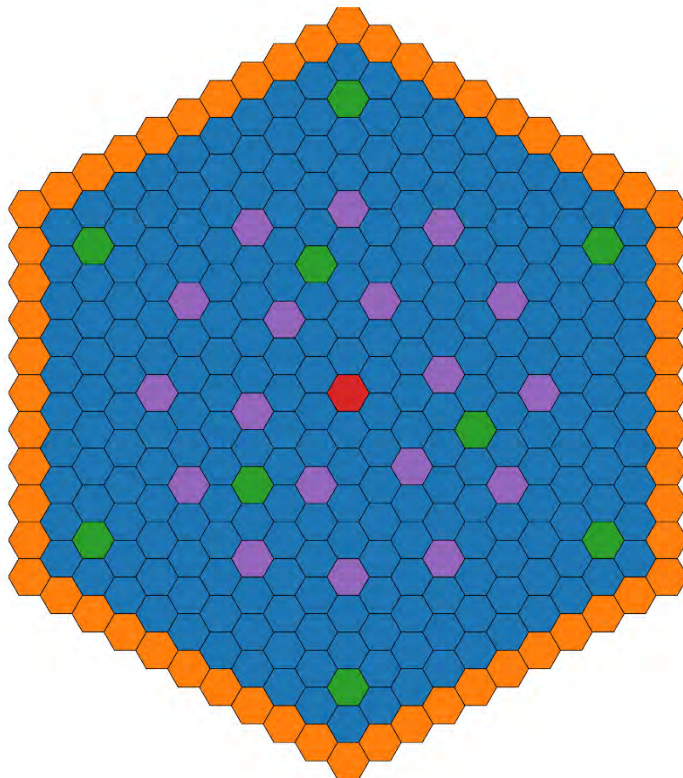


Abb. 5.23 Schematische Darstellung des Layouts des 39AWU-Brennelements des X2-Benchmarks

Für den zweiten Schritt, die Simulation der Reaktivitätstransiente mittels gekoppelter Neutronenkinetik/Thermohydraulik, wurden die folgenden Codesysteme eingesetzt:

- DYN3D mit internem Thermohydraulikmodul,
- DYN3D gekoppelt mit ATHLET als externes Thermohydraulikmodul,
- PARCS gekoppelt mit ATHLET als externes Thermohydraulikmodul.

Durch die Verwendung verschiedener Codesysteme bei Verwendung derselben Wirkungsquerschnittsdaten wurde ein Code-zu-Code-Vergleich ermöglicht, da für diese Transiente keine Referenzlösung für einen direkten Vergleich existiert. Der Reaktordynamikcode DYN3D /ROH 16/ wird am Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf entwickelt. Die Entwicklung des Ganzkern-Neutronenkinetikcodes PARCS /DOW 02/ erfolgt an der Universität von Michigan in den USA. Der Thermohydraulik-Systemcode ATHLET /AUS 22/ wird von der GRS entwickelt.

Das DYN3D-Neutronenkinetikmodell des X2-Kerns besteht in axialer Richtung aus 40 Schichten gleicher Höhe für den aktiven Kern. Für die axialen Reflektoren wurde jeweils eine Schicht unterhalb sowie oberhalb des aktiven Kerns modelliert. Der aktive Kern ist von einer Schicht radialer Reflektoren umgeben. Über ein spezielles Steuerstabmodell in DYN3D konnten zudem die Steuerstäbe mit den beiden Absorbermaterialien modelliert werden. Der Steuerstab, der ausgeworfen wird, sowie der Steuerstab, der nicht einfährt, wurden einzeln modelliert, damit sie unabhängig von ihrer Steuerstabbank verfahren werden können. In radialer Richtung wurden Diskontinuitätsfaktoren, sogenannte *Assembly Discontinuity Factors*, aus den NEWT-Rechnungen zur Verbesserung der Leistungsverteilung eingesetzt. Das PARCS-Modell ist ähnlich zu dem DYN3D-Modell aufgebaut. Hier wurden 41 axiale Schichten für den aktiven Kern verwendet, da aufgrund des verwendeten NEMTAB-Formats für die Wirkungsquerschnittsbibliothek der Übergang vom $Dy_2O_3TiO_2$ zum B_4C in den Steuerstäben explizit durch eine zusätzliche Schicht modelliert werden musste.

Im DYN3D-Thermohydraulikmodell sowie im ATHLET-Thermohydraulikmodell wurden für den aktiven Kernbereich jeweils 163 parallele Thermohydraulikkanäle modelliert, um jedem Brennelement des Neutronenkinetikmodells einen individuellen Thermohydraulikkanal zuzuordnen. Der Massenstrom durch den Reflektor wurde durch einen zusätzlichen Thermohydraulikkanal modelliert. Für eine bessere Vergleichbarkeit der Codes wurden für den Brennstoff und das Hüllrohr jeweils feste Werte für die Wärmeleitfähigkeit

und die spezifische Wärmekapazität spezifiziert, d. h. die in den Codes jeweils implementierten Korrelationen zur Ermittlung thermophysikalischer Eigenschaften des Brennstoffs und des Hüllrohrs wurden nicht verwendet. Außerdem wurde ein fester Wert für die Wärmeleitfähigkeit des Spalts zwischen Brennstoff und Hüllrohr vorgegeben. Als Randbedingungen wurden eine Kühlmiteleintrittstemperatur von 291,5 °C, ein Systemdruck von 15,76 MPa und ein Kühlmittelmassenstrom für den aktiven Kern von 16.030 kg/s gewählt.

Um mögliche Unsicherheiten in den resultierenden Stablleistungen und thermohydraulischen Bedingungen zu berücksichtigen, wurde zur Abschätzung konservativer Ergebnisse für das höchstbelastete Brennelement des Ausgangszustands zusätzlich eine Heißkanalanalyse durchgeführt. Dazu wurden zwei Gruppen mit jeweils drei Heißkanälen definiert. Für die Heißkanäle der einen Gruppe wurde eine niedrige Wärmeleitfähigkeit für den Spalt zwischen Brennstoff und Hüllrohr zur Simulation eines offenen Spalts definiert, um dadurch eine hohe Brennstofftemperatur zu provozieren. Die Heißkanäle der anderen Gruppe wurden dagegen mit einer hohen Wärmeleitfähigkeit für den Spalt zur Simulation eines geschlossenen Spalts ausgestattet, um damit ein niedriges DNB-Verhältnis zu provozieren. Pro Gruppe wurden drei Heißkanäle betrachtet. Dabei wurde jedem Heißkanal das 1,74-fache der mittleren Brennelementleistung und jeweils eines der in Abb. 5.24 gezeigten Leistungsprofile aufgeprägt /KUC 09/, um für den Zyklusanfang, die Zyklusmitte und das Zyklusende typische axiale Leistungsverteilungen zu unterstellen. Für den Ausgangszustand der Transiente ergibt sich mit den Profilen für den Zyklusanfang und die Zyklusmitte ein Maximum für die Stablängenleistung von 448 W/cm und mit dem Profil für das Zyklusende ein Maximum von 362 W/cm.

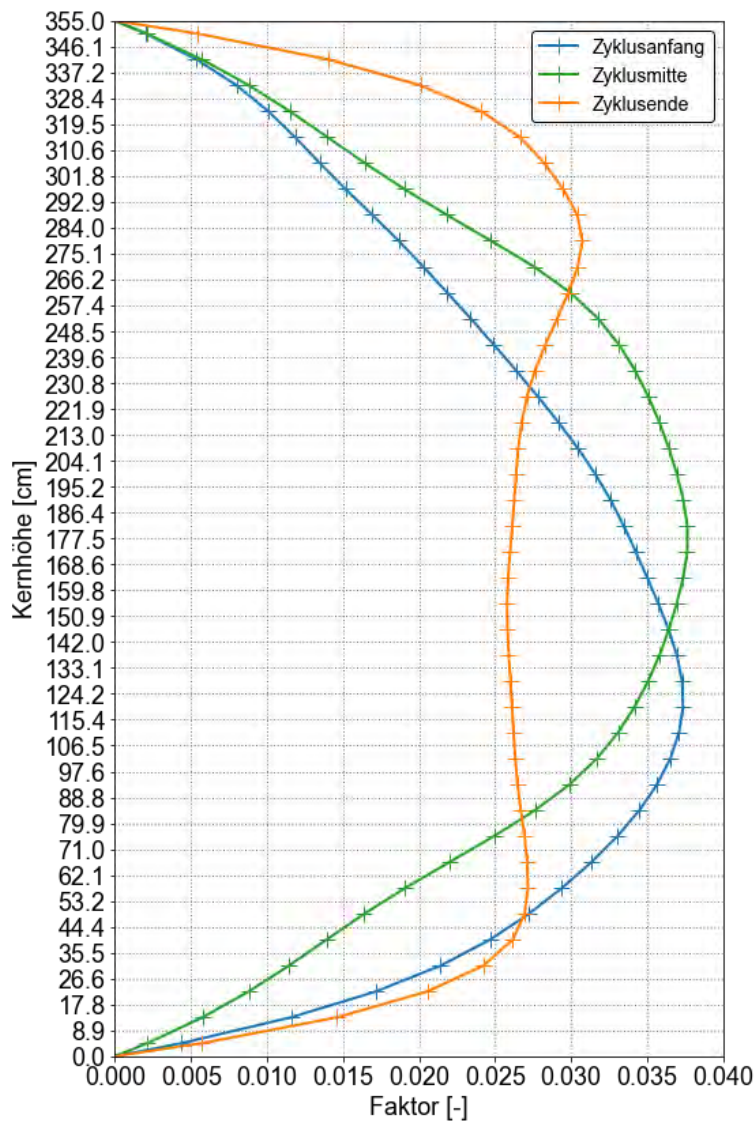


Abb. 5.24 Axiale Leistungsprofile für die Heißkanalanalyse

Über eine spezifische Eingabeoption zur Modellierung von Heißkanälen in DYN3D konnten die sechs Heißkanäle als zusätzliche Thermohydraulikkanäle modelliert werden, ohne dass sie Einfluss auf den Kern ausüben. Durch Verknüpfung mit dem tatsächlichen Brennelement im Kern erfahren die Heißkanäle die gleiche zeitliche Änderung der Leistung. Zur Modellierung mit ATHLET wurde ein separater Eingabedatensatz mit nur einem Kanal erstellt. Je nach zu simulierendem Heißkanal konnte die entsprechende Kombination aus Wärmeleitfähigkeit für den Spalt und axialem Leistungsprofil gewählt werden. Die zeitabhängige Änderung der Brennelementleistung wurde als Signal über das Steuerungsmodul von ATHLET vorgegeben. Diese wurde zuvor aus der Ganzkernrechnung mit DYN3D-ATHLET abgeleitet.

5.9 Ergebnisse

Für den Ausgangszustand der Transiente wurde mit jedem Codesystem zunächst die kritische Borkonzentration bestimmt. DYN3D ermittelt 731 ppm, DYN3D-ATHLET 711 ppm und PARCS-ATHLET 721 ppm. Die verwendeten Codesysteme weisen somit eine gute Übereinstimmung bei der kritischen Borkonzentration auf.

Mit DYN3D wurden für den Ausgangszustand unter Verwendung der kritischen Borkonzentration, der fixierten thermohydraulischen Rückwirkungen und einer fixierten Xenon-Gleichgewichtsverteilung sämtliche Steuerstabwirksamkeiten ermittelt. Für den Steuerstab, der ausgeworfen wird (Position [21,10]), ergibt sich eine Wirksamkeit von 200 pcm zwischen voll eingefahrenem und voll ausgefahrenem Zustand. Der Einwurf aller ausgefahrenen Steuerstabbänke außer des ausgeworfenen Steuerstabs verursacht eine negative Reaktivitätszufuhr von -8.526 pcm. Ausgehend von diesem Zustand weist der Steuerstab, der während der Reaktorschnellabschaltung nicht einfährt (Position [26, 9]), eine Steuerstabwirksamkeit von 1.770 pcm zwischen voll eingefahrenem und voll ausgefahrenem Zustand auf. Da in PARCS weder die thermohydraulischen Parameter noch die Xenon-Verteilung fixiert werden können, wurden hier keine Steuerstabwirksamkeiten ermittelt.

Abb. 5.25 zeigt für die Transiente den Verlauf der Reaktorleistung, ermittelt jeweils von DYN3D, DYN3D-ATHLET und PARCS-ATHLET. Mit Werten für die maximale Reaktorleistung von 4.151 MW, 4.170 MW und 4.190 MW sind DYN3D, DYN3D-ATHLET und PARCS in zufriedenstellender Übereinstimmung. Nach der RESA, im Zeitraum 2 s – 4 s, weist PARCS-ATHLET eine etwas höhere Reaktorleistung auf. Der Grund wird in der zwischen DYN3D und PARCS unterschiedlichen Modellierung der aus zwei Absorbermaterialien bestehenden Steuerstäbe gesehen.

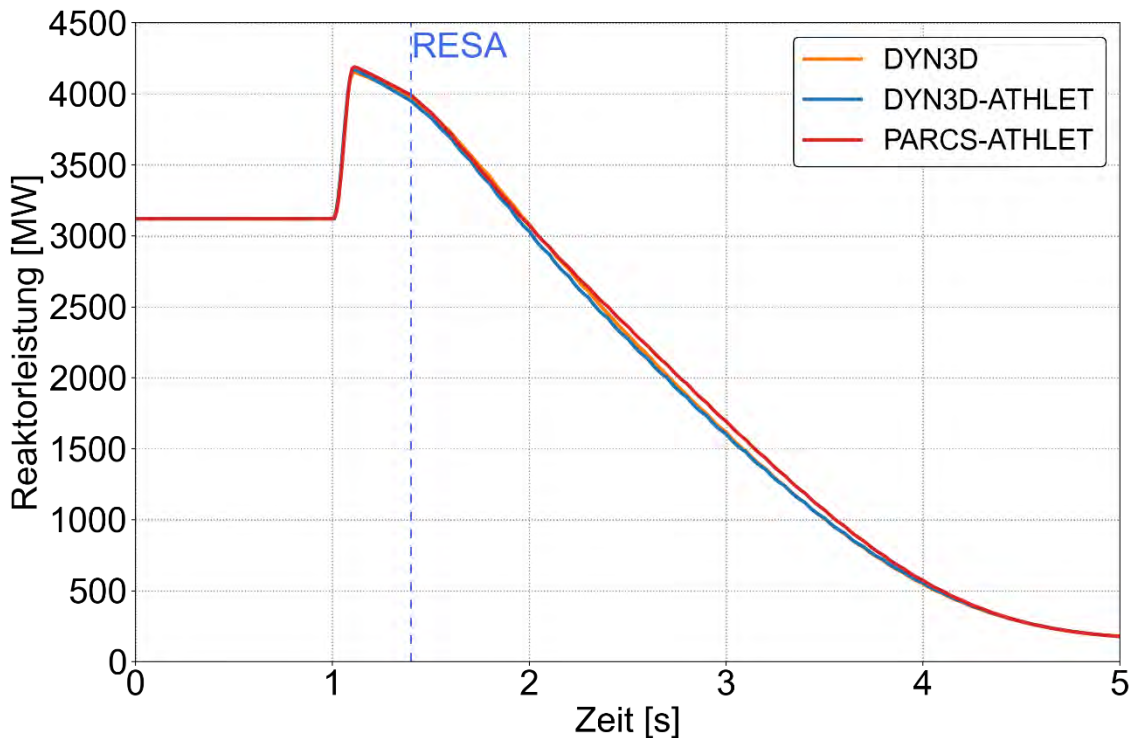


Abb. 5.25 Verlauf der Leistung, berechnet mit DYN3D, DYN3D-ATHLET und PARCS-ATHLET; Kennzeichnung des Zeitpunkts der Reaktorschnellabschaltung (RESA)

DYN3D bietet die Funktion, die Reaktivität und einzelne Beiträge zur Reaktivität zu ermitteln. Abb. 5.26 zeigt die von DYN3D und DYN3D-ATHLET jeweils berechneten Verläufe der gesamten Reaktivität sowie der Reaktivitätsbeiträge, hervorgerufen durch eine Änderung der Brennstofftemperatur (Doppler-Effekt) sowie einer Änderung der Moderatordichte. Beide Codesysteme stimmen bei der Reaktivitätszufuhr durch den Steuerstabauswurf mit 0,254 \$ bei DYN3D und 0,259 \$ bei DYN3D-ATHLET sehr gut überein, wobei 1 \$ bei dieser Reaktorkonfiguration 697 pcm entspricht. Bei beiden Rechnungen setzt prompt die negative Reaktivitätszufuhr durch den Anstieg der Brennstofftemperatur ein. Erst mit Verzögerung folgt die negative Reaktivitätsrückwirkung durch die Abnahme der Moderatordichte. Bei der Reaktivitätsrückwirkung durch den Doppler-Effekt des Brennstoffs sagt DYN3D-ATHLET im Vergleich zu DYN3D einen stärkeren Beitrag voraus. Nach 3 s werden die Reaktivitätsbeiträge der Brennstofftemperatur und Moderatordichte positiv, jedoch sind sie aufgrund der deutlich größeren negativen Reaktivitätszufuhr durch die Reaktorschnellabschaltung zu vernachlässigen.

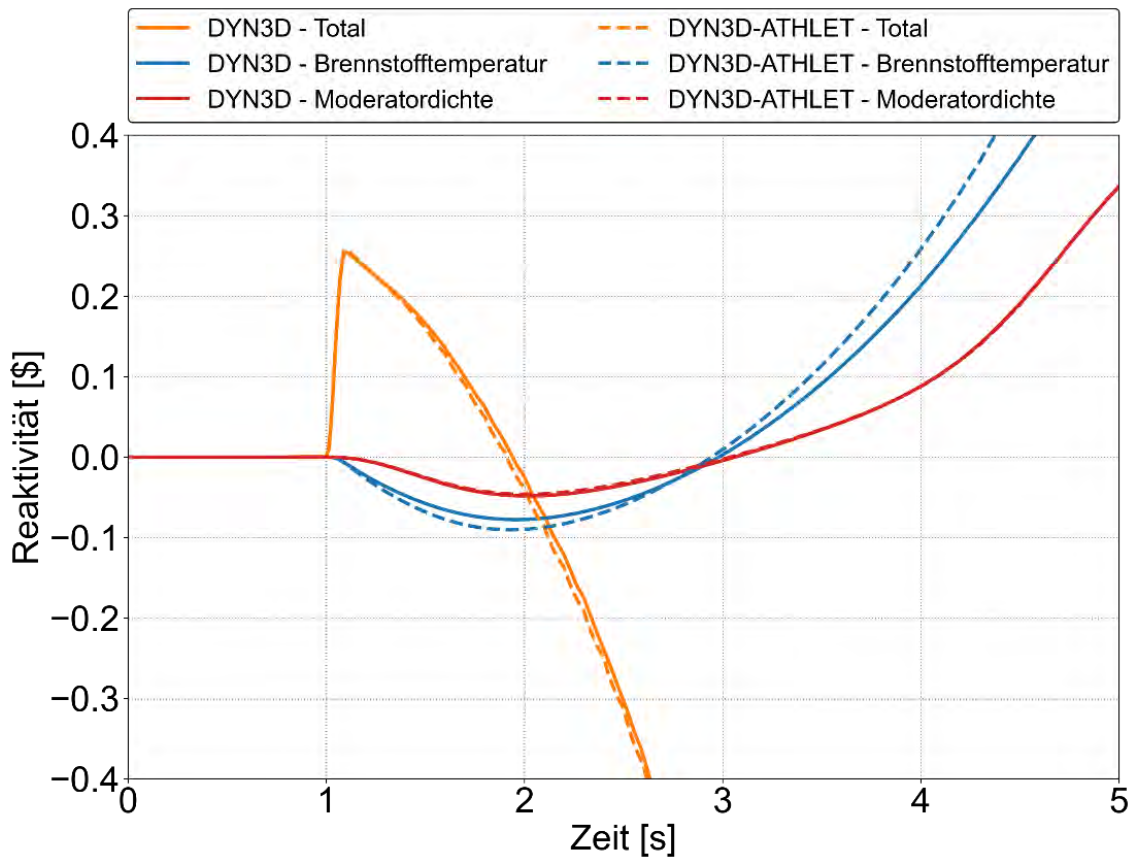


Abb. 5.26 Verlauf von Reaktivitätsbeiträgen und der gesamten Reaktivität ermittelt mit DYN3D und DYN3D-ATHLET

In Abb. 5.27 werden die maximalen Zentraltemperaturen des Brennstoffs, d. h. die Temperatur in der Mitte des Brennstoffpellets, die im Verlauf der Transiente im Kern auftreten, dargestellt. DYN3D ermittelt mit einem Wert von 1.368 °C die höchste maximale Zentraltemperatur. Diese liegt deutlich unterhalb der Schmelztemperatur von 2.865 °C von UO_2 . Die maximale Zentraltemperatur von DYN3D-ATHLET liegt mit einer nahezu konstanten Differenz von ca. 35 °C unterhalb der von DYN3D. PARCS-ATHLET ermittelt eine maximale Zentraltemperatur, die zunächst der von DYN3D-ATHLET ähnlich ist. Das Maximum tritt im Vergleich zu DYN3D und DYN3D-ATHLET deutlich verzögert auf und liegt zwischen den Maxima von DYN3D und DYN3D-ATHLET. Anschließend nähert sich die Zentraltemperatur dem Wert von DYN3D an.

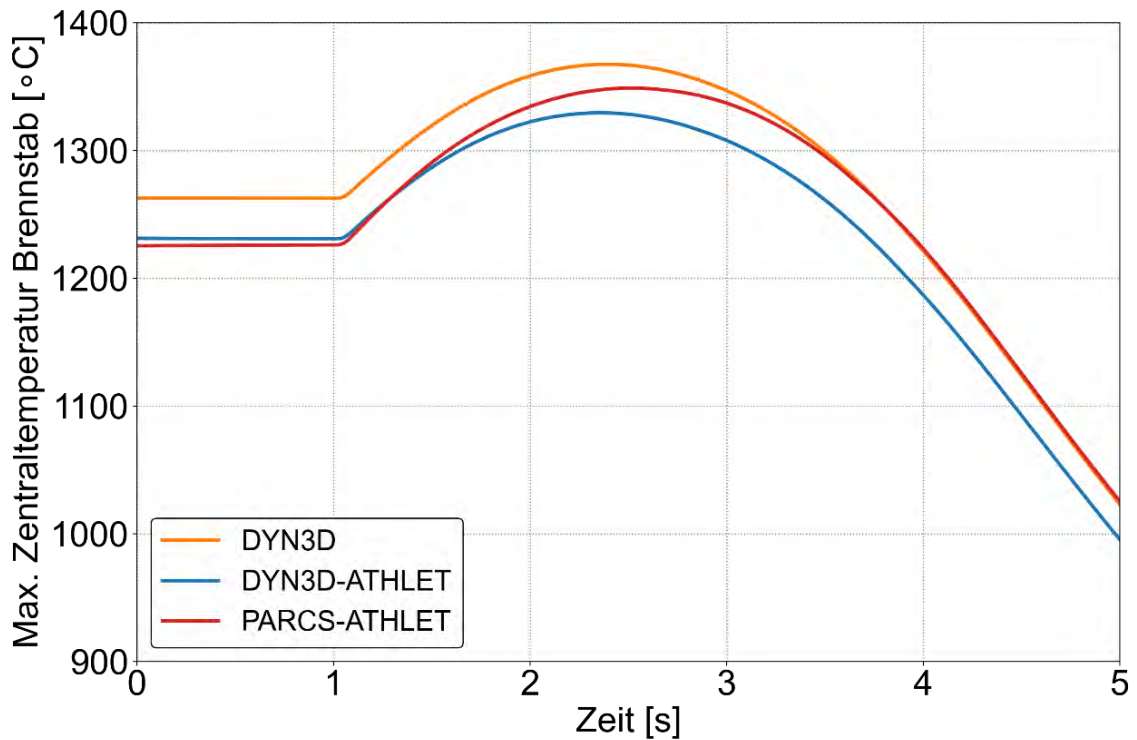


Abb. 5.27 Verlauf der maximalen Zentraltemperatur des Brennstoffs von DYN3D, DYN3D-ATHLET und PARCS-ATHLET

Die Verläufe der maximalen Hüllrohrtemperaturen sind in Abb. 5.28 dargestellt. Bei DYN3D-ATHLET und PARCS-ATHLET steigt die maximale Hüllrohrtemperatur während der Transiente um ca. 5 °C an und sinkt anschließend deutlich unter den Wert des Ausgangszustands. Die maximale Hüllrohrtemperatur von DYN3D weist einen Anstieg von lediglich ca. 2 °C auf, verbleibt dann im Vergleich zu den Rechnungen mit ATHLET für einen Zeitraum von ungefähr 1,5 s auf einem nahezu konstanten Wert und sinkt dann ebenfalls ab. Der Grund für den plateauartigen Verlauf in der DYN3D-Rechnung wird in einer zu ATHLET unterschiedlichen Modellierung der Wärmeübertragung im Bereich des Blasensiedens gesehen.

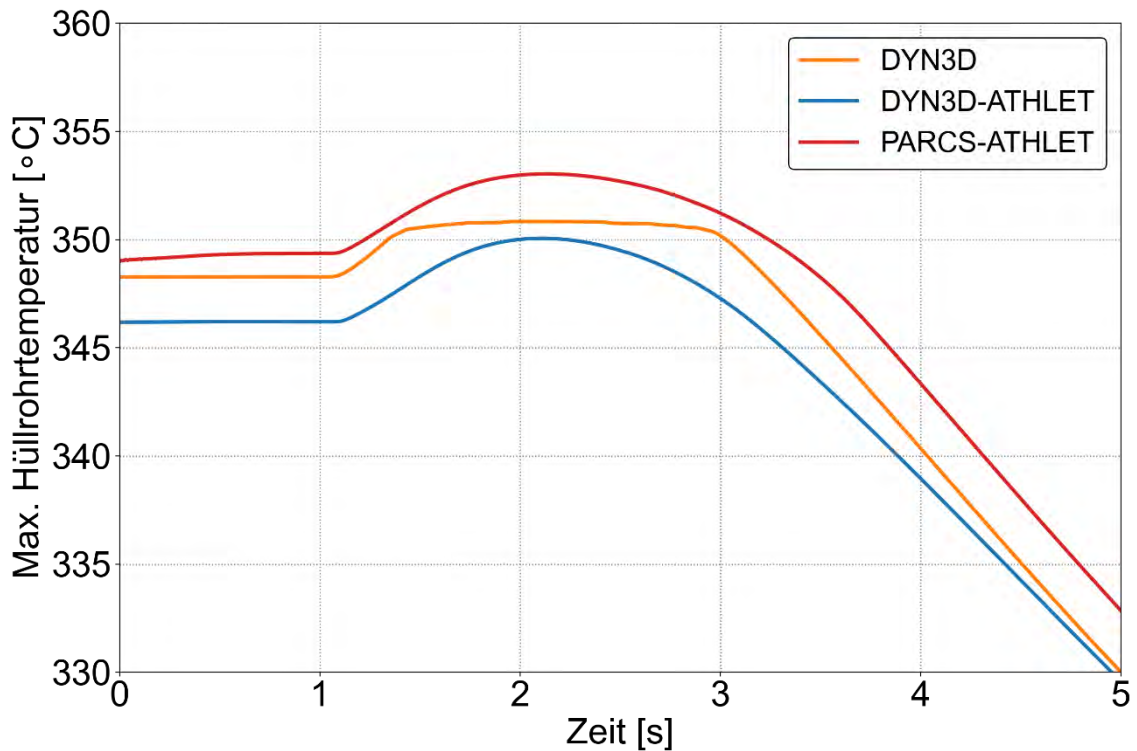


Abb. 5.28 Verlauf der maximalen Hüllrohrtemperatur von DYN3D, DYN3D-ATHLET und PARCS-ATHLET

Für die Berechnung des DNB-Verhältnisses wurde eine für WWER empfohlene Korrelation für die kritische Wärmestromdichte gewählt /AST 82/, /AUS 21/. Das von jedem Codesystem berechnete minimale DNB-Verhältnis wird in Abb. 5.29 gezeigt. Die Verläufe weisen zwar ein Minimum auf, unterschreiten jedoch nicht das kritische DNB-Verhältnis von 1. Darüber hinaus ist ein deutlicher Unterschied zwischen DYN3D allein und den beiden Rechnungen mit ATHLET als Thermohydraulikmodul zu erkennen, obwohl in beiden Systemen dieselbe Korrelation verwendet wird.

Dies hat zwei Ursachen. Der hauptsächliche Grund dafür liegt darin, dass DYN3D immer die tatsächlichen Eingabewerte für die Korrelation (Druck, Massenstromdichte und thermodynamische Qualität) verwendet, auch wenn diese außerhalb ihres Gültigkeitsbereichs liegen. ATHLET dagegen prüft dies und verwendet den unteren bzw. oberen Grenzwert des Gültigkeitsbereichs als Eingabewert, wenn der tatsächliche Eingabewert außerhalb des Gültigkeitsbereichs liegt. Im Fall dieser Rechnung zeigte sich, dass in der unteren Kernhälfte der untere Grenzwert der thermodynamischen Qualität unterschritten wird und schließlich die Verwendung des unteren Grenzwerts in einem kleinen Wert für die kritische Wärmestromdichte resultiert. In Verbindung mit einem Leistungsmaximum in der unteren Kernhälfte ermittelt ATHLET dann einen im Vergleich zu DYN3D kleineren

Wert für das minimale DNB-Verhältnis. Ein weiterer Grund, aber von geringerer Bedeutung, ist, dass DYN3D einen zusätzlichen Formfaktor bei der Berechnung der kritischen Wärmestromdichte verwendet, der aber hauptsächlich im unteren sowie oberen Kernbereich Einfluss nimmt und eine Überschätzung des DNB-Verhältnisses im oberen Kernbereich verhindert.

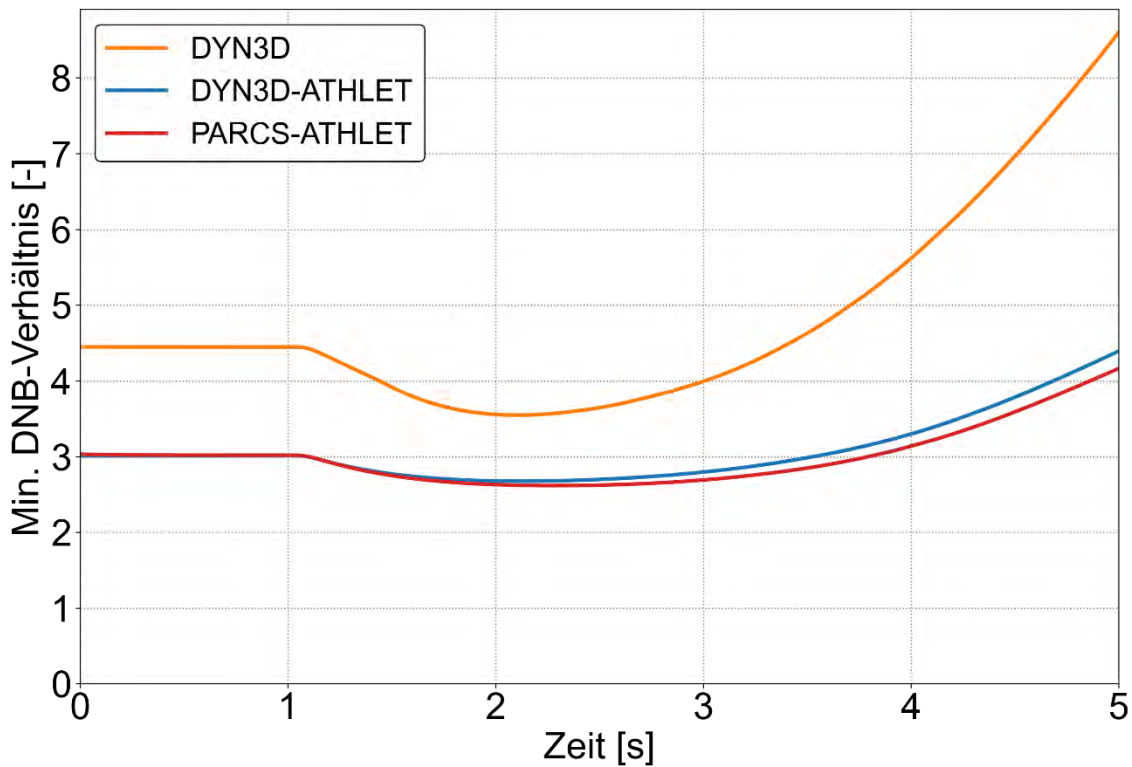


Abb. 5.29 Verlauf des minimalen DNB-Verhältnisses von DYN3D, DYN3D-ATHLET und PARCS-ATHLET

In Abb. 5.30 werden für die drei Heißkanäle der Gruppe mit dem unterstellten offenen Spalt die Verläufe der maximalen Zentraltemperatur des Brennstoffs gezeigt. Bei den Heißkanälen mit den Profilen für Zyklusanfang und Zyklusmitte ermitteln alle Codesysteme eine anfängliche Temperatur von ca. 1.900 °C. Im Verlauf der Transiente berechnet DYN3D den höchsten Wert mit ca. 2.060 °C. Die Höchstwerte von DYN3D-ATHLET und PARCS-ATHLET liegen in einem Bereich von 100 °C darunter. Beim Heißkanal mit dem Profil für das Zyklusende ermitteln alle Codesysteme eine initiale Temperatur von ca. 1.600 °C. Von den drei Codesystemen erreicht DYN3D-ATHLET den höchsten Wert mit 1.715 °C. Die deutlich geringeren Zentraltemperaturen beim Heißkanal für das Zyklusende sind darauf zurückzuführen, dass das Profil für das Zyklusende ein deutlich geringeres Leistungsmaximum als die Profile für den Zyklusanfang und die Zyklusmitte hat.

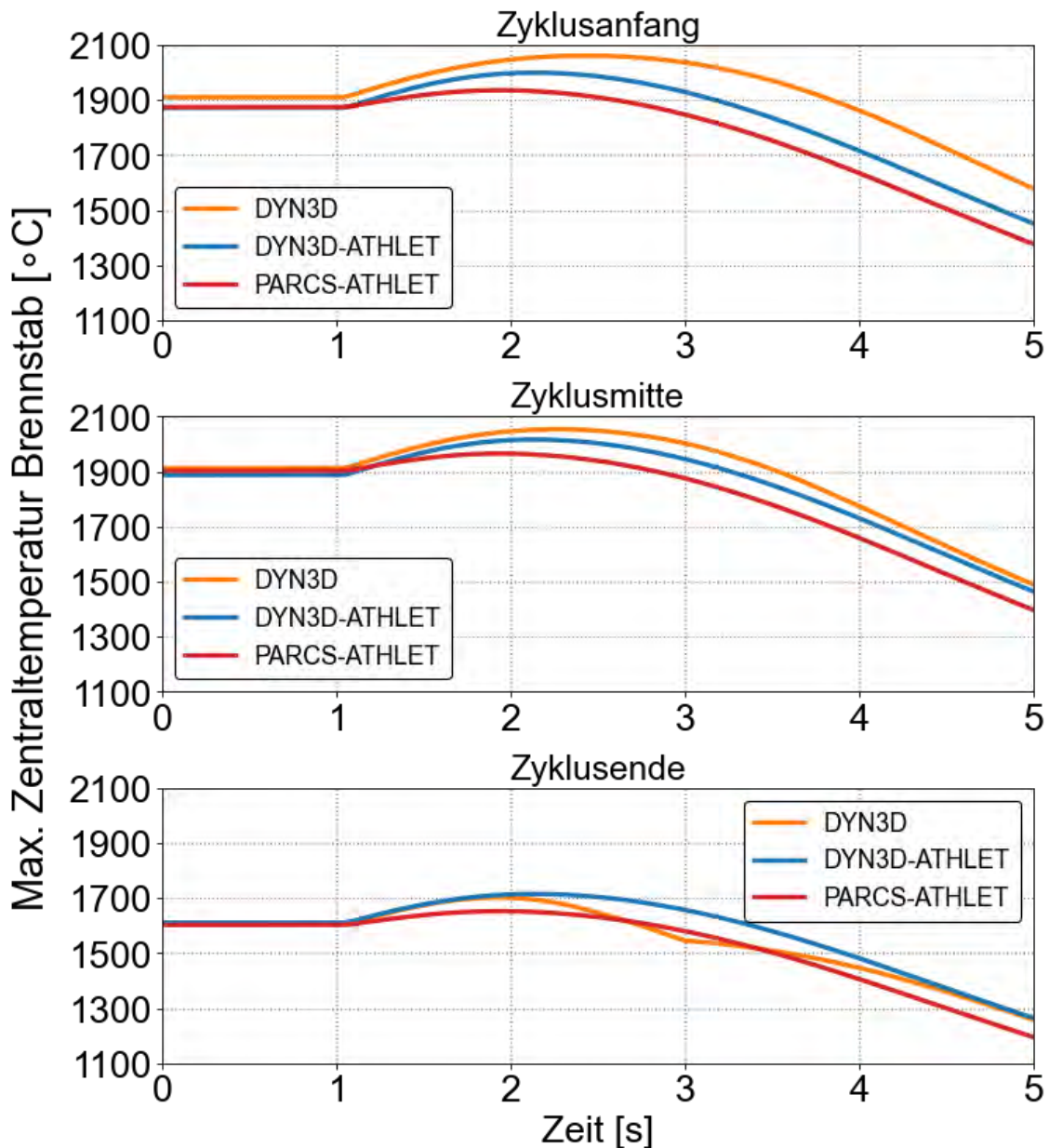


Abb. 5.30 Maximale Zentraltemperatur des Brennstoffs der drei Heißkanäle mit offenem Spalt und jeweils einer aufgeprägten Leistungsverteilung für Zyklusanfang, Zyklusmitte und Zyklusende

Die drei Heißkanäle aus der Gruppe mit dem unterstellten geschlossenen Spalt wurden hinsichtlich des minimalen DNB-Verhältnisses und der maximalen Hüllrohrtemperatur untersucht. Abb. 5.31 zeigt die Verläufe des minimalen DNB-Verhältnisses und Abb. 5.32 stellt die Verläufe der maximalen Hüllrohrtemperatur dar. Beim Heißkanal für den Zyklusanfang sowie beim Heißkanal für die Zyklusmitte ermittelt DYN3D für den Verlauf der Transiente ein minimales DNB-Verhältnis von 0,96 bzw. 0,94 und stellt somit ein Unterschreiten des kritischen DNB-Verhältnisses von 1,0 fest. Dies resultiert in einer

Siedekrise: der nun geschlossene Dampffilm an der Hüllrohrwand verursacht eine Reduktion des Wärmeübergangs, wodurch die Temperatur der Hüllrohrwand signifikant steigt. Dies ist deutlich in den Verläufen der Hüllrohrtemperatur der Heißkanäle für den Zyklusanfang und die Zyklusmitte aus der DYN3D-Rechnung zu erkennen (Abb. 5.32). Die Hüllrohrtemperatur erhöht sich zeitweise um bis zu ca. 200 °C. Für den Heißkanal mit dem Profil für das Zyklusende ermittelt DYN3D ein minimales DNB-Verhältnis von 1,0, sodass gerade noch keine Siedekrise ausgelöst wird.

Bei DYN3D-ATHLET und PARCS-ATHLET weisen zwar alle Verläufe der berechneten DNB-Verhältnisse jeweils ein Minimum auf, jedoch wird in keinem Fall ein kritisches DNB-Verhältnis von 1,0 unterschritten. Somit sind auch keine signifikanten Erhöhungen bei den jeweiligen Hüllrohrtemperaturen zu beobachten.

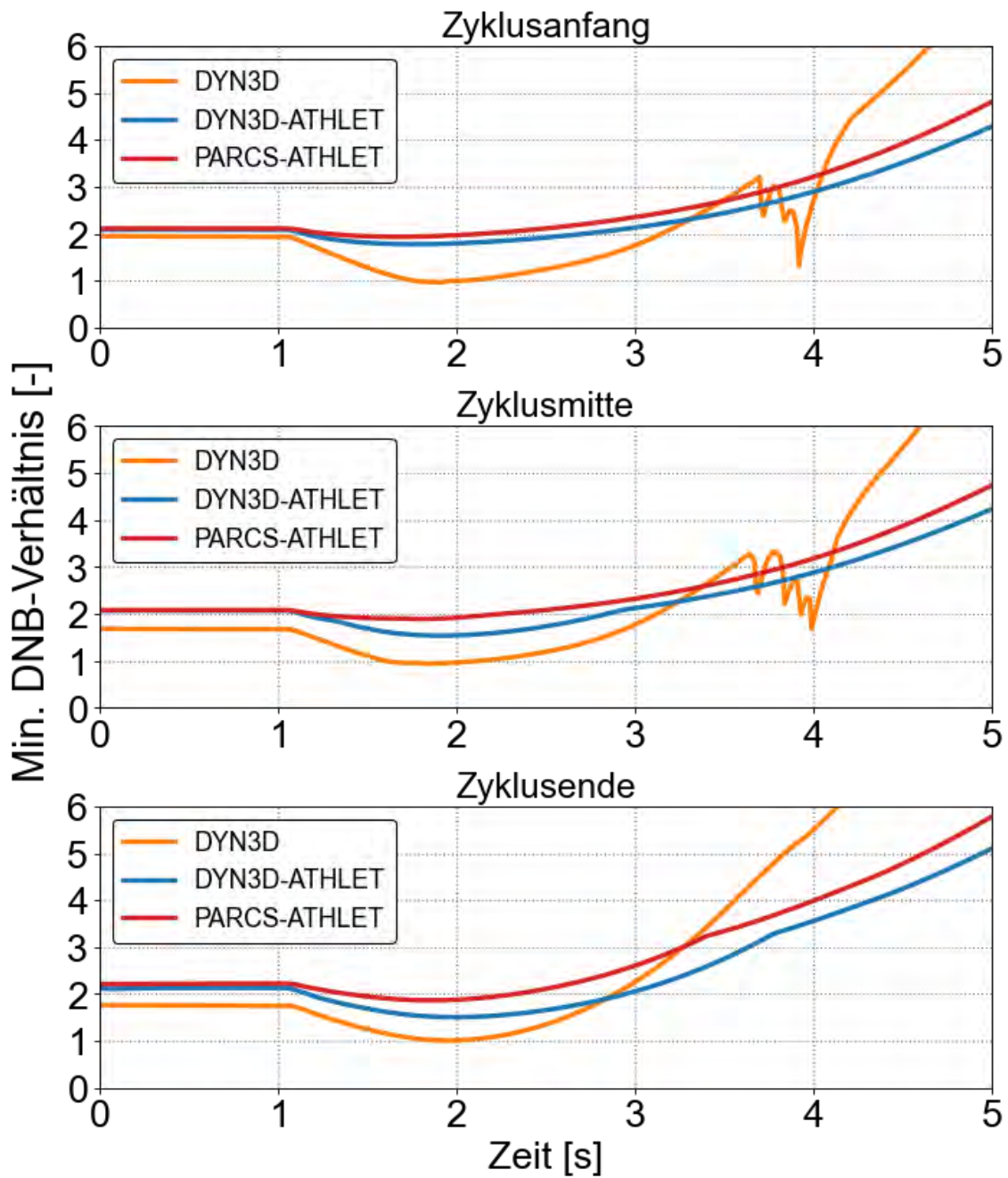


Abb. 5.31 Minimales DNB-Verhältnis der drei Heißkanäle mit geschlossenem Spalt und jeweils einer aufgeprägten Leistungsverteilung für Zyklusanfang, Zyklusmitte und Zyklusende

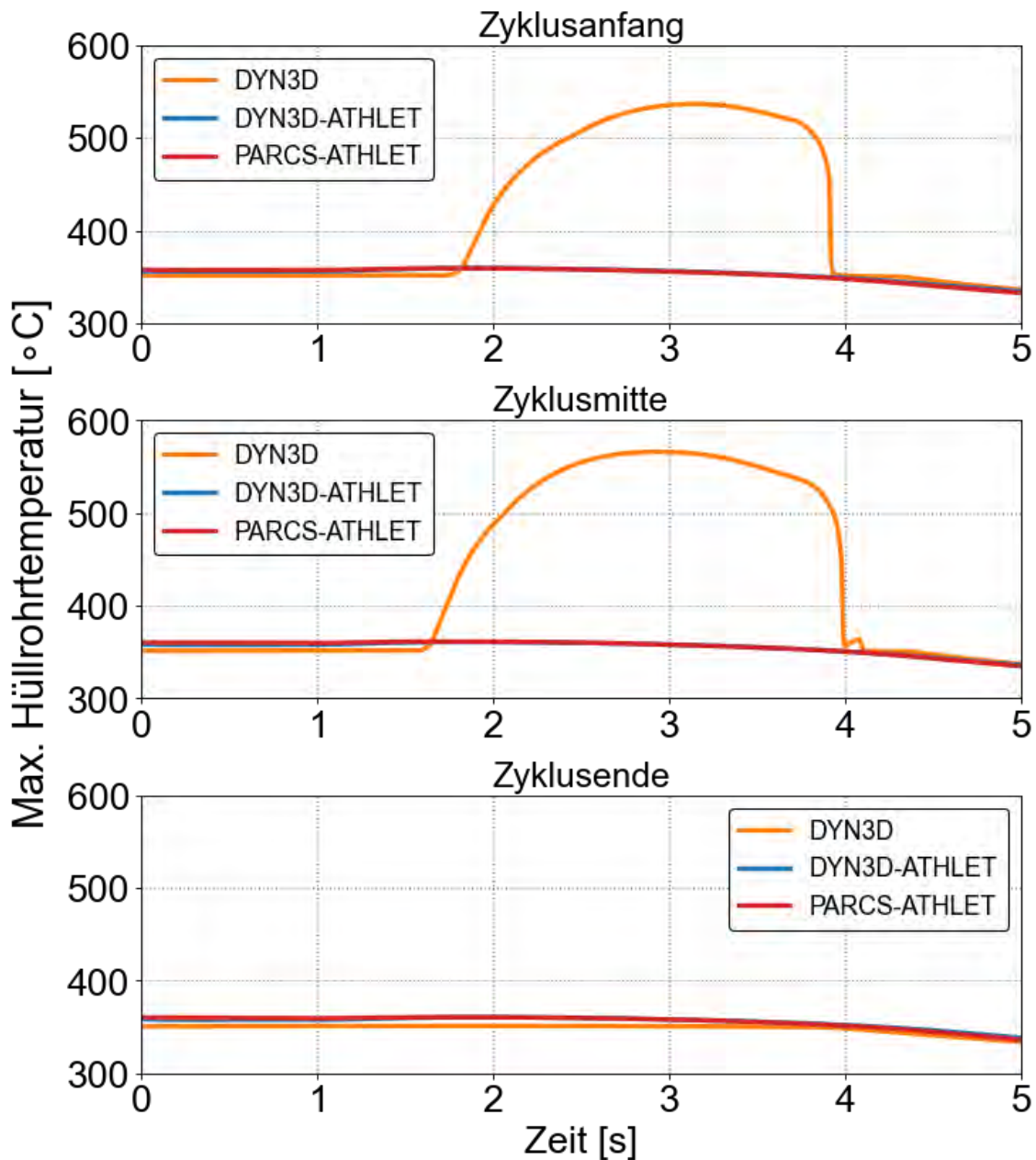


Abb. 5.32 Maximale Hüllrohrtemperatur der drei Heißkanäle mit geschlossenem Spalt und jeweils einer aufgeprägten Leistungsverteilung für Zyklusanfang, Zyklusmitte und Zyklusende

5.10 Zusammenfassung

In diesem Arbeitspaket wurde eine Überprüfung der Spezifikation der Phase „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 angefordert. 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 stimmen gut überein. Die wenigen Gruppenquerschnitte, die während der Gitterphysik-Phase erzeugt wurden, wurden dann für die Zyklusberechnung verwendet. Beim Vergleich mit dem Wert aus der Spezifikation wurde eine gute Übereinstimmung erzielt. Zusätzlich wurde der anfängliche Kernzustand mit SERPENT modelliert, um eine Referenzlösung zu erhalten. Auch hier wurden gute Ergebnisse erzielt.

Als Ersatz für die Phasen 2 und 3 des vom WWER-Forum vorgeschlagenen WWER-1000-Benchmarks, die in der Folge des Russland-Ukraine-Krieges nicht mehr durchgeführt werden konnten, wurde zur Überprüfung der in WWER-Sicherheitsanalysen eingesetzten Reaktorphysikcodes DYN3D, DYN3D-ATHLET und PARCS-ATHLET ein hypothetischer Steuerstabauswurf mit verzögerter Reaktorschnellabschaltung auf Basis eines WWER-1000-Kerns im Vollastbetriebszustand simuliert. Zur Umsetzung dieses Code-zu-Code-Vergleichs wurden jedem Reaktorphysikcode dieselben homogenisierten Zwei-Gruppen-Wirkungsquerschnitte zur Verfügung gestellt, die zuvor mit dem deterministischen Gittercode NEWT des Programmsystems SCALE 6.2 bestimmt worden waren.

Die von den Codesystemen für den Ausgangszustand berechneten kritischen Borkonzentrationen liegen in einem Bereich von 20 ppm und weisen somit eine gute Übereinstimmung auf. Die durch den Steuerstabauswurf verursachte verzögert überkritische Reaktivitätszufuhr wird mit einem Wert von ca. 0,25 \$ von den Codesystemen übereinstimmend vorhergesagt. Alle Codesysteme sagen zudem einen übereinstimmenden Verlauf der Reaktorleistung voraus. Mit einer Reaktorleistung von 3.120 MW im Ausgangszustand ermitteln die Codesysteme Maximalwerte im Bereich von 4.151 MW bis 4.190 MW. Die Analyse individueller Reaktivitätsrückwirkungen mit DYN3D zeigte, dass ein weiterer Leistungsanstieg durch den prompt einsetzenden Doppler-Effekt des Brennstoffs verhindert wird; mit etwas Verzögerung folgt zusätzlich eine negative Reaktivitätszufuhr durch die Abnahme der Moderatorichte. Schließlich führt die Reaktorschnellabschaltung zu einer deutlichen Abnahme der Reaktorleistung: für 3,6 s nach der Reaktorschnellabschaltung ermitteln die Codesysteme eine Leistung von ca. 178 MW.

Für jede Simulation wurde die im Reaktorkern auftretende maximale Zentraltemperatur des Brennstoffs ausgewertet. Die Codesysteme zeigen insgesamt eine gute Übereinstimmung, lediglich PARCS-ATHLET erreicht den Maximalwert deutlich verzögert. Bei Auswertung der maximalen Hüllrohrtemperatur zeigt DYN3D einen plateauartigen Verlauf, der bei den Rechnungen mit ATHLET nicht zu beobachten ist. Als Grund wird eine unterschiedliche Modellierung der Wärmeübertragung im Bereich des Blasensiedens vermutet. Die Auswertung des minimalen DNB-Verhältnisses ergab, dass bei keiner Simulation das kritische DNB-Verhältnis von 1,0 unterschritten wird. Die Simulationen mit ATHLET als Thermohydraulikmodul sagen ein deutlich geringeres DNB-Verhältnis im Vergleich zu DYN3D mit internem Thermohydraulikmodul voraus. Als Grund konnte eine unterschiedliche Handhabung der Eingabewerte für die Berechnung der kritischen Wärmestromdichte zwischen den Codes festgestellt werden, die zu unterschiedlichen Werten für das DNB-Verhältnis führen können.

Zur Abschätzung von konservativen Ergebnissen wurde zusätzlich eine Heißkanalanalyse für das im Ausgangszustand höchstbelastete Brennelement durchgeführt. Dazu wurden sechs Heißkanäle definiert, je drei mit einem offenen und mit einem geschlossenen Spalt. Jedem der drei Heißkanäle wurde jeweils eine Leistungsverteilung typisch für den Zyklusbeginn, die Zyklusmitte und das Zyklusende aufgeprägt. Für die Heißkanäle mit offenem Spalt wurde die maximale Zentraltemperatur des Brennstabs analysiert. Bei den Heißkanälen mit den Leistungsverteilungen Zyklusanfang und Zyklusmitte ermittelt DYN3D die höchsten Zentraltemperaturen mit 2.061 °C bzw. 2.053 °C. DYN3D-ATHLET und PARCS-ATHLET errechnen Maximalwerte, die in einem Bereich von 100 °C darunter liegen. Bei der Leistungsverteilung für das Zyklusende ist der Maximalwert der Zentraltemperatur aufgrund der geringeren Stablängenleistung niedriger – DYN3D-ATHLET ermittelt in diesem Fall den höchsten Wert mit 1.715 °C. Für die Heißkanäle mit dem geschlossenen Spalt wurde das minimale DNB-Verhältnis und die maximale Hüllrohrtemperatur für den Verlauf der Transiente ausgewertet. DYN3D ermittelt für die Leistungsverteilungen Zyklusanfang und Zyklusende ein Unterschreiten des kritischen DNB-Verhältnisses, wodurch eine Siedekrise und somit eine zeitweise Erhöhung der Hüllrohrtemperatur um ca. 200 °C eintritt. Die von DYN3D-ATHLET und PARCS-ATHLET jeweils ermittelten minimalen DNB-Verhältnisse weisen zwar auch ein Minimum für den Verlauf der Transiente auf, jedoch wird das kritische DNB-Verhältnis nicht unterschritten und somit keine deutliche Erhöhung der Hüllrohrtemperatur verursacht.

6 Optimierung der Wissens- und Informationsplattform der GRS (AP 5)

6.1 Zielsetzung

Die GRS hatte im Rahmen des Vorhabens 4717R01520 und dessen Vorgängervorhaben einen InfoServer als zentrale Wissens- und Informationsplattform aufgebaut und weiterentwickelt. Auf diesem InfoServer sind unterschiedliche Wissensquellen zugänglich. Insbesondere werden auf dem InfoServer wichtige Wissensportale betrieben, darunter auch das durch das BMUV beauftragte Portal für Nukleare Sicherheit (PNS).

Die ständig zunehmende Informationsdichte und die Diversifizierung der Informationsquellen machen eine zunehmend vernetzte Verarbeitung der Informationen mittels eines optimierten Wissensmanagementprozesses, gestützt auf die Nutzung des InfoServers erforderlich. Die langjährigen Erfahrungen bei der Anwendung des InfoServers verbunden mit dem sich wandelnden Umfeld der Informationsbereitstellung haben vor allem im Vorläufervorhaben 4717R01520 (AP 13) gezeigt, dass die zunehmende Vernetzung der zur Verfügung stehenden relevanten Informationsinhalte mit der bisherigen Struktur nur schwierig und insbesondere nicht benutzerfreundlich und intuitiv darstellbar ist. Auch die Art der Informationsgewinnung ändert sich in zunehmendem Maße. Außerdem sind zunehmend Veränderungen im internationalen Projektumfeld der GRS zu beobachten, welche eine Neuorientierung der Nutzung des InfoServers notwendig machen.

Die aktuellen Strukturen und Wissensquellen bedürfen daher einer Überprüfung und Optimierung hinsichtlich ihrer Verfügbarkeit, des Aktualitäts- bzw. Aktualisierungsbedarfs sowie deren bedarfsorientierten Bereitstellung. Ziel ist dabei eine weitere Optimierung der Nutzbarkeit (Darstellung und Auffindbarkeit) der auf dem InfoServer bereitgestellten Inhalte.

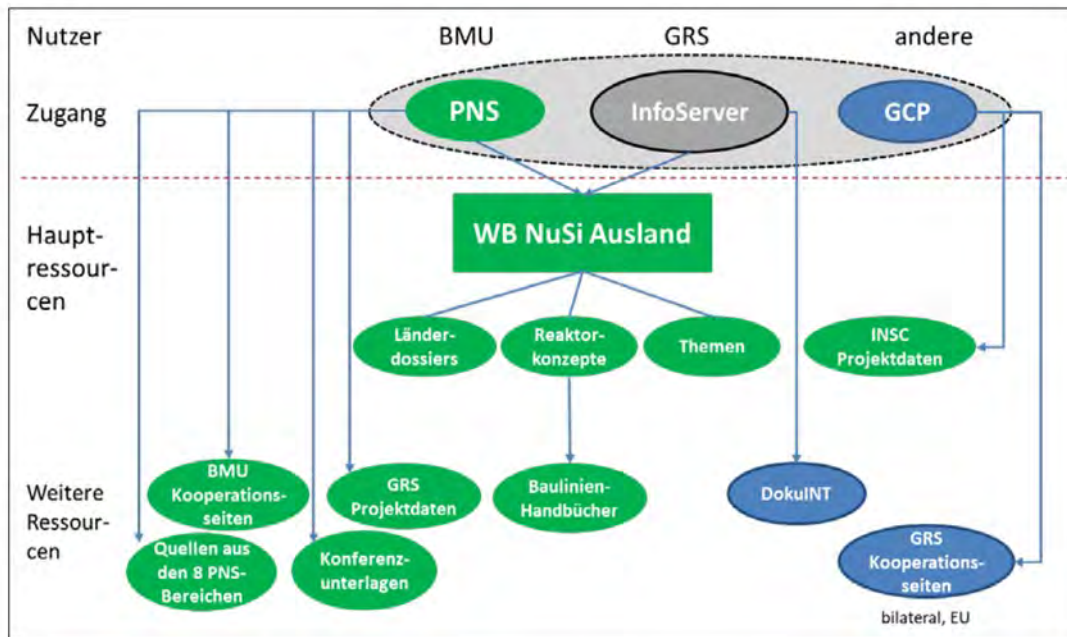


Abb. 6.1 Explizite Wissensressourcen zum Vorhabenskomplex NuSi Ausland

Die in diesem Arbeitspaket gewonnenen Erkenntnisse dienen ebenfalls dem Aufbau und Erhalt von Kompetenzen bei der GRS, die für Betrieb und Betreuung des Portals für Nukleare Sicherheit im Rahmen eines entsprechenden Auftragsforschungsvorhabens (UM18R01500, 4721R01500 und Folgevorhaben) notwendig sind.

6.2 Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Die Durchführung der Arbeiten in diesem Arbeitspunkt erfolgte in 5 Phasen, welche die folgenden Schwerpunkte beinhalteten.

In Phase 1 erfolgte eine Bestandsaufnahme (IST-Statusanalyse) aller Wissensquellen des InfoServers. Hierbei wurde überprüft, welche Inhalte verfügbar sind, wer die verschiedenen Bereiche nutzen kann und wie diese genutzt werden. Außerdem ist die Aktualität dieser Inhalte erfasst worden.

Anschließend wurde in Phase 2 unter Beachtung der IST-Statusanalyse identifiziert, welche Inhalte nicht mehr genutzt werden, anders zu dokumentieren sind bzw. fehlen. Durch Befragung bzw. Analyse erfolgte eine Ermittlung des Wissensbedarfs der entsprechenden Nutzergruppen bei der Bereitstellung der jeweiligen Informationen (Bedarfs- oder GAP-Analyse). Auf der Basis dieser Ergebnisse konnten Abweichungen zum jeweiligen

Status der Informationsbereitstellung identifiziert werden. Zusätzlich erfolgte auch eine Überprüfung externer Quellen, wie fachliche Berichte aus den Kontaktstellen Moskau und Kiew, internationale Newsletter zu fachspezifischen Themen, Veröffentlichungen auf Internetportalen von Behörden und Betreibern oder internationalen Organisationen, die im Bereich der kerntechnischen Sicherheit agieren. Diese Quellen wurden dahingehend analysiert, dass relevante Informationen daraus möglichst optimal erfasst, verarbeitet und den Nutzergruppen bedarfsgerecht zur Bearbeitung der fachlichen Arbeitspunkte innerhalb der entsprechenden Vorhaben zur Verfügung gestellt werden können.

Basierend auf den Ergebnissen dieser GAP-Analyse wurden in Phase 3 Prozesse entwickelt, wie bestehende Inhalte bedarfsgerecht dargestellt, zusammengeführt bzw. neue Inhalte integriert werden können, wobei sich alle Prozesse möglichst an einer benutzerfreundlichen Funktionalität orientieren sowie die Inhaltsdarstellung einen Wiedererkennungswert für die Nutzer besitzen. Anschließend wurde ein entsprechendes Umsetzungskonzept erarbeitet und getestet.

In Phase 4 erfolgte zur Gewährleistung der Aktualität der Inhalte eine entsprechende Bedarfsanalyse. Unter Berücksichtigung von abgeschlossenen als auch laufenden Vorhaben, in denen die Erarbeitung und Bereitstellung dieser Inhalte erfolgt, wurden der Aktualisierungsbedarf der einzelnen Wissensbereiche bestimmt sowie die jeweiligen Verantwortlichkeiten und Aktualisierungsfristen festgelegt. Ein Aktualisierungsprozess, insbesondere für das PNS, wurde erarbeitet und dieser in einer entsprechenden Prozessbeschreibung dokumentiert.

Abschließend sind in Phase 5 die implementierten Strukturen bzw. Prozesse getestet und auf einen möglichen weiteren Verbesserungsbedarf überprüft worden. Der erreichte Stand der Weiterentwicklung des InfoServers wurde in einem Vorhabensbericht dokumentiert.

6.2.1 Phase 1: Statusanalyse der verfügbaren Wissensquellen (IST-Analyse)

Schwerpunkt der Arbeiten war zunächst eine Zusammenstellung der auf dem InfoServer verfügbaren Wissensbereiche sowie weiterer Wissensquellen der nuklearen Sicherheit, die über den InfoServers erreichbar sind. Hierbei wurde insbesondere überprüft, welche Wissensseiten und Inhalte verfügbar sind, wer die verschiedenen Bereiche nutzen kann und wie diese genutzt werden.

Wesentliche Bestandteile des InfoServers sind:

- Portal für nukleare Sicherheit (PNS)
- Wissensbasis zur nuklearen Sicherheit im Ausland (WB NuSi A)
- GRS Cooperation Portal (GCP)

Daneben wurden weitere über den InfoServer zugängliche Wissensquellen berücksichtigt:

- Info-File-Server (IFS)
- Baulinienhandbücher
- RISKAUDIT Portal (RAP)
- ETSON EUROSAFE Portal (EEP)
- HelpCenter

Um eine strukturierte Erfassung der notwendigen Informationen zu ermöglichen, wurde eine entsprechende Verwaltungsstruktur sowie geeignete Prozesse, insbesondere für das PNS, entwickelt und implementiert. Von besonderer Bedeutung zur Ermittlung der Aktualität der Inhalte, der zuarbeitenden Projekte als auch der zugelassenen Benutzergruppen war hierbei die Auswertung der im Rahmen des Vorhabens UM18R01500 durchgeführten Benutzerumfragen zum PNS. Mit Hilfe der hier gesammelten Informationen wurde die Identifizierung von sowohl intensiv genutzten als auch veralteten Wissensseiten erheblich erleichtert. Darüber hinaus wurden ergänzende Gespräche mit den jeweiligen Seitenverantwortlichen einzelner Wissensbereiche geführt.

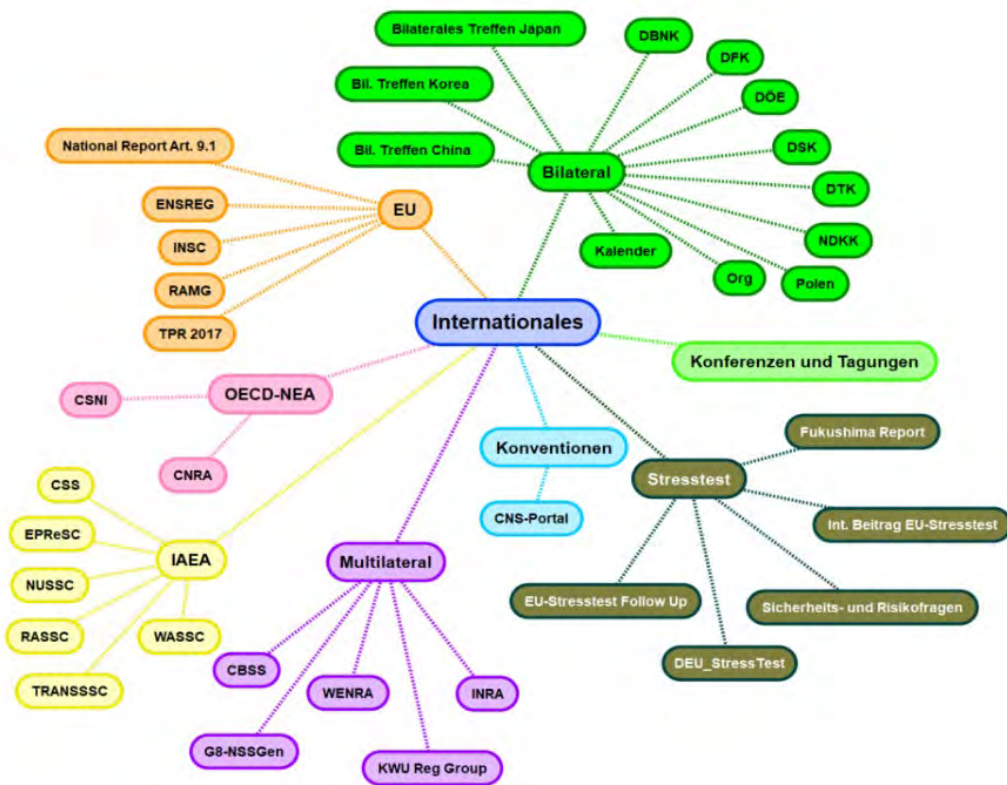


Abb. 6.2 Wissenslandkarte des PNS-Bereiches „Internationales“

Die Inventarisierung der auf dem InfoServer verfügbaren Wissensportale erfolgte mithilfe von Wissenslandkarten (siehe Abb. 6.2), welche für alle relevanten Wissensbereiche erstellt wurden. Diese Art der Visualisierung ermöglichte einen verbesserten Überblick über die Struktur der erfassten Wissensquellen und erleichterte die Überprüfung der Aktualität und Nutzbarkeit der jeweiligen Wissensseiten erheblich.

Die Arbeitsergebnisse aus Phase 1 sind in auch in Form einer technischen Notiz zur „Beschreibung der Wissensquellen zur Nutzung auf dem InfoServer“ (s. /DIE 21/) erstellt worden. Dieser bietet einen Überblick über das Inventar und den aktuellen Zustand der Wissensquellen auf dem InfoServer, insbesondere des PNS, der Wissensbasis zur Nuklearen Sicherheit im Ausland sowie weiterer genutzter Wissensressourcen. Im Rahmen der Bestandsaufnahme konnten außerdem wertvolle Informationen zur Optimierung der Wissensressourcen, insbesondere zur Konsolidierung der Inhaltsbereitstellung über das PNS, gesammelt werden.

Das PNS ist mit seinen 304 Wissensseiten zum Zeitpunkt der Inventarisierung das Portal mit dem höchsten Ausbaugrad auf dem InfoServer (siehe Abb. 6.3), gefolgt vom GCP mit etwa 50 Wissensseiten. Bei der Wissensbasis zur nuklearen Sicherheit im Ausland, welche ebenfalls eine wesentliche Wissensquelle darstellt und 9 Portalseiten umfasst, ist jedoch zu beachten, dass die Informationen innerhalb einer flachen Struktur bereitgestellt werden. Dabei kommen hauptsächlich Webseiten- bzw. Dokumentenbibliotheken zum Einsatz, die über eine zentrale Website bereitgestellt werden.

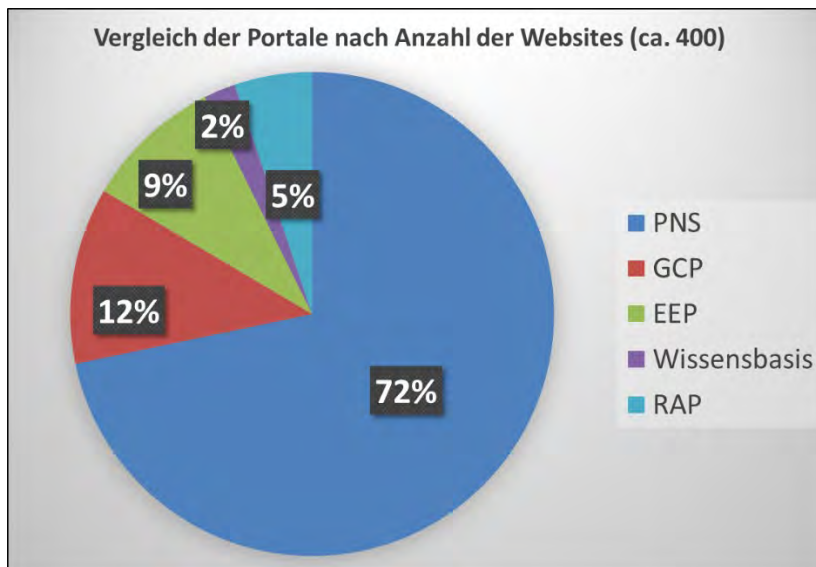


Abb. 6.3 Portalseiten auf dem InfoServer

Außerdem wurden innerhalb des PNS große Unterschiede im Grad des Ausbaus der einzelnen Portalbereiche identifiziert (siehe Abb. 6.4). Hier umfassen die PNS-Bereiche „Internationales“ sowie „Fachaufgaben“ eine erhebliche Anzahl an Wissensseiten mit einer hohen Anzahl an Hierarchieebenen, was auf einen erheblichen Optimierungsbedarf hindeutet.

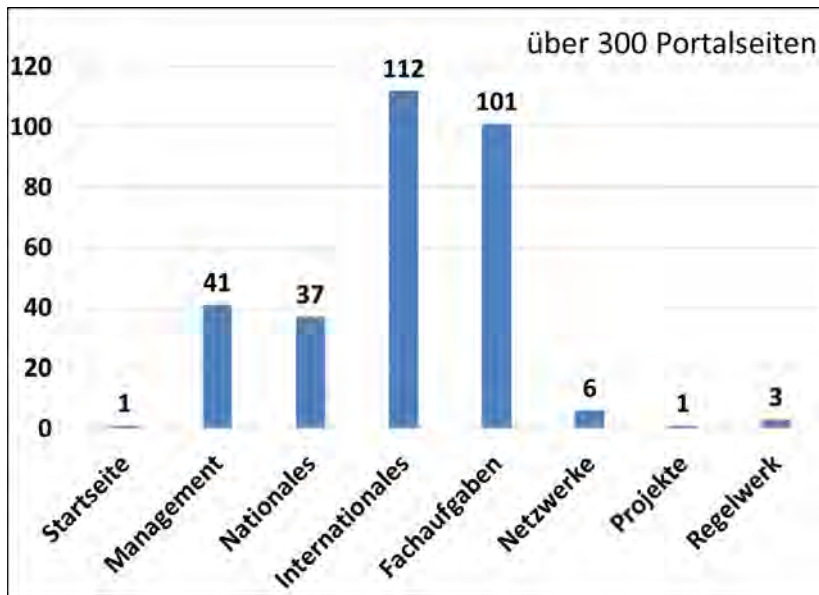


Abb. 6.4 PNS-Portalseiten

Ein weiterer Schwerpunkt der Bestandsaufnahme war die Ermittlung von Vorhaben, die zur Inhaltserstellung auf den jeweiligen Wissensseiten der Portale beitragen. Eine entsprechende Abfrage wurde an die Seitenverantwortlichen im Rahmen der Überprüfungsprozeduren übermittelt. Mit Hilfe der hier gesammelten Informationen wurde die Identifizierung von sowohl intensiv genutzten als auch veralteten Wissensseiten erheblich erleichtert.

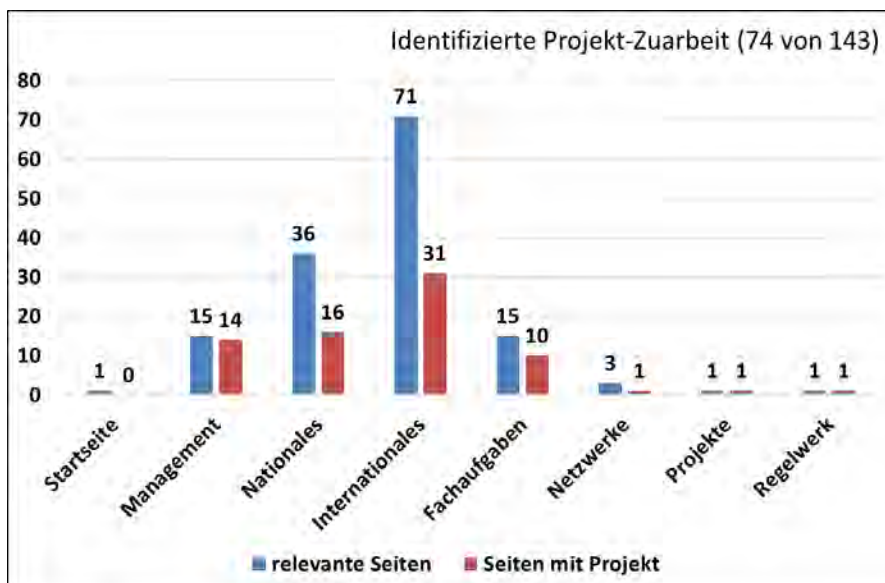


Abb. 6.5 Zurarbeitende Projekte für PNS-Inhalte

Durch die Kommunikation mit den Seitenverantwortlichen zu diesem Thema wurden diese hinsichtlich der Bereitstellung der notwendigen Ressourcen über die jeweiligen Vorhaben sensibilisiert. Jedoch konnten nicht zu allen Portalseiten im PNS zuarbeitende Projekte ermittelt werden.

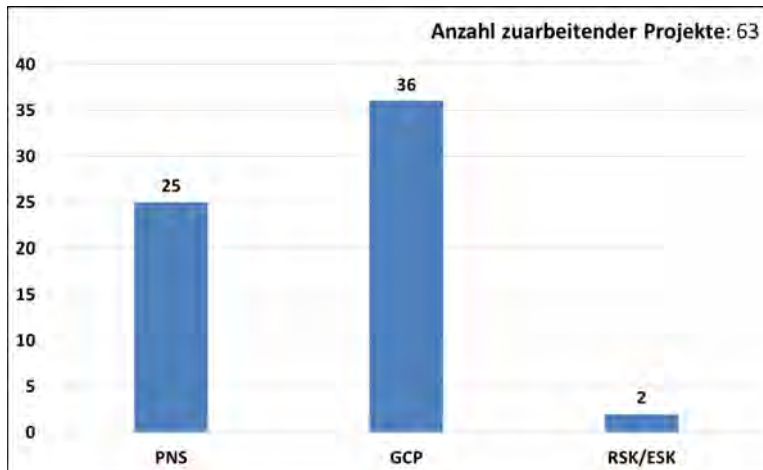


Abb. 6.6 Zurarbeitende Projekte für Portalinhalte des InfoServer

Für den InfoServer, insbesondere für PNS und GCP, wurden im Rahmen der Arbeiten 63 inhaltlich zuarbeitende Projekte identifiziert, wobei vorerst keine Unterscheidung zwischen laufenden und abgeschlossenen Vorhaben gemacht wurde (s. Abb. 6.6).

Dabei werden die Wissensbereiche des InfoServers in der Regel für folgende Nutzungsszenarien genutzt:

- Ablage von Unterlagen zu Konferenzen und Tagungen,
- Dokumenten- und Datenaustausch (für nationale und internationale Teams),
- Darstellung von Projektergebnissen (insbesondere in der Wissensbasis),
- Informationsbereitstellung (z. B. über internationalen Gremien und Netzwerken),
- Projektbearbeitung und teilweise zum Projektmanagement (insbesondere auf dem GCP).

Insgesamt wurden auf dem InfoServer im Laufe der Inventarisierung 474 Webseiten erfasst. Diese beinhalteten 4.534 Listen und Bibliotheken mit 272.552 Dokumenten. Die Ergebnisse wurden in zahlreichen Listen und Übersichten dokumentiert, die aus Daten- bzw. IT-Sicherheitsgründen in /DIE 21/ nur auszugsweise dargestellt sind.

6.2.2 Phase 2: Bedarfsanalysen zur Nutzung der Wissensquellen

Basierend auf den Ergebnissen der Bestandsaufnahme erfolgten Analysen der identifizierten Wissensquellen hinsichtlich zu aktualisierender, fehlender oder nicht genutzter Wissensbereiche.

Dazu war es zunächst notwendig, die fachlich Verantwortlichen der erfassten Wissensquellen inklusive der dort bereitgestellten Wissensseiten zu identifizieren. Der Schwerpunkt dieser Arbeiten lag dabei zunächst auf den wichtigsten Wissensquellen zur nuklearen Sicherheit sowie auf den Wissensbereichen mit erhöhtem Optimierungsbedarf (s. Kapitel 6.2.1, Phase 1).

Zur Durchführung der Bedarfsanalysen war außerdem notwendig, eine strukturierte und zielgerichtete Methode zur Nutzerbefragung zu entwickeln und zu etablieren. Hierzu wurden insbesondere die für das PNS entwickelten Prozesse zur Überprüfung der Aktualität der Inhalte und Benutzerrechte genutzt und entsprechend erweitert. Diese werden in Kapitel 6.2.4 (Phase 4) detailliert beschrieben.

Diese Prozesse werden als Abfrage an die jeweiligen Seitenverantwortlichen im Rahmen der Projekte zum Betrieb des PNS (UM18R01500, 4721R01500) regelmäßig (halbjährlich) durchgeführt, jedoch innerhalb dieses Arbeitspunktes hinsichtlich der Aufgabenstellung ausgewertet. Ergänzend wurden mit ausgewählten fachlichen Verantwortlichen zusätzliche Gespräche und Diskussionen, insbesondere zu notwendigen Anpassungen bei der Inhaltsbereitstellung, geführt. So konnte zielgerichtet ein Abgleich von neuen Anforderungen mit dem aktuellen Status (IST-Zustand) erfolgen.

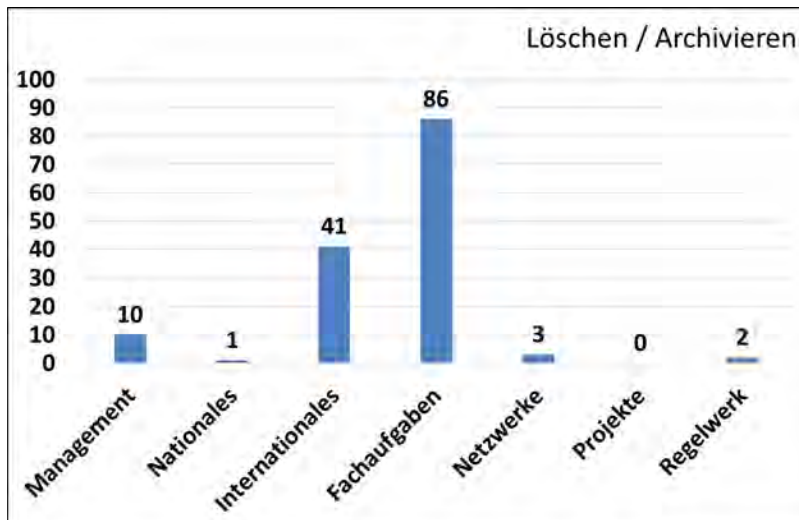


Abb. 6.7 Veraltete Wissensseiten des PNS

Als Ergebnis der Bedarfsanalysen konnte festgestellt werden, dass zahlreiche Portalseiten veraltet bzw. kaum genutzt werden. Dies gilt insbesondere für Portalseiten ohne laufende zuarbeitende Projekte. Die Klärung zum weiteren Betrieb solcher ungenutzter Portalseiten erwies sich dabei als äußerst umständlich und schwierig, da bisher keine Prozedur zur Löschung bzw. Archivierung von Portalseiten etabliert ist. Zur Verbesserung beim Umgang mit nicht mehr genutzten Seiten ist ein entsprechender Prozess zu entwickeln. Eine mögliche Vorgehensweise wird im Umsetzungskonzept (Phase 3) vorgeschlagen.

Weiterhin hat die Bedarfsanalyse ergeben, dass insbesondere bei den Portal-Bereichen „Fachaufgaben“ und „Internationales“ hohes Optimierungspotenzial besteht. Aus diesem Grunde erfolgten in Zusammenarbeit mit den fachlichen Verantwortlichen zahlreiche intensive Diskussionen zur Verschlinkung der Portal-Struktur. Es wurden zahlreiche Wissensseiten identifiziert, dessen Inhalte in die Wissensbasis zur nuklearen Sicherheit im Ausland überführt werden können. Zur Unterstützung möglicher Überführungsarbeiten erfolgte eine Sichtung und Bestimmung relevanter Inhalte. Der Anpassungsbedarf der Wissensbasis zur nuklearen Sicherheit im Ausland war dementsprechend abzugleichen, wobei der Arbeitsaufwand möglichst gering ausfallen sollte.

Zusätzlich wurde Anpassungsbedarf bei weiteren Portal-Bereichen des PNS und anderen Wissensquellen auf dem InfoServer, wie z. B. GCP oder Wissensbasis zur nuklearen Sicherheit im Ausland, ermittelt. Die Arbeitsergebnisse aller Bedarfsanalysen sind in einer technischen Notiz zu den "Ergebnissen von Bedarfsanalysen zur Nutzung der Wissensquellen auf dem InfoServer" zusammenfassend dokumentiert (s. /DIE 23a/).

Besondere Beachtung bei den Bedarfsanalysen fanden die notwendigen Arbeiten zur Vorbereitung der Migration des InfoServers nach SharePoint 2019, welche im 3. Quartal 2023 geplant ist.

6.2.3 Phase 3: Umsetzung der Erkenntnisse aus den Bedarfsanalysen

Auf der Grundlage der Ergebnisse der Bedarfsanalyse wurde ein Umsetzungskonzept erarbeitet, um eine bedarfsgerechte Strukturierung und Bereitstellung von vorhandenen bzw. neuen Inhalten zu gewährleisten. Das Umsetzungskonzept beinhaltet verschiedene Aspekte, insbesondere die Anpassung, Löschung, Stilllegung bzw. Archivierung von Wissensseiten des InfoServers. Besonderes Augenmerk wird dabei sowohl auf besondere Anforderungen an ausgewählte Wissensquellen als auch auf die Vorbereitung der im Jahr 2023 geplanten Migration des InfoServers gelegt.

Die Bedarfsanalysen zur Bereitstellung von Inhalten auf dem InfoServer, insbesondere auf dem PNS, haben ergeben, dass viele Wissensseiten nicht mehr aktualisiert bzw. nicht mehr genutzt werden. Daher wurden Überlegungen hinsichtlich des Umgangs mit als solchen identifizierten Wissensseiten angestellt. Dabei war die Bereitstellung von weiter relevanten Inhalten von besonderer Bedeutung. Bisher ist jedoch noch keine Prozedur zur Löschung bzw. Archivierung von nicht aktuellen PNS-Seiten etabliert. In der Regel bleiben nicht mehr gepflegte Seiten im Zustand der letzten Aktualisierung erhalten. Daher ist in der Regel die Gültigkeit bzw. Aktualität des Informationsstandes des PNS nicht immer gewährleistet. Zur Überprüfung der Aktualität der Inhalte ist bereits eine regelmäßige Überprüfungsprozedur etabliert (s. Phase 2), die Ende 2020 erstmalig angewendet wurde. Diese ermittelt den Informationsstand der jeweiligen Portalseite, legt jedoch keine Verfahrensweise für den Fall des Ablaufs der Nutzungsdauer fest. Deshalb wird innerhalb des Umsetzungskonzepts folgendes Vorgehen beim Umgang mit nicht mehr genutzten Seiten vorgeschlagen:

Zunächst erfolgt die Ermittlung einer nicht mehr genutzten Wissensseite durch

- Meldung durch Seitenverantwortlichen oder nach Auswertung der Benutzerumfrage zur Inhaltsaktualität,
- Auswertung des Prozesses zur Seitenerstellung, der unter anderem die Lebensdauer der erstellte Wissensseite erfragt.

Nach Klärung des Seitenstatus zum Ende der Nutzungsdauer ist eine Entscheidung über die weitere Verfahrensweise vom Steuerungsgremium zu treffen. Dabei stehen folgende Optionen zur Verfügung:

1. Löschen der Seite

- Das „Info Support Team“ löscht die Seite und alle dort gespeicherten Inhalte und Dokumente

2. Stilllegung der Seite

- Relevante Inhalte werden auf der Seite belassen, nicht mehr relevante Inhalte werden gelöscht. Die Berechtigungen für Seitenbenutzer werden auf „Lesenden Zugang“ beschränkt. Die Seitenverantwortung geht an das „Info Support Team“ über.

3. Archivierung der Seite

- Die Inhalte der Seite werden nach erfolgter Sichtung komplett oder teilweise in geeigneter Form gesichert und an einem anderen Speicherort (z. B. File-Share, Datenbanken, Dokumentensammlungen, Wissensbasis oder separater Archiv-Bereich) verfügbar gemacht. Eine Klärung zu Fragen der Archivierungsmethode, Zugriffsberechtigungen und der hierfür bereitzustellenden Ressourcen wird herbeigeführt. Die Seite wird anschließend gelöscht. Archivierte Daten sollten ebenfalls regelmäßig auf Relevanz überprüft werden.
- Für die Archivierung von ausgewählten nicht mehr genutzten PNS-Seiten (Option 2) wird die Einrichtung eines entsprechenden Archiv-Bereichs (PNS-Archiv) vorgeschlagen.

Die Arbeiten zur Archivierung von nicht mehr genutzten Wissensseiten erfordern je nach Umfang der dort abgelegten Inhalte einen gewissen Aufwand. Die Arbeiten beinhalten das Sichten, Überprüfen und die Überführung in ein entsprechendes Archiv. Deshalb sollte in diesem Fall die Option der Stilllegung von Wissensseiten zunächst favorisiert werden. Dabei bleiben die Wissensseiten vorerst bestehen, werden jedoch entsprechend gekennzeichnet und die Benutzerrechte angepasst.

Weiterhin wurden im Rahmen der Bedarfsanalysen verschiedene Anpassungsbedarfe bei der Inhaltsbereitstellung in diversen Wissensquellen festgestellt, welche im Umsetzungskonzept berücksichtigt wurden.

Beispielsweise erforderte die Überführung von Inhalten des PNS in die Wissensbasis zur nuklearen Sicherheit im Ausland eine Erweiterung der Wissensbasis, insbesondere um Wissensseiten für Standorte ausgewählter kerntechnischer Anlagen. Darüber hinaus sollte die Funktionalität der ursprünglichen Nachrichtenblöcke bei russischen Anlagen beibehalten werden. Die neuen Nachrichten können zwar in den Newsblog der Wissensbasis eingetragen werden, jedoch sind bisher keine Möglichkeiten einer gezielten Filterung (z. B. nach Land, Standort oder Anlagentyp) möglich. Deshalb wurde ein entsprechendes Konzept zur Erweiterung der Struktur des vorhandenen Newsblogs erstellt.

Aufgrund der Strukturierung der Wissensbasis zur nuklearen Sicherheit im Ausland sowie ihrer Elemente (insbesondere die Wissensseiten) ergeben sich besondere Anforderungen und Bedarfe hinsichtlich der Vorbereitung der Migration des InfoServers. Unter diesem Gesichtspunkt wurden bei der Erstellung des Umsetzungskonzepts die wesentlichen Aspekte, welche für künftige Migrationen des InfoServers auch für andere Wissensquellen (wie PNS, GCP) von Bedeutung sein können, mitberücksichtigt. Im Rahmen dieser Arbeiten wurde ebenfalls identifiziert, welche Portalbereiche des InfoServers nicht migriert werden können oder sollen. Zusätzlich erfolgte eine Ermittlung des jeweiligen Sicherheitsbedarfs der dort abgelegten Inhalte. In das entsprechende Umsetzungskonzept sind notwendige Datensicherungsarbeiten mit aufgenommen worden. Die Überlegungen schließen dabei die Art der Daten- und Dokumentensicherung, die Festlegung der Datenformate sowie die Vorbereitung von Speicherorten mit ein.

Außerdem hat der Bedarf an der Verfügbarkeit von Webinaren bzw. elektronischen Seminarunterlagen insbesondere während der Beschränkungen aufgrund der Corona-Pandemie stark zugenommen. Diesem Bedarf wurde auch innerhalb der Wissensbasis Rechnung getragen, indem eine entsprechende Wissensseite für Webinare zu ausgewählten kerntechnischen Themen konzipiert und in die Wissensbasis aufgenommen wurde. Das entsprechende Konzept wurde um Ausbildungs-Webinare, welche die IAEO bereitstellt, erweitert. Die notwendigen Anpassungen sind durchgeführt worden.

Unter Berücksichtigung vorhandener Ressourcen konnten in diesem Arbeitspunkt weitere erste Anpassungen durchgeführt werden, wie:

- Begleitung der Überführung von PNS-Inhalten zu russischen Reaktoren in die Wissensbasis (ggf. Portalanpassungen);
- Erstellung zusätzlicher Wissensseiten, insbesondere in der Wissensbasis zur nuklearen Sicherheit im Ausland;
- Stilllegung bzw. Löschung ausgewählter Wissensseiten;
- Sicherung von ausgewählten Wissensbeständen aus dem RISKAUDIT-Portal;
- Herstellung der notwendigen Inhaltsverknüpfungen und Freigaben für entsprechende Nutzergruppen;
- Anpassung der Datenstruktur und Inhaltsarchitektur, insbesondere zur Erzielung eines Wiedererkennungswertes bei Wissensseiten, z. B. in der Wissensbasis zur nuklearen Sicherheit im Ausland.

Abschließend sind alle Überlegungen zur Umsetzung der Erkenntnisse aus den Bedarfsanalysen in Form einer technischen Notiz zum „Umsetzungskonzept zur bedarfsgerechten Bereitstellung der Wissensquellen auf dem InfoServer“ dokumentiert worden (s. /DIE 23b/).

6.2.4 Phase 4: Bedarfsanalyse bzgl. Aktualisierung der Inhalte

Zur Bestimmung des Aktualisierungsbedarfs der Inhalte vorhandener Wissensbereiche war es notwendig, die zu aktualisierenden Wissensseiten systematisch zu erfassen (s. Kapitel 6.2.1) als auch einen entsprechenden Aktualisierungsprozess, inklusive Bestimmung von Verantwortlichkeiten und Fristen, zu erarbeiten.

Im Rahmen der durchgeführten Arbeiten, insbesondere für das PNS, wurden folgende Prozesse entwickelt und etabliert:

- Festlegung der Verantwortlichkeiten
- Prozess zur Seitenerstellung inklusive der Erfragung der Nutzungsdauer von Wissensseiten)
- Regelmäßige Überprüfungsprozeduren hinsichtlich Aktualität der Inhalte und Benutzerrechte inklusive Festlegung der Fristen

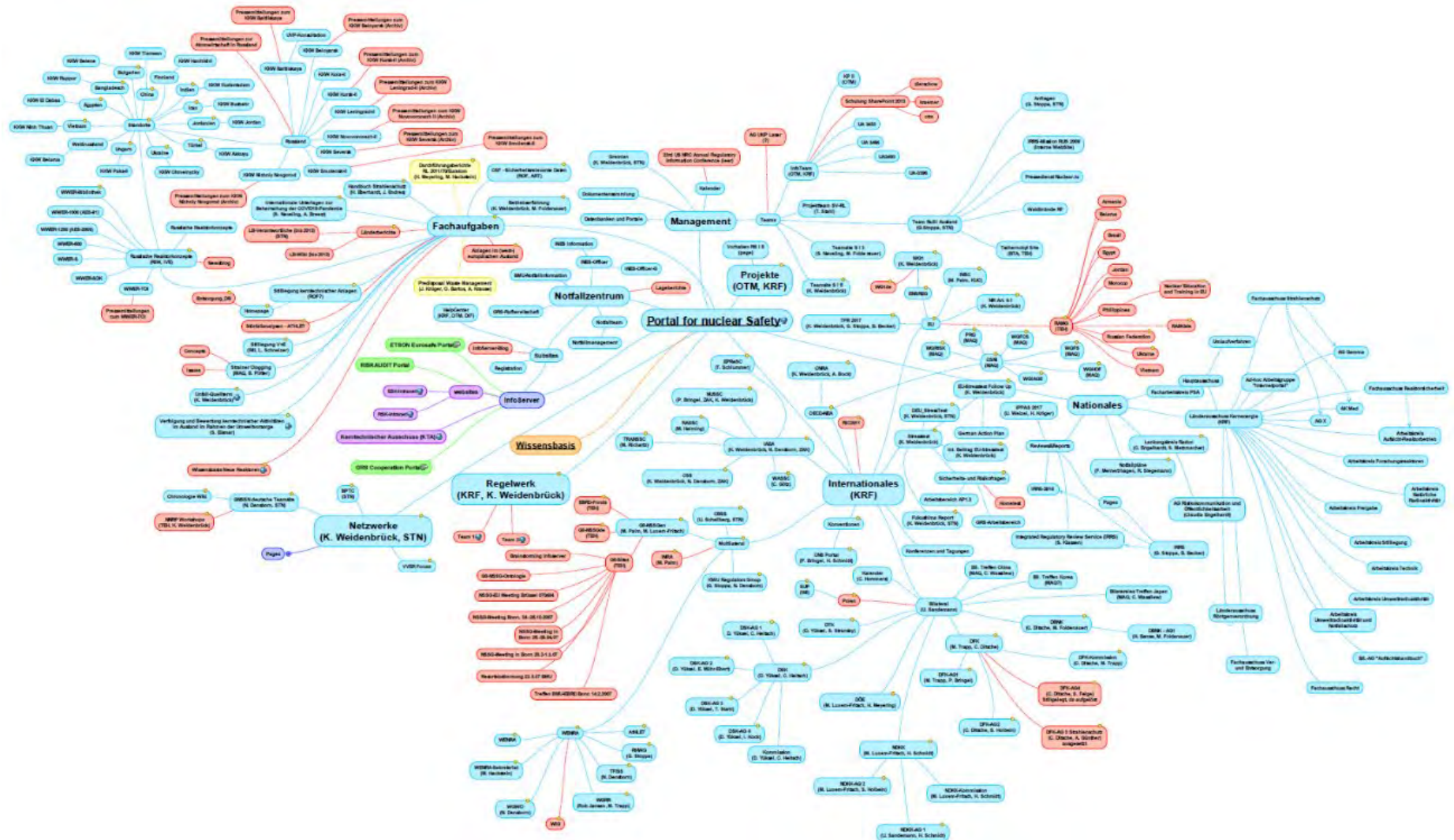


Abb. 6.8 Komplexe Struktur des PNS

Hierzu wurde sich auf das PNS als am meisten verwendetes Portal mit dem größten Optimierungsbedarf (s. Kapitel 6.2.1) konzentriert. Der Umfang des PNS ist in den letzten Jahren stetig und stark gewachsen und besteht aus 8 Portal-Bereichen mit über 300 Webseiten (inkl. Unterseiten und Wiki-Seiten). Diesen Wissensseiten sind bereits teilweise Seitenverantwortliche zugeordnet, die die jeweiligen Seiten verwalten. Gerade die Erfahrungen mit dem Betrieb des PNS haben jedoch gezeigt, dass aufgrund der gewachsenen Komplexität der Portal-Struktur (s. Abb. 6.8) bei der Verwaltung der Wissensseiten ein erheblicher Optimierungsbedarf besteht. Wegen der gestiegenen Anzahl der PNS-Portalseiten ist dessen Verwaltung nur noch mit Hilfe einer entsprechenden Organisationsstruktur zu gewährleisten.

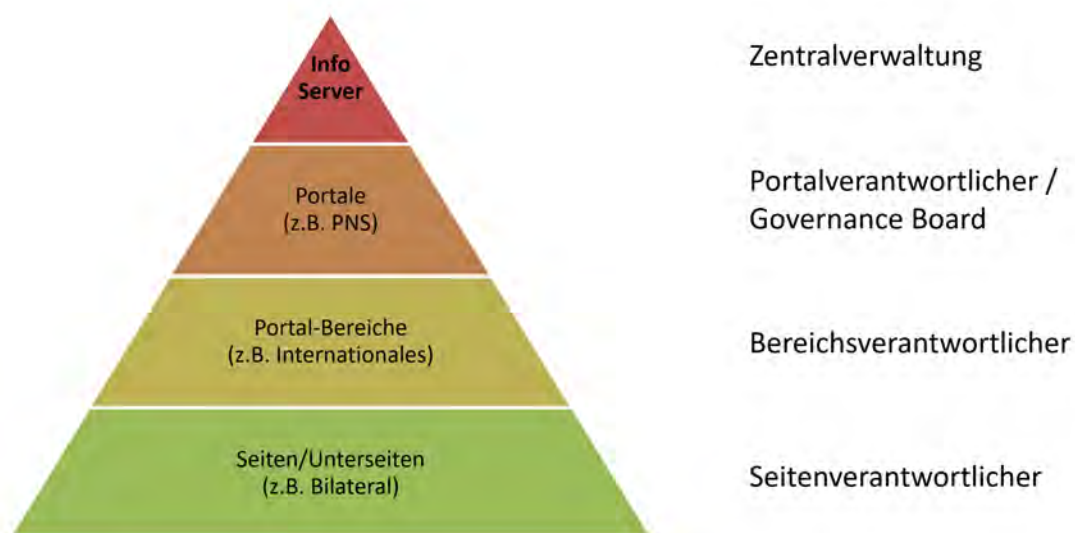


Abb. 6.9 Verwaltungsstruktur für den InfoServer

Deshalb wurden eine hierarchische Verwaltungsstruktur zur Steuerung des InfoServers (s. Abb. 6.9) sowie insbesondere für das PNS ein Steuerungsgremium bestehend aus Vertretern des BMUV und der GRS eingerichtet. Außerdem sind Bereichsverantwortliche benannt worden, um die Aktivitäten und Inhalte des jeweiligen Portals zu koordinieren. Die Portalbereiche des PNS bestehen aus einer Vielzahl von Wissens- und Kooperationsseiten und deren Unterseiten, die ggf. weiter thematisch gegliedert sein können. Jedem dieser Seiten wurde ein Seitenverantwortlicher zugeordnet, der entweder vom BMUV oder der GRS gestellt wird. Dieser ist verantwortlich für Aktualität des Inhalts der Wissensseite sowie für die Organisation der Benutzerzugriffsrechte, wobei er technisch vom InfoSupport-Team unterstützt wird.

Zur Festlegung des Vorgehens bei der Aktualisierung wurde ebenfalls ein entsprechender Prozess entwickelt. Dieser ist als eine halbjährige Befragung der Seitenverantwortlichen konzipiert, der im Rahmen der Projekte zum Betrieb des PNS (UM18R01500, 4721R01500) durchgeführt wurde.

Folgende Fragen kamen dabei zur Anwendung:

- Sind die Inhalte der PNS-Seite(n) aktuell (Ja/nein)?
- Wann erfolgt nächste Aktualisierung? Erfolgt in den nächsten 6 Monaten eine Aktualisierung (ja/nein)?
- Wird die PNS-Seite aktiv genutzt, d. h. wird sie regelmäßig aktualisiert (ja/nein)?
- Liste der aktuell zuarbeitenden Projekte und Arbeitspunkte, um die Inhalte der Seite bereitzustellen (vor allem bei GRS geführten Seiten).
- Sind die aktuell angegebenen Seitenverantwortlichen (BMUV/GRS) aktuell (ja/nein)? Wenn nicht, bitte aktuellen Seitenverantwortlichen benennen.

Ergänzt werden diese Abfragen durch den ebenfalls erarbeiteten Prozess zur Seitenerstellung. Hier wird beim Antragsteller erfragt, welche Nutzungsdauer für diese Wissensseite vorgesehen ist, was sich in der Regel an die Laufzeiten der zuarbeitenden Projekte orientieren soll.

Diese eingeführten Prozesse zur Abfrage der Inhaltsaktualität innerhalb des PNS inklusive der benannten Verantwortlichkeiten (Seitenverantwortliche) wurden verfolgt und regelmäßig ausgewertet. Die Abfrageprozeduren haben sich bewährt und können in angepasster Form auf weitere Wissensquellen (z. B. GCP und EEP) angewendet werden. Anhand dieser Informationen sind weitere zuarbeitende Projekte ermittelt sowie Optimierungen bei der Inhaltsaktualisierung mit den zur Verfügung stehenden Projekt-Ressourcen unter Berücksichtigung der jeweiligen Laufzeiten der Vorhaben identifiziert worden. Der ermittelte halbjährige Abfragezyklus gewährleistet eine ausreichende Verfolgung und Analyse der Inhaltsaktualität der Wissensquellen. Jedoch stehen nach Abschluss dieses Vorhabens keine weiteren Ressourcen zur Durchführung dieser Arbeiten zur Verfügung. Diese sollten deshalb bei der Planung zukünftiger zuarbeitender Projekte berücksichtigt werden oder im Rahmen des Vorhabens zum Betrieb des InfoServers erfolgen.

Die Ergebnisse der Arbeiten sind in Form einer technischen Notiz zum „Aktualisierungskonzept zu Wissensquellen auf dem InfoServer“ dokumentiert worden (s. /DIE 23c/). Diese flossen außerdem kontinuierlich in das Aktualisierungskonzept (Phase 2) und das Umsetzungskonzept (Phase 3) ein.

6.2.5 Phase 5: Überprüfung der Umsetzung

Schwerpunkte der Arbeiten in Phase 5 war die Überprüfung der implementierten Strukturen auf Benutzerfreundlichkeit und Bedienbarkeit sowie die Bewertung der implementierten Prozesse auf Anwendbarkeit.

Schwerpunkte der Arbeiten in Phase 5 war die Überprüfung der implementierten Strukturen zur Wissensbereitstellung im Hinblick auf Benutzerfreundlichkeit und Bedienbarkeit der Portal-Elemente. Außerdem wurden die implementierten Prozesse, insbesondere zur Seitenerstellung, Inhaltsaktualisierung und Umgang mit veralteten oder nicht mehr genutzten Seiten, auf der Basis der konzeptionellen Analysen und Überlegungen aus Phase 2 bis Phase 4 überprüft.

Eine besondere Herausforderung stellte dabei außerdem die fachliche und organisatorische Umorganisation innerhalb der GRS dar. Von diesen Maßnahmen waren insbesondere die Abteilungen betroffen, welche die maßgeblich relevanten Projekte zur nuklearen Sicherheit im Ausland bearbeiten. Bei den Überprüfungsarbeiten hinsichtlich Konzeptionen und Umsetzungen hinsichtlich der entsprechenden Projektbearbeitung und Wissensbereitstellung bestätigte sich deshalb auch ein gewisser Anpassungsbedarf.

Im Rahmen der Arbeiten wurden zunächst geänderte Anforderungen und Anpassungen an zu nutzenden Wissensquellen zur Darstellung der Arbeitsergebnisse identifiziert, welche sich unter anderem aus den geänderten Zuständigkeiten ergeben. Dabei spielt die Wissensbasis zur nuklearen Sicherheit im Ausland eine zentrale Rolle.

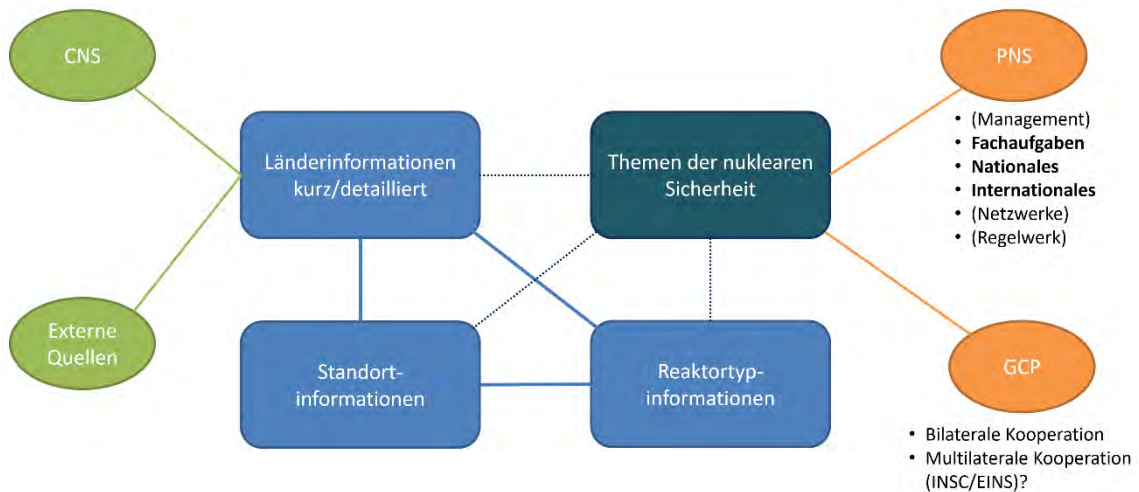


Abb. 6.10 Inhaltsübersicht der Wissensbasis und Verknüpfungen zu anderen Wissensquellen

Die Implementierung von kontext-basierten Verknüpfungen innerhalb der Bestandteile der Wissensbasis (Länder-, Standort- und Reaktortypinformationen) erlaubt eine schnelle und gezielte Navigation zu relevanten Informationen, die miteinander in Beziehung stehen (Schematische Darstellung in Abb. 6.10). Die Informationen zu den Standorten sollen dabei noch stärker in die anderen Teilbereiche (Länderinformationen, Reaktortypinformationen) eingebunden werden.

Zur Verbesserung der Benutzerfreundlichkeit und der besseren Auffindbarkeit relevanter Wissensseiten auf dem InfoServer und anderer Wissensquellen (wie GRS-Portal) wird die Erstellung von themenspezifischen Wissenslandkarten in Form von MindMaps vorgeschlagen. Diese können den Experten sowohl lokal als auch auf den jeweiligen Wissensseiten in den Portalen bereitgestellt werden.

Ein weiterer Optimierungsbedarf wird bei der projektbezogenen Inhaltsaktualisierung und Wissensbereitstellung auf dem PNS und in der Wissensbasis zur nuklearen Sicherheit im Ausland gesehen. Deshalb erfolgte aufgrund der geänderten Gegebenheiten eine erneute Analyse aller laufenden und geplanten Vorhaben hinsichtlich fachlicher Inhalte unter Berücksichtigung des internen bzw. externen Dokumentationsbedarfs. Auf der Basis der bisherigen konzeptionellen Überlegungen wurde eine geeignete Zuordnung der relevanten Projekte zu einzelnen Wissensbereichen durchgeführt (s. Abb. 6.11).

	EF 1	EF 3	AF 2	AF 1	Bil. Kommissionen	TANR	INT Konus	CNS
Länder	Länderdetailinformationen auf WB NuSi und "eingefrorene" PDF-Versionen (Länderauswahl anhand Liste 1 und 2)		Länderübersichtsinformationen auf WB NuSi (Länderauswahl anhand Liste 1 und 2)		Länderkurzinformationen (Länderauswahl FR, NL, BE, CH, DK, AU)	Länderkurzinformationen (Länderauswahl auf Wunsch von S 14)		Ländermemos
						Informationen zu Neueinsteigerländern UMK-Papier (Neubauplänen und Pläne zum Langzeitbetrieb in Europa)		
Standorte	Standortdossiers für Standorte mit (geplanten) neuen Reaktoren (GEN3/4, SMR)		Standortdossiers für existierende Reaktoren (GEN2)			Screening der KKW in Europa (JVP, LZV, BE-Versorgung)		
	Standortseiten auf WB NuSi für Standorte mit (geplanten) neuen Reaktoren (GEN3/4, SMR)	Standortseiten auf WB NuSi für grenznahe Standorte	Standortseiten auf WB NuSi für existierende nicht-grenznahe Standorte					
	Standortseiten in den Baulinienhandbüchern für WWER/RBMK (GEN1-2)	Nachrüstungen grenznaher Anlagen (FR, BE, NL, CH, CZ, SK)		Übersichten zu Standort, Konzept und Nachrüstungen (Vorbereitung bil. Komm.)			Nachrüstungen Rowno-1/2 und Armenien-2	
Konzepte	Reaktorkonzeptbeschreibungen für russische Anlagenkonzepte (GEN1-3)	(generische) Reaktorkonzeptbeschreibungen für existierende westliche Anlagenkonzepte (GEN2)	Reaktorkonzeptbeschreibungen für (geplante) neue Reaktoren (GEN3/4, SMR)			Übersichtsinformationen zu Bauvorhaben und geplanten Konzepten		
	Reaktorkonzept-Seiten in der WB NuSiA für Konzepte der Generationen 3 und 4					SMR-Entwicklungen in ausgewählten Ländern		

Abb. 6.11 Schema der Inhaltsbereitstellung gemäß Vorhaben

Da viele Vorhaben thematische Überschneidungen oder Anknüpfungspunkte besitzen, soll dadurch eine effektive und effiziente Aktualisierung relevanter Wissensinhalte hinsichtlich Kompetenzerhalt und unter Gewährleistung der jeweiligen Dokumentationspflichten ermöglicht werden. In diesem Zusammenhang wird ebenfalls vorgeschlagen, entsprechende Wissenslandkarten zur Verbesserung der Übersichtlichkeit zur Verfügung zu stellen (Beispiel s. Abb. 6.12).

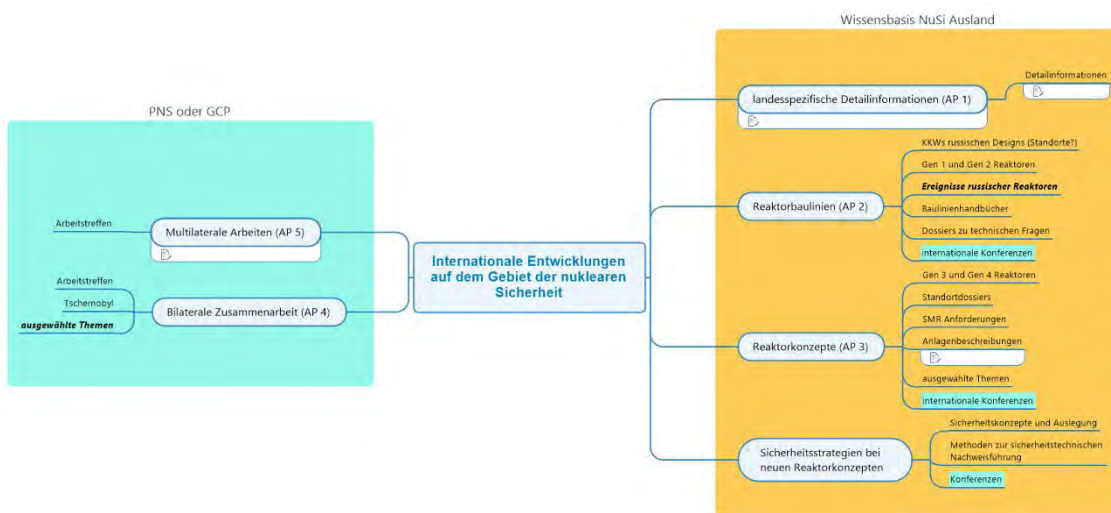


Abb. 6.12 Dokumentation am Beispiel von Projekt EF 1

Auf der Basis dieser Untersuchungen wurde ein interner Erfahrungsaustausch zur Nutzung der Wissensquellen zur nuklearen Sicherheit im Ausland durchgeführt. Dabei

wurde weiterer Anpassungs- und Optimierungsbedarf auch auf der Basis geänderter Randbedingungen ermittelt und diskutiert. Der Fokus der Arbeiten lag dabei auch auf zusätzlichen Anforderungen zur Vereinheitlichung der Wissensbereitstellung für Reaktoren westlicher und russischer Bauart, insbesondere bei der Bewertung von Betriebsereignissen.

Betrachtet wurden ferner die Anbindungen der Wissensbasis an anderen Wissensquellen. Dabei zeigten sich die etablierten Verlinkungen zu verschiedenen Wissensportalen ebenfalls als positiv an. Diese sollten jedoch weiter ausgebaut werden. Beispielsweise könnten nützliche Verweise zwischen dem Portal für nukleare Sicherheit (PNS) bzw. GRS Cooperation Portal (GCP) und den Wissensseiten im Bereich „Themen der nuklearen Sicherheit“ ergänzt werden. Zusätzlich soll der Umfang der Wissensseiten auf dem GCP auf die wesentlichen Inhalte, die unmittelbare Projekt-Relevanz besitzen beschränken. Archivierungsoptionen wurden in das entsprechende Umsetzungskonzept aufgenommen.

Unter Berücksichtigung der bisherigen Überlegungen wurden Gespräche zur Vor- und Nachbereitung von Wissensseiten im Hinblick auf der Migration des InfoServers geführt. Die technischen Arbeiten sind im Rahmen des BMUV-Vorhabens 4721R01500 geplant. Zur Optimierung des Migrationsprozesses wurden insbesondere die notwendigen und zu bewahrenden Inhalte im GCP besprochen und identifiziert, wobei die Informationen zu den bilateralen und multilateralen Aktivitäten im Vordergrund standen, z. B. Informationen zu EU-Vorhaben (INSC/EINS). Nicht notwendige Wissensseiten sollen stillgelegt bzw. gesichert werden. Die bereits implementierten Prozesse sind dafür geeignet. Es ist notwendig, dass diese dabei rechtzeitig durchlaufen werden.

Tests zu Änderungen ausgewählter Wissensquellen, die aufgrund des hohen Anpassungsaufwandes bisher nicht durchgeführt werden konnten, wurden ebenfalls durchgeführt. Dabei handelte es sich insbesondere um die Überprüfung der Umsetzbarkeit der konzeptionellen Überlegungen zum Newsblog der Wissensbasis zur nuklearen Sicherheit im Ausland. Dazu ist zunächst die Inhaltsstruktur der Kategorienliste, welche die Metainformationen der Nachrichten verwaltet, erweitert worden. Die neuen Möglichkeiten der Filterung nach Standort wurden erfolgreich getestet. Benötigte Layoutanpassungen wurden ermittelt.

Das Ergebnis dieser Arbeiten sind unter Berücksichtigung der erzielten Resultate in den Phasen 1-4 auch in Form eines Vorhabenberichts zum „Status der Weiterentwicklung des InfoServer“ dokumentiert (siehe /DIE 23d/). Neben einer Beschreibung des aktuellen

Status der relevanten Wissensquellen enthält dieser Konzeptvorschläge und Ideen zur weiteren Verbesserung der Wissensbereitstellung.

Folgender Optimierungsbedarf, insbesondere zur Nutzung der Wissensbasis zur Nuklearen Sicherheit im Ausland sowie des Portals für nukleare Sicherheit (PNS), wird weiterhin gesehen:

- Optimierung der Einbindung der Informationen zu Standorten von kerntechnischen Anlagen in die Wissensbasis, wobei diese mit verwandten Inhalten stärker verknüpft werden sollen;
- Ausbau der Verknüpfung der Wissensquellen oder einzelner Teilbereiche untereinander;
- Bedarf an Kurzanleitungen für neue oder unerfahrene Portalnutzer, beispielsweise zur Ablage der Unterlagen von besuchten Konferenzen und Tagungen;
- Weitere Optimierung der Prozesse zur Aktualisierung von Wissensseiten, deren Inhalte durch verschiedene Projekte gewonnen werden;
- Bereitstellung von Wissenslandkarten bzw. Knowledge Maps zur Repräsentation und Beschreibung von vorhandenen miteinander in Beziehung stehenden Wissensquellen zu diversen Aspekten der nuklearen Sicherheit zur Erhöhung der Übersichtlichkeit des Wissensbestandes sowie zur Optimierung der Navigation unter Berücksichtigung verschiedener Benutzergruppen.

Arbeitsintensive Anpassungen der Portalstruktur des InfoServers, die zwar während der Projektarbeit ermittelt aber noch nicht durchgeführt werden konnten, erfolgen aus Gründen der Aufwandsminimierung erst während der Migration der entsprechenden Infrastruktur auf die neue SharePoint Version. Diese ist im Rahmen des Vorhabens 4721R01500 geplant.

6.2.6 Nationaler und internationaler Erfahrungsaustausch

Neben den Arbeiten zur Optimierung der Wissensquellen wurden in diesem Arbeitspaket verschiedene Aktivitäten für einen Erfahrungsaustausch bezüglich Entwicklung, Implementierung und Anwendung von Wissensportalen und Wissensmanagementprozessen sowohl im nationalen als auch im internationalen Rahmen durchgeführt. Dazu wurden während der Projektlaufzeit zu geeigneten Organisationen (Regulatoren oder TSO)

aufgenommen, die bereits solche Systeme entwickelt, eingesetzt sowie entsprechende Erfahrungen gesammelt haben. Außerdem wurden geeignete Veranstaltungen ermittelt und besucht, um den Stand von Wissenschaft und Technik zu verfolgen.

6.2.6.1 Nationaler Erfahrungsaustausch

Im Rahmen des nationalen Erfahrungsaustausches wurde am Kongress „16. Virtuelle Stuttgarter Wissensmanagement-Tage“ vom 09.11.2020 bis 13.11.2020 in Stuttgart teilgenommen. Der Besuch dieser Veranstaltung ermöglichte das Verfolgen von aktuellen Methoden und Tools des Wissensmanagements, insbesondere zu Aufbau und Betrieb von Wissens- und Informationsportalen. Folgende Schwerpunktthemen wurden diskutiert:

- Wachsende Bedeutung von Strategien, Konzepten und anderen Steuerungsdokumenten;
- häufige Verwendung von Multiplikatoren-Netzwerken beim Ausbau von Portalen;
- neue Methoden zum Wissenstransfer und anderer Wissensmanagement-Prozesse (z. B. Wissenslandkarten);
- Einbindung moderner Kommunikationstools;
- Einsatzmöglichkeiten zusätzlicher Portalfunktionen (insbesondere Community-Funktionen);
- mögliche Einsatzgebiete für intelligente Suchlösungen.

Die Ergebnisse dieser Aktivitäten wurden in Form eines Erfahrungsberichts dokumentiert (/DIE 20/).

Die besuchten Vorträge sowie die ergänzenden Diskussionen zu den entsprechenden Themen trugen zu einem Erkenntnisgewinn hinsichtlich der Optimierung vorhandener Prozesse zur Wissensermittlung, Wissenssammlung, Wissensablage und Wissensbereitstellung bei. Daneben war von Seiten des Veranstalters und anderer Teilnehmer großes Interesse an einem Austausch der Erfahrungen mit der GRS zu Implementierung und Anwendung von Wissensportalen im behördlichen Umfeld sichtbar.

Vom 05. bis 06. Juli 2022 fand unter dem Leitthema „The Re-Return of Knowledge Management“ die LernOS Convention 2022 (loscon22) in Nürnberg statt. Diese

Veranstaltung wurde in hybrider Form durchgeführt. Dadurch konnte die Möglichkeit einer Online-Teilnahme genutzt werden. Schwerpunktthemen der Konferenz waren die Verbesserung des systematischen Umgangs mit Wissen sowie das Lernen in Organisationen. Dabei standen Erfahrungsaustausch und Reflexion zu praxiserprobten Methoden und Tools des Wissensmanagements im Vordergrund. Bereits bei der Durchführung dieser Veranstaltung kamen solche Verfahren zum Einsatz. Ausgewählte Themenschwerpunkte wurden dabei als sogenannte Impulsvorträge und Lightning Talks vorgestellt und dadurch Diskussionen angeregt. Besonders interessant waren beispielsweise Vorträge zur Wissensermittlung („Wie Siemens weiß, was Siemens weiß“), zur Zusammenarbeit („Euer Weg zur besseren Zusammenarbeit & nachhaltigem Wissensmanagement“) sowie zur Wissensnavigation („Knowledge Navigation – Beyond the Library“). Außerdem wurden wichtige strategische Aspekte, wie die Erstellung von Leitfäden zur Organisation von Wissen sowie individuellem und organisationalem Lernen, beleuchtet.

Zur Darstellung der wesentlichen Schwerpunkte aus den Lightning Talks ist eine sogenannte Scetchnote entstanden (s. Abb. 6.13), welche als eine moderne Art der Inhaltsdarstellung angesehen wird. Bei dieser kreativen Methode werden mnemotechnische Mentalfaktoren verwendet, die dazu beitragen sollen, einen verbesserten Zugang zu den übermittelten Informationen zu bekommen. Weiterhin stärken solche Visualisierungen die Reminiszenz, Reflexion sowie die Vernetzung mit dem eigenen Vorwissen.

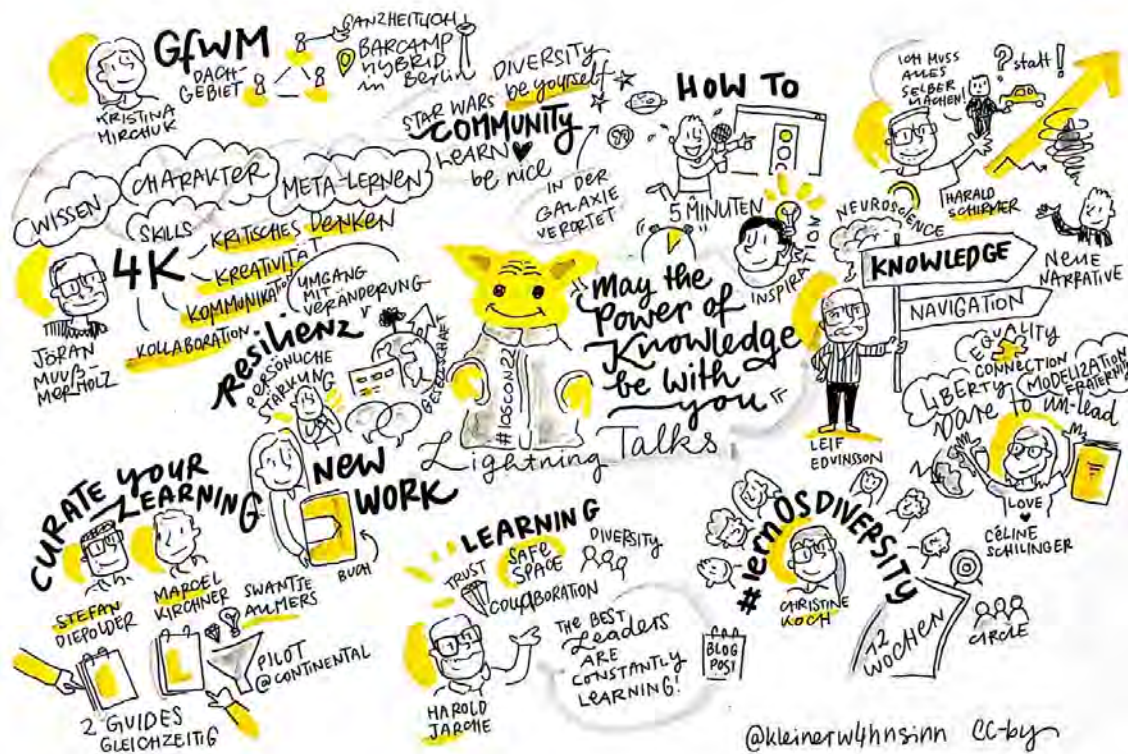


Abb. 6.13 Übersicht der Schwerpunkte aus den Lightning Talks

Ein weiterer Teil der Konferenz bestand aus Fachvorträgen, die thematisch geordnet in separaten Sessions gehalten wurden. Schwerpunkte der besuchten Fachvorträge und Diskussionen waren insbesondere:

- Wissenserfassung, Wissenstransfer und digitale Zusammenarbeit unter Nutzung verschiedener moderner Werkzeuge und Methoden,
- Wissensmanagement mit neuen Tools im Rahmen von Microsoft 365 inklusive SharePoint (Viva Learning, Viva Topic und SharePoint Syntex),
- Community-Management inklusive Erstellung von entsprechenden Leitfäden,
- Förderung von individuellem und organisationalem Lernen mit Hilfe geeigneter Werkzeuge (als Hauptaufgabe der Lernenden Organisation).

Die vorgestellten Wissensmanagement-Tools sind zum größten Teil bereits auf die hybride Anwendung ausgelegt. Diese basieren weitestgehend auf bestehenden verbreiteten Lösungen oder sind dort integrierbar. Beispielsweise wurde eine entwickelte Anwendung in MS Teams vorgestellt, welche zur Erfassung informellen Wissens dient. Die in dieser Lösung abgebildete Methode basiert auf Standardsituationen und Problemfeldern aus dem Arbeitsumfeld, deren Bewältigung über ein entsprechendes Experten-Debriefing

dokumentiert wird. Dieses Wissen wird in einer Wissensbasis zusammengeführt und den Mitarbeitern zur Verfügung gestellt. Weiterhin zielt die Lösung auf die Identifikation von wichtigem Wissen und die Ermittlung kompetenter Ansprechpartner ab.

Die erworbenen Kenntnisse über die vorgestellten Methoden ergänzen sinnvoll die vorhandenen Erfahrungen zum Aufbau und Betrieb von Wissens- und Informationsplattformen. Außerdem können aus den praxisnahen Erfahrungen sinnvolle anwendbare Wissensprozesse, insbesondere im Kompetenzfeld Nukleare Sicherheit, abgeleitet werden. Zur Organisation und Durchführung von hybriden Veranstaltungen sowie der Nachhaltigkeit der erzielten Ergebnisse im Hinblick auf erfolgreiches Wissensmanagement wurden zusätzliche Anregungen gegeben. Die Erkenntnisse aus der besuchten Konferenz wurden in Form eines Erfahrungsberichts dokumentiert (/DIE 22/).

6.2.6.2 Internationaler Erfahrungsaustausch

Für einen Erfahrungsaustausch auf dem Gebiet des Wissensmanagements wurde darüber hinaus mit geeigneten internationalen Organisationen Kontakt aufgenommen.

Im Rahmen der bilateralen Zusammenarbeit mit der Ukraine konnte dieses Themengebiet in einem entsprechende Arbeitsprogramm mit der zuständigen TSO (SSTC NRS) vereinbart werden.

Ein entsprechendes Arbeitstreffen mit Vertretern von SSTC NRS (Ukraine) und der GRS zum Thema „Entwicklung, Implementierung und Anwendung von Wissensportalen und Wissensmanagementprozessen fand vom 14. – 15.12.2021 in Berlin statt. Im Vorfeld dazu gab es intensive Vorbereitungsaktivitäten, wie Auswahl und Abstimmung der Einzelthemen sowie die Erstellung der entsprechenden Präsentationen.

Während des Arbeitstreffens stellte die ukrainische Seite das Wissensmanagementsystem von SSTC NRS vor, welches auf der Normen ISO 9001:2015 sowie entsprechenden IAEO-Empfehlung beruht. Dieses ist ebenfalls in das organisationale Managementsystem von SSTC-NRS eingebunden. Der strategische Ansatz sowie der Status des Wissensmanagements als Bestandteil eines integrierten Wissensmanagementsystems konnte dabei herausgestellt werden. Die Diskussion über Möglichkeiten zu den weiteren Verbesserungen dieses Wissensmanagementsystems brachte zahlreiche interessante Ansätze hervor, z. B. hinsichtlich der Weiterentwicklung der WM-Strategie bzw. Policy, zur Verbesserung der Wissensmanagement-Kultur und des Wissenstransfers sowie

zum Ausbau von Wissensportalen. Auf besonderes Interesse stießen die Planungen von SSTC NRS, ihre Plattformen schrittweise unter Verwendung von Cloud-Services aus- bzw. umzubauen. Das Arbeitstreffen wurden in einem Protokoll dokumentiert (/GRS 21/).

Auf der Basis der bilateralen Zusammenarbeit wurde ein weiteres Arbeitstreffen mit SSTC NRS für 2022 geplant, um die Fortschritte bei der Weiterentwicklung ihrer Plattform zu verfolgen und zu diskutieren. Dazu erfolgten entsprechende vorbereitende Aktivitäten. Zwar bekräftigten die ukrainischen Partner noch einmal ihre Bereitschaft zur Zusammenarbeit auf dem Gebiet des Wissensmanagements, jedoch musste aufgrund der aktuellen Kriegslage in der Ukraine und der sich daraus ergebenden Einschränkungen bei der Ausreise ukrainischer Experten auf die Durchführung eines Präsenztreffens verzichtet werden. Die Möglichkeit der Durchführung eines solchen Workshops in Form einer Videokonferenz wurde geprüft, konnte jedoch im Projektzeitraum nicht realisiert werden.

Am 29.06.2022 fand die EURAD-Jahrestagung (European Joint Programme on Radioactive Waste Management) als Online-Veranstaltung statt, wobei sich die Teilnahme auf die Sitzung der Arbeitsgruppe beschränkte, die sich mit der Anwendung von Methoden und Tools für Wissensmanagement beschäftigte.

Aufgrund der engen thematischen Verknüpfung wurde die Möglichkeit eines Erfahrungsaustausches mit Experten aus diesem verwandten Fachgebiet genutzt, um bewährte Methoden und Tools hinsichtlich Übertragbarkeit und Anwendbarkeit hinsichtlich der Bedürfnisse zur Wissensbereitstellung auf dem InfoServer zu identifizieren.

Schwerpunktthema dieser Sitzung war die Bedeutung von Wissen und Wissensmanagement bei der Umsetzung von Aktivitäten zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Die Diskussionen umfassten dabei verschiedene Aspekte des Wissensmanagements, unterschiedliche Herangehensweisen und Erfahrungen. Besonderes Augenmerk galt der generationenübergreifenden Weitergabe von Wissen und der Verhinderung von Wissensverlust. Ergänzend wurden Lösungsansätze für konkrete Anwendungsbereiche, wie Tools zur Wissensbereitstellung (digitale Archive, Wikis), moderne Verfahren zur Dokumentensuche und Identifikation von Kompetenzen bzw. Expertenwissen, vorgestellt. Von besonderem Interesse war der Einsatz von Wissenslandkarten und sogenannter Knowledge Dashboards, welche der besseren Navigation in komplexen Portalstrukturen dienen sowie einen schnellen Zugang zu relevanten Informationen ermöglichen.

Zur Fortführung der geführten Diskussionen zu diesen Schwerpunktthemen wurde darüber hinaus an der Folgeveranstaltung dieser Arbeitsgruppe am 29.06.2022 teilgenommen. Insgesamt konnten dabei wertvolle Erkenntnisse zur Optimierung der GRS-Wissensmanagement-Tools gewonnen werden. Die präsentierten Methoden bieten vielversprechende Ansätze, um die Herausforderungen im Umgang mit radioaktiven Abfällen effizienter anzugehen und das Wissensmanagement in diesem sensiblen Bereich zu verbessern. Es bleibt das Ziel, den Zugriff auf relevante Informationen für Portal-Nutzer so einfach wie möglich zu gestalten. Die Ergebnisse der Diskussionen wurden in einem Erfahrungsbericht dokumentiert (/DIE 22a/).

Im Rahmen der Aktivitäten der IAEO war im Jahre 2021 mit den Planungen zur Konsolidierung und Umstrukturierung des GNSSN begonnen worden. Zunächst wurde dazu eine SWOT-Analyse des GNSSN von der IAEO durchgeführt. Da dieses Expertennetzwerk ebenfalls auf der SharePoint-Portaltechnologie beruht und die GRS an der Entwicklung beteiligt war, sind Diskussionen mit zuständigen Vertretern der IAEO angeregt und durchgeführt worden. Schwerpunkte dabei waren Erfahrungen bei der Verwaltung von Wissensportalen und Implementation geeigneter Prozesse unter Berücksichtigung der ermittelten Anforderungen.

Zur Verfolgung des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik konnten ebenfalls die von der IAEO bereitgestellten Webinare zum nuklearen Wissensmanagement genutzt werden. Dabei waren Informationen zu Einrichtung und Betrieb des neuen Nuclear Knowledge Management Digital Hub (NKMH), insbesondere der Organisation des hier bereitgestellten Wissens, von besonderem Interesse.

7 Weiterentwicklung von internationalen Netzwerken der nuklearen Sicherheit (AP 6)

7.1 Zielsetzung

Ziel der Arbeiten im Arbeitspaket 6 waren eigenständige Forschungs- und Entwicklungsarbeiten der GRS zur konzeptionellen und anwendungsbezogenen Weiterentwicklung internationaler Kooperations- und Wissensnetzwerke zur nuklearen Sicherheit. Im Rahmen der IAEO-Aktivitäten wurde sich an der Weiterentwicklung und Piloterprobung der nationalen Plattformen zur nuklearen Sicherheit NNSKP (National Nuclear Safety Knowledge Plattform) sowie weiterer Netzwerksegmente des Global Nuclear Safety and Security Networks (GNSSN) beteiligt.

Weitere Ziele waren die Weiterentwicklung, Aktualisierung, Anpassung und Ergänzung der deutschen Plattform für nukleare Sicherheit im GNSSN sowie der Erfahrungsaustausch und Methodentransfer mit ausgewählten Regulatoren beim Aufbau nationaler und regionaler Portale.

Dazu war deshalb ein aktiver Wissenstransfer und die aktive Mitarbeit in ausgewählten Kernteams des internationalen Sicherheitsnetzwerkes GNSSN sowie eine Teilnahme an Konsultationstreffen zur Koordinierung GNSSN Aktivitäten und der Weiterentwicklung der nationalen Wissensplattformen für nukleare Sicherheit notwendig.

7.2 Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

7.2.1 Aktualisierung, Weiterentwicklung und Pflege der deutschen NNSKP-Plattform

Um Ausbau und Nutzung des GNSSN und insbesondere der nationalen NNSKP im Rahmen der IAEO-Aktivitäten voranzutreiben, ist die deutsche Plattform beispielhaft für andere Mitgliedsstaaten regelmäßig weiterentwickelt, gepflegt und aktualisiert worden.

Zur Sicherung der Konsistenz aller Informationen im Informationsbereich der NNSKP-Plattform wurden regelmäßige Maßnahmen ergriffen. Diese bestanden aus einer quartalsweisen Überprüfung der Informationen auf den entsprechenden Wissensseiten des deutschen Bereichs der Plattform auf ihre Aktualität. Dabei erfolgte ein Vergleich der

Inhalte mit relevanten nationalen und teilweise internationalen Informationsressourcen, um die zu aktualisierenden Abschnitte zu identifizieren. Außerdem wurden die Verlinkungen auf externe Wissensseiten überprüft und gegebenenfalls aktualisiert bzw. ergänzt. Beispielsweise änderten sich teilweise die Internetauftritte der relevanten nationalen Organisationen während der Projektlaufzeit und mussten neu verknüpft werden. Nicht mehr relevante Wissensbereiche wurden identifiziert und entfernt.

Die zur Aktualisierung notwendige Verfolgung und Sammlung relevanter Informationen für die NNSKP-Plattform erfolgten ebenfalls in regelmäßigen Abständen. Einmal pro Quartal wurden alle für die Plattform relevanten Informationen erfasst und einer sorgfältigen Prüfung unterzogen. Gegebenenfalls wurden Aktualisierungen, Änderungen oder Ergänzungen an den zu aktualisierenden Wissensseiten vorgenommen. Relevante Publikationen oder zur Veröffentlichung auf dem Portal vorgesehene Dokumente sind durch Recherchetätigkeiten ermittelt und anschließend auf dem Portal in der Regel als deutsche und englische Version verfügbar gemacht worden.

Beispiele hierfür sind insbesondere:

- Statusberichte zur Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland,
- Nationale Berichte der Bundesrepublik Deutschland zur CNS bzw. JC,
- Berichte zum Status der kerntechnischen Anlagen in Deutschland (Informationen zu laufenden und in der Stilllegung befindlichen Anlagen),
- IAEA-Missionsberichte in Deutschland (z. B. ARTEMIS Mission Report).

Zur Verbesserung der Nachvollziehbarkeit der Inhalte wurden die Quellen in den Fußzeilen der jeweiligen NNSKP-Seiten mit aufgenommen. Das ermöglichte außerdem eine vereinfachte Überprüfung der Aktualität dieser Wissensseiten. Aufgrund der bevorstehenden Migration des GNSSN wurden die Wissensseiten und deren Dokumente in ihrer aktuellen Version (sowohl in der englischen als auch in der deutschen Fassung) gesichert, was eine eventuelle Wiederherstellung erleichtert.

Insgesamt wurden diese vielfältigen Maßnahmen und Aktivitäten in regelmäßigen Abständen, nämlich einmal pro Quartal, durchgeführt. Dadurch wurde gewährleistet, dass die Informationen auf der NNSKP-Plattform stets auf dem neuesten Stand waren, konsistent mit nationalen Informationsressourcen blieben und in mehreren Sprachen zugänglich gemacht wurden. Auf der Basis der Prüfungsergebnisse konnten ebenfalls

mögliche Weiterentwicklungen bzw. Anpassungen vorgeschlagen werden. Aufgrund von IT-Umstrukturierungsmaßnahmen des GNSSN bei der IAEO, die sich in der laufenden Umsetzungsphase auf geschützte Kollaborationsbereiche konzentrieren, konnten auf dieser Basis seit März 2022 keine zusätzlichen Verbesserungsvorschläge zur Weiterentwicklung des GNSSN eingebracht werden.

7.2.2 Verfolgung und Entwicklung des GNSSN, Teilnahme an Workshops

Im Projektzeitraum sind die Aktivitäten und Entwicklungen des GNSSN und seiner Netzwerksegmente aktiv verfolgt worden. Das beinhaltet sowohl administrative als auch themenspezifische Aspekte.

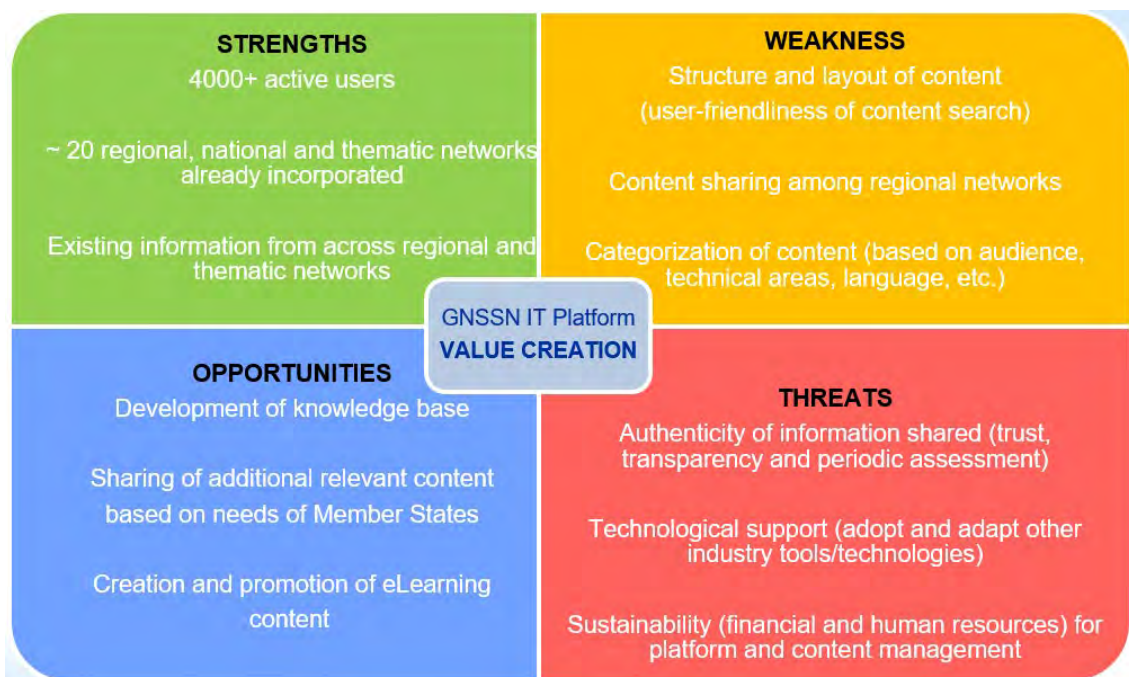


Abb. 7.1 SWOT-Analyse durch IAEO (Status KW 23 2021)

Im Rahmen der GNSSN-Aktivitäten der IAEO war im Jahre 2021 mit den Planungen zur Konsolidierung und Umstrukturierung des GNSSN begonnen worden. Dazu wurden die zur Verfügung gestellten Unterlagen gesichtet und ausgewertet. Die Arbeiten konzentrierten sich auf eine von der IAEO durchgeführte SWOT-Analyse des GNSSN sowie auf die im Projektzeitraum geplanten Aktivitäten, wobei die Planungen der IAEO drei Umstrukturierungsphasen umfassen. Die Analyseergebnisse sowie resultierende Vorschläge zu Neuorientierung bei Arbeitsschwerpunkten bezüglich dieser GNSSN-Aktivitäten sind im Rahmen eines Projektgesprächs mit dem Auftraggeber im Juni 2021 vorgestellt und diskutiert worden.

- Phase I: Umstrukturierung des öffentlichen GNSSN-Bereichs in Zusammenarbeit mit den beteiligten Nutzern, insbesondere regionale und thematische Netzwerke
- Phase II: Migration des GNSSN-Infrastruktur auf SharePoint 2019 (Juli 2021-Mai 2022)
- Phase III: Überprüfung und Optimierung der Zusammenarbeitsbereiche, insbesondere im geschützten GNSSN-Bereich
- Bedarfsermittlung über Kontaktstellen
 - Ermittlung verwaister Benutzergruppen



Abb. 7.2 Geplante Umstrukturierungsphasen des GNSSN

Folgende Anknüpfungspunkte an die Forschungstätigkeiten einschließlich Zusammenarbeit mit der IAEO konnten identifiziert werden:

- Mitarbeit an der GAP-Analyse zur GNSSN-Nutzung durch Review/Erarbeitung entsprechender Unterlagen, Analyse des deutschen NNSKP (s. Kapitel 7.2.1);
- Unterstützung der Neukonzeption des GNSSN durch Erfahrungsaustausch und Teilnahme an entsprechenden Workshops;
- Begleitung der vorbereitenden Aktivitäten zur geplanten Migration des GNSSN (Erfahrungsaustausch, ggf. Webseitenanpassungen)

Auf dieser Basis gab es einen entsprechenden Austausch sowie zahlreiche Diskussionen mit den zuständigen Vertretern der IAEO. Schwerpunkte der Gespräche waren insbesondere Erfahrungen bei der Verwaltung von Wissensportalen und Implementation geeigneter Prozesse unter Berücksichtigung der ermittelten (geänderten) Anforderungen. Da das GNSSN ebenfalls auf der SharePoint-Portaltechnologie beruht und die GRS an dessen Entwicklung beteiligt war, konnten zahlreiche Erfahrungen und Arbeitsergebnisse aus Arbeitspunkt 5 (s. Kapitel 6) genutzt werden.

Weiterhin ist im Rahmen der durchgeführten Arbeiten identifiziert worden, dass der Ausbau des Global Nuclear Safety and Security Communication Networks (GNSSCOM) als globales Netzwerk des GNSSN besonders stark intensiviert wurde. Deshalb erfolgte zunächst eine Sichtung von auf der Portalseite neu verfügbaren strategischen Unterlagen, insbesondere der Sitzungsunterlagen des Steuerungsgremiums (Steering Committee) sowie des Ergebnisberichtes zur durchgeführten Umfrage hinsichtlich Verbesserung der Kommunikation von Regulatoren.

GNSSCOM wurde 2016 von der IAEO als Mechanismus zur Unterstützung der Mitgliedsstaaten bei der Kommunikation während routinemäßiger Betriebsabläufe (z. B. nicht-Notfallsituationen) eingerichtet. GNSSCOM soll Kommunikationsexperten von Regierungsbehörden, technischen Unterstützungsorganisationen und anderen relevanten Organisationen der Mitgliedsstaaten ermutigen und unterstützen, sich zu vernetzen und zusammenzuarbeiten. Die Arbeiten sind dabei auf eine Verbesserung der Kommunikationseffektivität ausgerichtet und sollen zur Erhöhung des öffentlichen Vertrauens beitragen.

Die Hauptziele von GNSSCOM sind:

- Wissen, Fachkenntnisse, Erfahrungsberichte und bewährte Praktiken in der Kommunikation zu teilen;
- Kapazitätsaufbau in der Kommunikation durch Vernetzungsaktivitäten zu fördern;
- Strategien und Prozesse zur effektiven Kommunikation und Konsultation mit Interessengruppen zu entwickeln, umzusetzen und zu bewerten;
- Zugang zu Kommunikationsfachleuten, Tools, Materialien, Ressourcen, Wissensdatenbanken und Veröffentlichungen bereitzustellen, um die Kompetenz in der Kommunikation weiter zu stärken;
- Dialoge zu führen, um enge Arbeitsbeziehungen herzustellen und an kommunikationsbezogenen Themen zu arbeiten.

GNSSCOM wird von einem Lenkungsausschuss (Steering Committee) geleitet, der die Entwicklung und Nachhaltigkeit der Aktivitäten des Netzwerks gemäß seiner Referenzdokumente steuert und sicherstellt, dass die GNSSCOM-Webseite die Bedürfnisse der Mitgliedsstaaten unterstützt.

Die im Projektzeitraum bereitgestellten Webinarreihe der GNNSCOM sind auch unter dem Gesichtspunkt der Erkenntnisgewinnung für die Arbeiten zur Optimierung der Informationsbereitstellung in Arbeitspunkt 5 (s. Kapitel 6) verfolgt worden.

Dazu waren insbesondere Webinare zu folgenden Themengebieten verfügbar:

- „Communication Outreach: Mapping interested Parties for Regulators“ vom 01.03.2021;
- “Developing Communication Plans” vom 07.04.2021;
- “Utilizing Communication Channels” vom 05.05.2021;
- “Building Trust“ vom 09.6.2021;
- “Monitoring and Evaluating Communication Programmes” vom 07.07.2021;
- “Undertaking Communication Campaigns” vom 06.09.2021;
- „On effective use of social media in nuclear safety and security communication“ vom 24.02.2022.

Die durchgeführte Auswertung führte dabei zu folgenden Erkenntnissen:

Ausbau und Weiterentwicklung des GNSSN konzentriert sich auf bestimmte Themenbereiche. Dabei liegen die Schwerpunkte auf Wissensidentifikation, Wissensentwicklung und Wissensbereitstellung durch Entwicklung und Durchführung von Webinaren und anderen Formaten für Erfahrungsaustausch und Wissenstransfer. Basierend darauf werden themenspezifische Wissensressourcen erstellt, die über das Webportal der IAEO für die Mitgliedsstaaten bereitgestellt werden. Dieser erfolgversprechende Ansatz konnte am Beispiel des wichtigen Themengebiets der Kommunikation nachverfolgt werden.

Verschiedene Tools und Methoden zur Kommunikation berühren ebenfalls das Themengebiet des Informationsmanagements, was für die Bereitstellung von Zielgruppenspezifischer Informationen relevant ist. Die Informationsbereitstellung erfolgt auch in anderen Behörden in der Regel über Webportale.

Insbesondere Arbeiten zur Informationsbereitstellung auf dem Portal für nukleare Sicherheit (PNS) haben vergleichbare Anforderungen. Deshalb können bestimmte Ansätze für

die InfoServer-Bedarfsanalyse zur Optimierung der dortigen Wissensmanagementprozesse genutzt werden. Beispielsweise kann zur Ermittlung aktueller Themen eine Analyse der sozialen Medien bzw. die Implementierung von Funktionen zur Förderung von Diskussionen zu den Inhalten/Themen direkt auf dem PNS erfolgen.

Ein effektives Management der zur Verfügung stehenden Inhalts-Ressourcen (Informationsmanagement) ist für eine effektive Kommunikation von entscheidender Bedeutung. Hierzu wurden im Rahmen der Arbeiten im Arbeitspunkt 5 für die Wissensquellen zur nuklearen Sicherheit geeignete Maßnahmen ergriffen (s. Kapitel 6.2.4).

Auf der Grundlage der gesammelten Erfahrungen und Erkenntnisse auf diesem Themengebiet konnten zusätzliche Wissensressourcen, wie die Nuclear Communicator's Toolbox der IAEO entwickelt und im Bereich Ressourcen der IAEA-Webseite für die Mitgliedsstaaten bereitgestellt werden.

Die Toolbox bietet Werkzeuge zur Unterstützung einer effektiven Kommunikation inklusive der Vor- und Nachteile im Zusammenhang mit der Verwendung der Kerntechnik. Diese Ressource ist für verschiedene nukleare Programme und Aktivitäten gedacht, einschließlich komplexerer Aktivitäten im nuklearen Brennstoffkreislauf. Dabei besteht die Toolbox aus den folgenden vier Hauptbereichen:

- Grundlagen (Basics): Dieser Abschnitt bietet Kommunikationsprinzipien und Erläuterungen zu den Vorteilen und Zielen von Bildungs- und Informationsmaßnahmen.
- Methoden (Methods): Diese Seiten bieten detaillierte Schritte zur Einrichtung effektiver Kommunikationsprogramme.
- Werkzeuge (Tools): Dieser Inhalt überprüft Tipps und bewährte Praktiken, die relevant für die Kommunikationsmittel und die Kanäle sind, die häufig genutzt werden, um unterschiedliche Zielgruppen zu erreichen.
- Informationszentrum (Info Center): Dieser Abschnitt stellt Links zu zusätzlichen Ressourcen bereit.

Aufgrund der Herausforderungen während der Corona-Pandemie erfolgte insbesondere im Umfeld internationaler Netzwerke der nuklearen Sicherheit diesbezüglich ein intensiver Erfahrungsaustausch. Im Rahmen der GNSSN-Aktivitäten wurde dazu am Webinar „Maintaining Nuclear Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities During a Pandemic“ am

21.10.2020 teilgenommen. Folgende wichtige Erkenntnisse und Informationen konnten gewonnen werden:

- Die IAEO arbeitet derzeit im „Remote Mode“, die relevanten Reporting-systeme (IRS, FINAS, IRSSR) funktionieren jedoch zuverlässig.
- Betreiber, Regulatoren und IAEO können während der Pandemie Betrieb, Aufsicht und Beratung für die Einrichtungen des Kernbrennstoff-Kreislaufs gewährleisten.
- Das NFC (National Fuel Complex, Indien) berichtete, wie der Betrieb der indischen Nuklearindustrie während der Pandemie weitergeführt wurde (räumlicher Abstand, Hygienekonzept).

Das ONR (Office for Nuclear Regulation, UK) berichtete über die Auswirkungen von COVID-19 auf seine Arbeit (u. a. am Standort Sellafield). Auch das ONR ist während der Pandemie arbeitsfähig und befindet sich in der Wiederaufnahme des Regelbetriebs von Inspektionen (Status von Oktober 2020)

7.2.3 Mitarbeit an der Weiterentwicklung des TOSCA-Tools der IAEO

Im Rahmen der Analysen zum GNSSN, auch unter Berücksichtigung der Ergebnisse aus Vorhaben UM18R01500, wurde ein Optimierungsbedarf des GNSSN festgestellt. Die IAEO kam basierend auf eigenen Analysen des GNSSN-Sekretariats zu gleichen Ergebnissen. Bei der Beratung dieser Ergebnisse innerhalb der GNSSN-Steuerungsgremien zeigten sich vergleichbare Situationen, wie sie auch die Analyse der GRS für den PNS/InfoServer ergeben hat. Gemäß den Arbeiten hinsichtlich Weiterentwicklung des GNSSN (s. Kapitel 7.2.2) wurde sich aktiv an den anstehenden Arbeiten zur Neugestaltung des GNSSN-Internetauftritts beteiligt.

Die IAEA betrachtet die Stärkung der internationalen Zusammenarbeit zum Ausbau der wissenschaftlichen und technischen Kapazitäten der Sicherheitsbehörden und ihrer Sachverständigen-Organisationen (TSO) weiterhin als eine ihrer Prioritäten. Dazu ist innerhalb des GNSSN ein entsprechender Portalbereich für die Zusammenarbeit des TSOs im Rahmen des Technical and Scientific Organization Forum (TSOF) geschaffen worden, welcher als besonders wichtig erachtet wird. Dieser Portalbereich wurde ebenfalls im Rahmen der geplanten Umstrukturierungsarbeiten des GNSSN geprüft und überarbeitet.

Zur Unterstützung von normativen Maßnahmen gemäß IAEO-Leitfäden (TECDOC-1835) war die GRS bereits seit mehreren Jahren im Rahmen der IAEO und ihres TSO-Forums an der Entwicklung eines innovativen selbstrechnenden Tools beteiligt, welches eine dynamische Bewertung des Status und der Fortschritte in den Mitgliedstaaten, insbesondere auch in den sich neu entwickelten Ländern, erlaubt. Ein Prototyp dieses Tools mit dem Namen TOSCA wurde bereits Ende 2019 in Südafrika zusammen mit der Aufsichtsbehörde und ihren TSOs erfolgreich getestet.

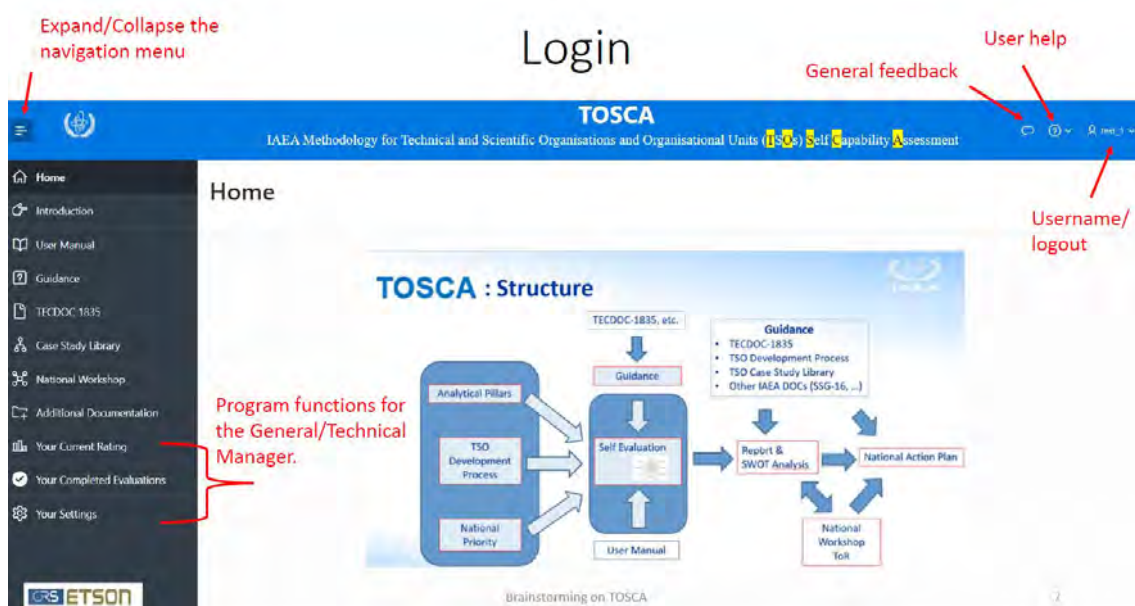


Abb. 7.3 Struktur des TOSCA-Tools der IAEO

Vor dem endgültigen Einsatz des Tools war der entwickelte Prototyp in eine für den globalen Einsatz geeignete IT-Umgebung zu überführen. Im Projektzeitraum wurden solche Integrationsarbeiten im Rahmen der geplanten Unterstützung zur Optimierung des GNSSN durchgeführt. Als Ziel-Umgebung wurde eine Oracle-basierte Datenbank ausgewählt und entsprechend vorbereitet. Nach Überführung erfolgten in dieser neuen Umgebung eine Überprüfung des Prototyps auf Anwendbarkeit und Funktionalität, wobei die Tests in mehreren Iterationsschritten durchgeführt wurden. Dabei sind verschiedene notwendige Anpassungen ermittelt worden, um den erweiterten Nutzeranforderungen gerecht zu werden. Erforderliche Anpassungsarbeiten erfolgten dabei im Nachgang jedes Iterationsschrittes. Insbesondere mussten weitere Fachgebiete ergänzt oder andere strukturelle Erweiterungen durchgeführt werden. Abschließend wurde die Beta-Version des TOSCA-Tools erstmals in einem nationalen Workshop von einem Mitgliedsstaat vollumfänglich angewendet. Die Teilnehmer an der Selbstbewertung ihrer nationalen technischen und wissenschaftlichen Fähigkeiten wurden als Benutzer zugelassen

und es wurde sichergestellt, dass die Bewertungsergebnisse geschützt in ihrer nationalen Firewall bleiben (DMZ). Während der Bewertungsphase und des darauf anschließenden Workshops wurden die Teilnehmer online (E-Mail-Austausch, Video-Konferenz, etc.) unterstützt und auftretende Fragen beantwortet bzw. Unstimmigkeiten in der Datenbank behoben.

Jedoch sind bis zur vollständigen Integration noch weitere Tests und Entwicklungsarbeiten notwendig. Anschließend soll das Tool innerhalb des GNSSN im Portalbereich des TSOE funktions- und bedarfsgerecht für die Mitglieder bereitgestellt werden, was im Rahmen der Umstrukturierungsarbeiten des GNSSN erfolgen soll.

Durch Einsatz des Tools wird es ermöglicht, wesentliche Erkenntnisse zum Status im eigenen nationalen Kontext zu gewinnen. Neben der Selbstbewertung des jeweils eigenen Kenntnisstandes und der Expertise ist der fachliche Schwerpunkt des Tools die Bereitstellung, Aktualisierung und der gegenseitigen Wissensaustausch zu den unterschiedlichen regulatorischen Funktionen - z. B. anhand von „case studies, development steps, national workshops“, etc. Die entsprechenden Informationen und Unterlagen können den Mitgliedsstaaten so zur Verfügung gestellt werden.

Somit konnte dazu beigetragen werden, die kollektive Infrastruktur der IAEO zur Aufbereitung und Bereitstellung von implizitem und explizitem Wissen zu verbessern. Darüber hinaus unterstützten diese Arbeiten die Schaffung eines effektives Arbeitsumfelds zur ständigen Verbesserung der nuklearen Sicherheit einschließlich des Rückbaus und der Endlagerung. Mittlerweile haben bereits weitere Länder starkes Interesse an diesem Tool zur Selbstbewertung bekundet, insbesondere zur Nutzung bei der Vorbereitung von anstehenden IRRS-Missionen. Letztendlich kann dieses Tool als wesentliches unterstützendes Element im Hinblick auf die Harmonisierung des TSO-Ansatzes im Rahmen der internationalen Kooperation der Regulatoren auf der Basis einer gemeinsamen Plattform innerhalb einer vielfältigen Informations- und Wissenslandschaft angesehen werden.

7.2.4 Inhaltliche Vorbereitung und Auswertung der Steering Committee (SC) Sitzungen des GNSSN.

Zur Unterstützung der Arbeiten zu Ausbau und Weiterentwicklung des GNSSN als zentrale Informations- und Kooperationsplattform erfolgte eine aktive Mitarbeit in den entsprechenden Steuerungsgremien und Arbeitsgruppen. Neben der Erstellung von Vorträgen bzw. Präsentationen zur Teilnahme an den SC- Meetings beinhalteten die Arbeiten

die Dokumentation der SC Sitzungen und des Plenums. Dabei wurden die entsprechenden Unterlagen (z. B. Tagesordnungen, Präsentationen oder Summary Reports) der jeweiligen Sitzungen erstellt bzw. gesammelt und auf dem PNS bereitgestellt.

Während der Projektlaufzeit fanden insgesamt 5 SC-Sitzungen des GNSSN statt, wobei drei virtuell durchgeführt wurden.

- 15. GNSSN SC Meeting (Virtual) vom 27.-28. Februar 2021
- 16. GNSSN SC Meeting (Virtual) vom 29.-30. Juni 2021
- 17. GNSSN SC Meeting (Virtual) vom 06-07. Dezember 2021
- 18. GNSSN SC Meeting vom 28.-29. Juli 2022
- 19. GNSSN SC Meeting vom 22.-23. Februar 2023

Für die Sitzungen in den Jahren 2021 und 2022 erfolgte eine intensive Vor- und Nachbereitung, die Sitzung im Jahr 2023 ist ausschließlich dokumentiert worden.

Schwerpunkt der Arbeiten war die Überarbeitung und Finalisierung der „Terms of Reference (ToR)“, des Strategic Plan und anderer strategischer Dokumente des Steering Committees des GNSSN. Die von der IAEO übermittelten Entwürfe wurden gesichtet und kommentiert. Weiterhin ist die Analyse des GNSSN und die darauf basierenden Umstrukturierungsarbeiten diskutiert und geplant worden. Der dazu erarbeitete Planungsentwurf wurde begutachtet und die Umsetzung der vorgesehenen Umstrukturierungsphase diskutiert.

Die abschließende inhaltliche Abstimmung zur Bewertung der GNSSN-Strategiedokumente und der Terms of Reference erfolgte in Vorbereitung auf die 18. SC-Sitzung im Juli 2022. Aufgrund der Neuorientierung des GNSSN wurde festgelegt, dass bestimmte inhaltliche Punkte nicht mehr aktiv weiterverfolgt werden, was vor allem die Weiterentwicklung der NNSKPs betrifft. Das Konzept der Erweiterung der Länder wird derzeit durch das GNSSN nicht aktiv weiterverfolgt. Die Pflege des deutschen NNSKP wurde jedoch wie vereinbart aktiv weitergeführt (s. Kapitel 7.2.1).

In diesem Zusammenhang wurde zusätzlich ein Fachgespräch mit Vertretern der IAEO (GNSSN-Sekretariat) und der GRS zu diesen strategischen Fragestellungen durchgeführt, welches am 09.11.2021 stattfand. GNSSN informierte detailliert über die strategische Neuausrichtung des GNSSN sowie der Entscheidung, dass es kein

IAEO-öffentliches Informationssystem mehr geben soll, sondern das Konzept als organisationsinterner Prozess aufgelegt wird. Die NNSKP-Plattformen sollen reaktiviert werden. Nachdem auch hier pandemiebedingt die aktive Pflege der nationalen Plattformen nur bei einigen wenigen Staaten lag und auch seitens des GNSSN-Sekretariats nur kleinere Aktivitäten erfolgten, soll das Konzept der Plattformen im Zusammenhang mit der Neujustierung der GNSSN-Strategie stärker in den Fokus rücken und auch bei der Neugestaltung des GNSSN-Internetauftritts Berücksichtigung finden. Ein weiterer Diskussionspunkt war die stärkere Nutzung des TSO-Forums für einen mehr technikorientierten Informationsaustausch zwischen den Mitgliedern.

Aufgrund der durchgeführten Arbeiten konnte aktiv an der Weiterentwicklung des GNSSN mitgewirkt werden. Bei den durchgeführten Sitzungen und durch die regelmäßige Kommunikation innerhalb des Steuerungsgremiums konnten Erfahrungen und strategische Überlegungen in die Diskussionen eingebracht und dadurch die Weiterentwicklung des GNSSN mitgestaltet werden.

8 Zusammenfassung

Eine Kernaufgabe der GRS ist es, die nukleare Sicherheit in Mittel- und Osteuropa zu verfolgen, zu bewerten sowie ggf. aufzuzeigen, welche Sicherheitsverbesserungen an kerntechnischen Anlagen notwendig sind. Hierzu ist die Aufrechterhaltung des Sachverständigenstandes und die technologische Fähigkeit zur Durchführung sicherheitstechnischer Bewertungen auf der Basis moderner Analyseverfahren und -werkzeuge notwendig. Die in diesem Eigenforschungsvorhaben durchgeführten Arbeiten dienen dazu, diese Fähigkeiten, die in der GRS auf fast 30 Jahren Erfahrungen speziell zu Anlagen russischer Typen in Mittel- und Osteuropa basieren, zu erhalten und auszubauen.

Die Arbeiten wurden dabei in verschiedene Forschungsaufgaben mit dem übergeordneten Ziel definiert, aktuelle Methoden, Anlagenmodelle und Simulationsprogramme zur Bewertung der Sicherheit von Kernkraftwerken vom Typ WWER-1000/1200 einzusetzen und weiterzuentwickeln. Mit der Anpassung und Verifizierung/Validierung von Simulationsprogrammen sowie der Realisierung von Pilotanwendungen für russische Reaktordesigns wird auch ein wichtiger Beitrag zur Weiterentwicklung der Rechenprogramme und Analysetools der GRS geleistet und ein vertieftes Verständnis zum Anlagenverhalten für die betrachteten Anlagen entwickelt. Die darüber hinaus geplanten Forschungsarbeiten zur Weiterentwicklung und Optimierung von Wissensnetzen und Informationsplattformen leisten einen wichtigen Beitrag zum Wissensmanagement zur nuklearen Sicherheit sowohl in der GRS als auch im internationalen Maßstab bei der Mitarbeit an Projekten der IAEA.

Die Arbeiten waren ursprünglich in enger Kooperation mit internationalen Partnern projektiert. Dies ist notwendig, um die für die wissenschaftlichen Forschungsarbeiten erforderlichen Informationen zu erlangen und darauf aufbauend die Kompetenz der GRS-Experten zu erhalten und zu erweitern. Die Auswirkungen der Corona-Pandemie und des Angriffskriegs Russlands auf die Ukraine hat allerdings maßgeblich diese internationale Zusammenarbeit beeinflusst und erschwert. So wurde es notwendig, mehrfach das Arbeitsprogramm anzupassen. Dabei wurden Terminverschiebungen berücksichtigt, alternative Datenakquise ermöglicht, der Arbeitsplan wegen ausgefallener Vorort-Arbeitstreffen angepasst, und alternative fachliche Lösungsvorschläge, die in Folge der Änderungen in den Unterbeauftragungen notwendig waren, erarbeitet. Insgesamt kann festgehalten werden, dass durch die mehrfachen Projekt-Anpassungen die Ziele des Vorhabens erreicht werden konnten. Dies konnte insbesondere dadurch ermöglicht

werden, dass von der GRS selbst mehr an Arbeitsschritten als ursprünglich geplant durchgeführt wurden, die auf einen teils stärker generischen Ansatz basierten.

In den durchgeführten 6 Arbeitspaketen konnten dabei folgende Ergebnisse erzielt werden:

Im **1. Arbeitspaket** wurden mit den GRS-Simulationsprogrammen ATHLET und COCOSYS für Anlagen vom Typ WWER-1200/W-491 detaillierten Anlagenmodelle erstellt bzw. weiterentwickelt sowie Pilotanwendung dieser Modelle zur Sicherheitsbewertung durchgeführt. Als wesentlichen Entwicklungsschritte und -ergebnisse lassen sich festhalten:

- Erweiterung des bisherigen ATHLET-Anlagenmodells (für die Programmversionen AC²-2019.1 und im weiteren Projektablauf für AC²-2021.1)
- Einsatz des ATHLET-Modells für den Auslegungsstörfall „Doppelendbruch der Hauptkühlmittelleitung mit Notstromfall“ und den auslegungsüberschreitenden Störfall „Station Blackout“
- Vervollständigung und Optimierung des COCOSYS-Modells (auch für die Programmversionen AC²-2019.1 und im weiteren Projektablauf für AC²-2021.1)
- Einsatz des COCOSYS-Modells für den Auslegungsstörfall „Doppelendbruch der Hauptkühlmittelleitung mit Notstromfall“
- Kopplung beider Modelle und Einsatz für den Auslegungsstörfall „Doppelendbruch der Hauptkühlmittelleitung mit Notstromfall“

Diese Arbeiten ermöglichen der GRS künftig Sicherheitsanalysen auf Basis von ATHLET und COCOSYS-Anlagenmodellen für einen WWER-1000/W-491 durchzuführen.

Im **2. Arbeitspaket** wurden Arbeiten zur Fortführung der Analysen von schweren Unfällen in WWER-1000-Anlagen und Untersuchungen zur Modellierung des Kernfängers der WWER-1200-Anlagen durchgeführt. Ferner wurden schließlich auch Unfallanalysen mit der Berechnung von Quelltermen durchgeführt.

Folgende Entwicklungsschritte und -ergebnisse konnten erzielt werden:

- Verbesserung des AC²-Modells eines WWER-1000/W-320 und Durchführung einer Analyse für einen Station Blackout mit kleinem Leck in der heißen Hauptkühlmittelleitung
- Vergleich der Simulationsergebnissen der Rechnungen mit AC² (GRS) und mit MELCOR (SSTC NRS)
- Entwicklung eines COCOSYS-Datensatzes zum Kernfänger eines WWER-1200/W-491 und Einsatz des Modells für die Analyse eines „kleinen Lecks in der kalten Hauptkühlmittelleitung mit vollständigem Ausfall der Notkühlsysteme“.
- Anpassung des Anlagenmodells und Durchführung einer Analyse eines Station Blackout für einen WWER-1000 (KKW Saporischschja) mit Ermittlung des Quellterms
- Analyse eines Station Blackout für das BE-Lagerbecken eines WWER-1000 (KKW Saporischschja) mit Ermittlung des Quellterms

Es zeigte sich, dass die erstellten Modelle (z. B. zum Kernfänger bzw. für die Durchführung von Unfallanalysen) die Phänomene im Wesentlichen realistisch abbilden, diese anwendbar sind und zu plausiblen Ergebnissen führen. Sie liefern somit eine gute Grundlage, in einem nächsten Schritt die bestehenden Unsicherheiten infolge bisher nicht vorliegender experimenteller Daten, vereinfachter Modellannahmen und Randbedingungen zu minimieren.

Im **3. Arbeitspaket** wurde die langjährige erfolgreiche Zusammenarbeit zwischen den Beteiligten TÜV SÜD IS-ET, HZDR, IBBS, SSTC NRS und GRS zu reaktorphysikalischen Forschungs- und Anwendungsthemen inhaltlich und methodisch fortgesetzt. Mit Blick auf Analysen von Sicherheits- und Genehmigungsaspekten für neue Betriebsweisen der WWER-Reaktoren in der Ukraine sowie die Verfolgung neuerer Entwicklungen bei der Validierung und Verifizierung sowie dem Einsatz von Programmpaketen und Datenbibliotheken für reaktorphysikalische Analysen, speziell für WWER-Reaktoren wurden unter der Federführung vom TÜV SÜD IS-ET die folgenden Entwicklungsschritte und -ergebnisse erzielt:

- Zusammenstellung von internationalen und nationalen Anforderungen für die sicherheitstechnische Bewertung von Lastwechselfahrweisen mit WWER-1000

- Weiterentwicklung der BE- und Reaktorkernmodelle und Datenbibliotheken auf Basis neuer Programme inkl. der Verifizierung und Validierung der Modelle
- Einsatz der Modelle für stationäre Kernabbrandrechnungen und für die Analyse einer Unterkühlungstransiente

Zusammenfassend kann festgehalten werden, dass diese Arbeiten zum Erhalt und der Erweiterung der Kenntnisse bei der GRS und den anderen beteiligten deutschen Experten, einer weiteren Verbesserung von reaktorphysikalischen Berechnungen, der Weiterentwicklung der Rechenmodelle sowie der Verbesserung und Verifizierung der Modelle und Programme für sicherheitstechnische Analysen sowie neuer Fragestellungen bezüglich der nuklearen Sicherheit der Auslegung, des Betriebs und bei Störfällen von Anlagen mit WWER-1000 geführt haben.

Im **4. Arbeitspaket** wurden zunächst Anpassungen/Verifikationen der in der GRS genutzten Rechenprogramme ATHLET sowie DYN3D an die spezifischen neutronenphysikalischen und thermohydraulischen Phänomene in natriumgekühlten schnellen Reaktoren der russischen BN-Baulinie durchgeführt. Darüber hinaus wurden Benchmark-Aktivitäten zur Überprüfung und Weiterentwicklung der Methoden zur thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Berechnung von WWER-Reaktoren durchgeführt. Erzielt werden konnten folgende Entwicklungsschritte und -ergebnisse:

- Durchführung von Kritikalitätsberechnungen mit dem Monte Carlo Programm Serpent und Erstellung eines Kernmodells für den Diffusionscodes PARCS für den BN-800
- Erstellung eines thermohydraulischen ATHLET-Modells für die Primär- und Sekundärseite des BN-800
- Durchführung einer gekoppelten ATHLET-PARCS Analyse für den BN-800 für die Transiente ungeschützter Anstieg der Kerneintrittskühlmitteltemperatur infolge eines unterstellten Temperaturanstiegs des Eintrittsmassenstroms auf der Sekundärseite
- Bearbeitung der Phase 1 des RPWG-Benchmarks für einen WWER-1000, wobei zunächst Gitterberechnungen der Brennelemente und anschließend Ganzkernrechnungen durchgeführt wurden.

- Simulation einer hypothetischen Reaktivitätstransiente (Steuerstabauswurf mit verzögerter RESA) für einen WWER-1000 Kern im Vollastbetrieb mit verschiedenen Simulationscodes (DYN3D, DYN3D-ATHLET, PARCS-ATHLET).

Insgesamt hat sich gezeigt, dass für die BN-800 Arbeiten das entwickelte Serpent-Modell plausible Ergebnisse liefert, die mit PARCS erzielten Ergebnisse gut mit den Serpent Ergebnissen übereinstimmen und die Analyse der Transiente mit dem gekoppelten Code ebenfalls belastbar erscheint. Somit liegt der GRS ein Analysenmodell vor, welches für weitere transienten Analysen zum BN-800 eingesetzt werden kann. Die Ergebnisse zur Phase 1 des RPWG-Benchmarks haben gezeigt, dass die Analysen zur Gitterphysik je nach BE mit sehr guten bis zufriedenstellenden Ergebnissen erzielt wurden und auch in der Ganzkernrechnung eine gute Übereinstimmung mit dem Referenzmodell erreicht werden konnte. Der Code-zu-Code Vergleich für die Analyse eines WWER-1000 Kerns hat ergeben, dass insgesamt eine gute Übereinstimmung der Ergebnisse vorliegt. Im Einzelnen gab es Unterschiede, z. B. beim Zeitpunkt der maximalen Zentraltemperatur des Brennstoffs und dem Verlauf der maximalen Hüllrohrtemperatur, die diskutiert und mit weiteren Analysen untersetzt bzw. erklärt werden konnten.

Im **5. Arbeitspaket** erfolgten die IST-Analyse, Optimierung und Konsolidierung einer bedarfsgerechten Wissens- und Informationsplattform der GRS. Ergebnisse wurden hierbei in den folgenden 5 Arbeitsphasen erzielt:

- Statusanalyse der verfügbaren Wissensquellen
- Bedarfsanalysen zur Nutzung der Wissensquellen
- Umsetzung der Erkenntnisse aus den Bedarfsanalysen
- Bedarfsanalyse bzgl. Aktualisierung der Inhalte
- Überprüfung der Umsetzung

Neben diesen Arbeiten erfolgte auch ein nationaler und internationaler Erfahrungsaustausch bezüglich der Entwicklung, Implementierung und Anwendung von Wissensportalen und Wissensmanagementprozessen.

Im **6. Arbeitspaket** erfolgte die Weiterentwicklung von internationalen Netzwerken der nuklearen Sicherheit. Im Rahmen der IAEO-Aktivitäten wurde sich an der Weiterentwicklung und Piloterprobung der nationalen Plattformen zur nuklearen Sicherheit NNSKP

(National Nuclear Safety Knowledge Plattform) sowie weiterer Netzwerksegmente des Global Nuclear Safety and Security Networks (GNSSN) beteiligt. Zu den durchgeführten Arbeiten und erzielten Ergebnissen zählt die

- Aktualisierung, Weiterentwicklung und Pflege der deutschen NNSKP-Plattform,
- Verfolgung und Entwicklung des GNSSN,
- Mitarbeit an der Weiterentwicklung des TOSCA-Tools der IAEO und
- Inhaltliche Vorbereitung und Auswertung der Steering Committee (SC) Sitzungen des GNSSN

Die im gesamten Vorhaben durchgeführten Arbeiten und erzielten Ergebnissen zeigten auch den Bedarf für weitere Entwicklungsarbeiten an, die insgesamt darauf abzielen das Anlagenverständnis zu vertiefen und die Aussagesicherheit der Sicherheitsanalysen zu erhöhen, die Wissens- und Informationsplattform der GRS zu optimieren und internationalen Netzwerke künftig weiter mitzugestalten. So zeigte sich ein Weiterentwicklungsbedarf u. a. bei:

- Verbesserungen in der Modellierung der Wasserstoff-Rekombinatoren, des Core Catchers und der Kopplung der passiven Wärmeabfuhrsysteme für das WWER-1200/W-491 Anlagenmodell
- Minimierung der Unsicherheiten bei der COCOSYS-Modellierung der Phänomene im Kernfänger betreffend des Wärmeübergangs zwischen Kernschmelze und Opfermaterial, zwischen Kernschmelze und Stahlbehälter und auf der äußeren Seite des Stahlbehälters zum Wasser und der Darstellung des Opfermaterial-Volumens.
- Verbesserungen des Anlagenmodells für WWER-1000 (inkl. weiterer Qualifizierungsrechnungen) zur Ermittlung von Quelltermen einschließlich der Berücksichtigung unterschiedlicher Randbedingungen
- Fortführung der Optimierung der Wissensbasis zur nuklearen Sicherheit im Ausland sowie des Portals für nukleare Sicherheit (PNS)

Die Fortführung dieser Entwicklungsarbeiten würden einen wesentlichen Beitrag dazu liefern, die Kompetenz der GRS auf dem Gebiet der sicherheitstechnischen Analyse von WWER-Anlagen aufrechtzuerhalten und weiterzuentwickeln. Ergebnisse diese Entwicklungen wäre die Mitgestaltung des Standes von Wissenschaft und Technik auf dem

Gebiet der Störfall- und Unfallanalysen für KKW vom Typ WWER, was die GRS in die Lage versetzt, international in einem wissenschaftlichen Austausch mit anderen Sachverständigenorganisationen fest eingebunden zu sein. Auf diese Weise kann die GRS ihr Anlagenverständnis kontinuierlich weiter ausbauen und somit die fachliche Grundlage für die Beratung des BMUV legen.

Literaturverzeichnis

- /AC² 22/ AC² - GRS software package, <https://user-codes.grs.de/>
- /ARN 21/ Arndt S.: Update of RVK PAR correlation in COCOSYS, BMUV Vorhaben 4720R01520, AP 1, GRS-V-4720R01520 - 2/2021, November 2021
- /ARN 22/ Arndt S. et al.: COCOSYS 3.1.1 User Manual, GRS-P-3 / Vol. 1, GRS gGmbH, September 2022
- /ARN 23/ Arndt S., H. Wolff, J. Zert: Erweiterung des GEKO-Modells in COCOSYS zur Simulation des passiven Wärmeabfuhrsystems PHRS-C in KKW mit WWER-1200/491, Modellvalidierung an einem PASI-Versuch und Anwendungen des Modells in Stör- und Unfallanalysen und Pilotanwendungen, Report GRS-V-4720I01512 - 2/2023, GRS gGmbH Berlin, Februar 2023
- /ARN 23a/ Arndt S.; C. Köllein (GRS), D. Gumenyuk, M. Vyshemirskiy (SSTC NRS): Severe accident LOCA DN50+SBO in a WWER-1000/320 – benchmark between AC² and MELCOR Technical Note GRS-V-4720R01520 - 4/2023, GRS gGmbH Berlin, September 2023
- /ARN 23b/ Arndt S.; C. Köllein: Berechnung eines radioaktiven Quellterms mit AC² für ein KKW vom Typ WWER-1000 bei totalem Stromausfall, Technische Notiz GRS-V-4720R01520 - 5/2023, GRS gGmbH Berlin, September 2023
- /BAK 23/ Bakalov I.: COCOSYS test calculations for investigation of the phenomena in a crucible-type core catcher for WWER-1200 (AES-2006) Technical Note GRS-V-4720R01520 - 1/2023, GRS Berlin, January 2023
- /BAK 23a/ Bakalov I., S. Arndt: Development of ATHLET and COCOSYS input models and pilot calculations for WWER-1200/491, Technical Note GRS-V-4720R01520 - 2/2023, GRS Berlin, July 2023

- /BAL 97/ Report on Input Data Base for Analyses on VVER-1000 type NPP (Bala-kovo), TACIS Programme Contract No 93-0151 – WW91.03/03.01/B020 Support to the Transfer of Accident Analyses Codes to the Russian Nu-clear safety Authority Gosatomnadsor and Technical Safety Organisa-tions (TSO) and Application of those Codes, RISKAUDIT Report No 87, February 1997, DOKU OST 98/0068
- /BIL 10/ Bilodid, I., Mittag, S.: Use of the local Pu-239 concentration as an indica-tor of burnup spectral history in DYN3D, Annals of Nuclear Energy 37 (2010), pp.1208–1213
- /BMU 15/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Be-kanntmachung der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Si-cherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 3. März 2015, Fassung 30.03.2015
- /BMU 20/ Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit im Ausland - Modelle und Analysen für Anlagen russischen Designs und Wissensnetze, BMU-Projekt 4720R01520, Anlage A, Vorhabensbe-schreibung AG-Nr. 4235, Laufzeit: 1.6.2020 – 31.5.2023
- /BMU 20a/ Nukleare Sicherheit im Ausland - Reaktorkonzepte, Baulinien und Wis-sensplattformen, Abschlussbericht BMUV Projekt 4717R01520, GRS – 558, ISBN 978-3-947685-43-1, GRS gGmbH, Oktober 2020
- /BOU 22/ J. Bousquet, Development of advanced methods for safety assessment of sodium cooled fast reactors, PhD Thesis, Dept. Hydrogen and Nu-clear Energy, TU Dresden, Dresden, Germany, 2022. PhD Thesis. <https://nbn-resolving.org/urn:nbn:de:bsz:14-qucosa2-787932>
- /CON 20/ Development and verification of plant models and pilot analyses for WWER-1200/V-491, Contract 4720R01520- 879200/01 - UA-3584 be-tween GRS gGmbH and SEC NRS, December 2, 2020
- /CON 21/ Benchmarking between AC² and MELCOR for a severe accident sce-nario in WWER-1000/320, Contract 4720R01520- 879200/02 - UA-3608 between GRS gGmbH and SSTC NRS, July 2021

- /DIE 20/ Dierschow, Frank: Erfahrungsbericht (Kurzform) zur Teilnahme an der Konferenz „16. Virtuelle Stuttgarter Wissensmanagement-Tage“ vom 9.11.2020 bis 13.11.2020 in Stuttgart, GRS gGmbH, 29.11.2020
- /DIE 21/ Dierschow, F., Teske. H.: Beschreibung der Wissensquellen zur Nutzung auf dem InfoServer, Status April 2021, Technische Notiz GRS-V-4720R01520-01/2021, GRS gGmbH, Juli 2021
- /DIE 22/ Dierschow, Frank: Erfahrungsbericht (Kurzform) zur Teilnahme an der Konferenz „LernOS Covention 2022“ (Ioscon22) vom 05.07.-06.07.22 GRS gGmbH, Berlin, Juli 2022
- /DIE 22a/ Dierschow, Frank: Erfahrungsbericht (Kurzform) zur Teilnahme an der EURAD-Jahrestagung (European Joint Programme on Radioactive Waste Management) am 29.03.2022 sowie am Follow-Up-Treffen der EURAD-Arbeitsgruppe zum Wissensmanagement am 29.06.2022 GRS gGmbH, Berlin, Juli 2022
- /DIE 23a/ Dierschow, F.: Ergebnisse der Bedarfsanalyse zur Nutzung der Wissensquellen auf dem InfoServer, Technische Notiz GRS-V-4720R01520-06/2023, GRS gGmbH, September 2023
- /DIE 23b/ Dierschow, F.: Umsetzungskonzept zur bedarfsgerechten Bereitstellung der Wissensquellen auf dem InfoServer, Technische Notiz GRS-V-4720R01520-07/2023, GRS gGmbH, September 2023
- /DIE 23c/ Dierschow, F.: Aktualisierungskonzept zu Wissensquellen auf dem InfoServer, Technische Notiz GRS-V-4720R01520-08/2023, GRS gGmbH, September 2023
- /DIE 23d/ Dierschow, F.: Status der Weiterentwicklung des InfoServer, Vorhabensbericht GRS-V-4720R01520-09/2023, GRS gGmbH, September 2023
- /FER 19/ Ferrer, R.M., Hykes, J.M., Rhodes, J.D.: Development of CASMO5 for VVER-1000 Analysis and Preliminary Validation Using Critical Experiments, Kerntechnik 84 (2019) 4, p. 214-227, DOI: 10.3139/124.190006

- /GRS 16/ Wolff, H.: Wissenschaftlich-Technische Zusammenarbeit (WTZ) mit ausländischen (insbesondere in Europa und INSC-Partnerstaaten) atomrechtlichen Behörden und deren Sachverständigenorganisationen zur nuklearen Sicherheit in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke und zur Konzeptbewertung von Generation-3+-Anlagen, Abschlussbericht, GRS 446, September 2016, ISBN 978-3-946607-28-1.
- /GRS 20/ Wolff, H. et al.: 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 (INT KoNuS), Abschlussbericht, GRS 593, Juni 2020, ISBN 978-3-947685-79-0.
- /GRS 21/ Protokoll über ein Arbeitstreffen zum Erfahrungsaustausch über die Entwicklung und Nutzung eines Knowledge Management Portals vom 04.12.-05.12.2022 in Berlin, GRS gGmbH, Berlin, 15.12.2021
- /GRS 23/ Wolff, H. et al.: 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+ (INT KoNuS), Abschlussbericht - Entwurf, GRS 729, Juni 2020, ISBN 978-3-947685-79-0.
- /GLU 17/ N.V. Glushkova, A.V. Kozlov, E.A. Kinev, V.L. Panchenko, I.A. Portnykh, S.V. Barsanova, V.A. Tsygvintsev, Yu.P. Budanov, A.V. Tselishchev, E.V. Spitsyn: Examination of ChS-68 Steel Used as a BN-600 Reactor Cladding Material, IAEA conference FR17, IAEA-CN245-080
- /HCK 22/ Heckötter C., J. Sievers: Schadensabschätzung eines Reaktorgebäudes aus Spannbeton des Typs WWER 1000 infolge von Raketenbeschuss Technische Notiz im Forschungsvorhaben 4720R01520, Stand September 2022, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit GRS gGmbH, Köln

- /HOL 20/ Hollands, T., S. Arndt, H. Wolff: ATHLET-CD and COCOSYS stand-alone and coupled analyses of spent fuel pool behaviour in NPP Kozloduy-5/6 (WWER-1000/320), Technical Note GRS-V-4716I01512 - 12/2020, GRS Garching, April 2020.
- /HOL 23/ Hollands, T., H. Wolff: AC² source term assessment for loss of cooling scenarios in WWRR-1000 spent fuel pool, Technical Note GRS-V-4720R01520-10/2023, GRS Garching, September 2023.
- /HOR 13/ N. Horelik, B. Herman, B. Forget, and K. Smith: Benchmark for Evaluation and Validation of Reactor Simulations (BEAVRS), v1.0.1. Proc. Int. Conf. Mathematics and Computational Methods Applied to Nuc. Sci. & Eng., 2013. Sun Valley, Idaho
- /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 11/ IAEA: Power Uprate in Nuclear Power Plants: Guidelines and Experience, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.9, Vienna (2011)
- /IAE 13/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Status of Fast Reactor Research and Technology Development, IAEA-TECDOC-1691, IAEA, Vienna (2013)
- /IAE 18/ IAEA: Non-baseload Operation in Nuclear Power Plants: Load Following and Frequency Control Modes of Flexible Operation, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.23, Vienna 2018

- /JIP 20/ Tretinnikov D. et al: ОТЧЕТ О НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ РАБОТЕ, МЕРОПРИЯТИЕ 11 РАЗРАБОТКА И СОЗДАНИЕ СИСТЕМЫ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЙ ПОДДЕРЖКИ МЧС В ОБЛАСТИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ УДК 006.91 – 027.21; 621.039:658.562
№ гос. регистрации 20181925, File
"Bericht_COCOSYS_Abschluss2020.pdf" JIPNR Sosny, Minsk 2020
- /KLS 18/ Martina Kloos: SUSANA Version 4.1. User's Guide and Tutorial. Software for Uncertainty and Sensitivity Analyses, Report GRS-P-5 Vol. 1 Rev. 4, GRS gGmbH 2018
- /KON 23/ Köllein C., J. Preuß: Erweiterung für ATHLET zur Simulation von Reglern für Reaktoren des Typs WWER-1200/V-491, Beschreibung des Plugins, Technische Notiz im BMUV Vorhaben 4720R01520, AP 1 GRS gGmbH, 2023
- /KON 23a/ Köllein C., S. Arndt: Analyse eines Lecks DN50 plus Totalausfalls der Stromversorgung in KKW vom Typ WWER-1000/W-320 mit AC² Technische Notiz GRS-V-4720R01520 – 3/2023, GRS gGmbH, 2023
- /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
- /KUZ 17-a/ A.E. Kuznetsov, B.A. Vasilev , M.R. Farakshin, S.B. Belov , V.S. Sheryakov: The BN-800 Core with MOX Fuel, IAEA conference FR17, IAEA-CN-245-405
- /KUZ 17-b/ A.E. Kuznetsov, B.A. Vasiliev, M.R. Farakshin, A.N. Krukov, S.B. Belov: Selecting the layout for the hybrid core of the BN-800 reactor, IAEA conference FR17, IAEA-CN245-406

- /LEP 15/ Leppänen, J., et al.: (2015) "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150 (<http://montecarlo.vtt.fi>)
- /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 23/ T. Lötsch: The X2 Benchmark for VVER-1000 Reactor Calculations. Overview. OECD NEA WPRS Benchmarks Workshop 2023, 22.-26. May 2023, Bologna, Italy
- /MIN 20/ Minutes of Meeting "Kick-Off Meeting for the Project 4720R01520 / AP 1 - Cooperation SEC NRS with GRS", Zoom Meeting between SEC NRS and GRS, October 22, 2020
- /PON 18/ A. Ponomarev, A. Bednarova, and K. Mikityuk: New sodium fast reactor neutronics benchmark. In Proceedings of PHYSOR 2018 - International Conference on Physics of Reactors, Cancun, Mexico, 22.-26. April 2018.
- /PON 18/ A. Ponomarev, A. Bednarova, and K. Mikityuk: New sodium fast reactor neutronics benchmark. In Proceedings of PHYSOR 2018 - International Conference on Physics of Reactors, Cancun, Mexico, 22.-26. April 2018
- /ROH 16/ Rohde, U.; Kliem, S.; Grundmann, U.; Baier, S.; Bilodid, Y.; Duerigen, S.; Fridman, E.; Gommlich, A.; Grahn, A.; Holt, L., Kozmenkov Y., S. Mittag: The reactor dynamics code DYN3D—Models, validation and applications. Prog. Nucl. Energy 2016, 89, 170–190

- /RSK 96/ RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 14.04.1992 (Fassung 15.11.1996)
- /SAR 17/ State Atomic Energy Corporation «ROSATOM» Belarus NPP, Unit 1 Final Safety Analysis Report, Revision 3 (04.2018), Chapter 12, Book 2 – Safety systems, September 2017
- /SAR 17a/ State Atomic Energy Corporation «ROSATOM» Belarus NPP, Unit 1 Final Safety Analysis Report, Revision 21 (09.2020), Chapter 15, Book 7 – Accident analyses, September 2017
- /SAR 17b/ State Atomic Energy Corporation «ROSATOM» Belarus NPP, Unit 1 Final Safety Analysis Report, Revision 21 (11.2020), Chapter 15, Book 6 – Accident analyses, September 2017
- /SAR 17c/ State Atomic Energy Corporation «ROSATOM» Belarus NPP, Unit 1 Final Safety Analysis Report, Revision 21 (09.2020), Chapter 15, Book 7 – Accident analyses, September 2017
- /SCH 00/ G. Schulz: THE 3D STEADY STATE CORE CALCULATION CODE TRAPEZ, Jahrestagung Kerntechnik Bonn Mai 2000, S.43
- /SEC 20/ Kozlova N., S. Katkovskii, A. Samokhin, A. Moskalev: Verification of the ATHLET controller models", Task A. Verification/Validation of the ATHLET input model of Belarussian NPP (WWER-1200/V-491), Subtask A.1, UDK 621.039.58; DNP 4-16/2020, Report under contract 4720R01520 - 879200/01 - UA 3584, SEC NRS, Moscow, 2020
- /SEC 20a/ Kozlova N., S. Katkovskii, A. Samokhin, E. Schepetilnikov: Development and Verification of input data set for ATHLET code Task A. Development and Verification of input models of a NPP WWER-1200/W-49 I reactor for A THLET simulation code Under Contract between SEC NRS and GRS, Phase A4, UDK 621.039.58; DNP 14-02/2020, Report under contract 47 17R01520- 869100/05 - UA-3501 SEC NRS, Moscow, 2020

- /SEC 21/ Kozlova N., S. Katkovskii: Initial data for the containment, Task B. Development and verification/validation of COCOSYS input model of Belarusian NPP (V-491), Subtask B.1, UDK 621.039.58; DNP 4-1713/2021 Report under contract 4720R01520 - 879200/01 - UA 3584, SEC NRS, Moscow, 2021
- /SST 23/ Benchmarking between AC² and MELCOR for a severe accident scenario in WWER-1000/320, Technical Note "Final Technical Report on MELCOR Results", UA-3608, Task A.8, SSTC NRS Kiev, April 2023
- /TRA 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
- /TÜV 23/ Abschlussbericht zum Unterauftrag 869200/03 - UA-3572 im Vorhaben 4720R01520 AP 03: Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit im Ausland – Modelle und Analysen für Anlagen russischen Designs und Wissensnetze (EF2). „Sicherheitstechnische Analysen für neue Betriebsweisen von WWER-Reaktoren (AP 3)", für den Zeitraum Oktober 2020 - Mai 2023
- /UKR 05/ NP 306.2.106-2005. Requirements for the modification of nuclear facilities and the procedure for safety assessment, (in Ukrainian: НП 306.2.106-2005. Вимоги до проведення модифікації ядерних установок та порядку оцінки їх безпеки)
- /UKR 08/ NP 306.2.145-2008: Regeln für die nukleare Sicherheit der Reaktoranlagen von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren, (in Ukrainian: НП 306.2.145-2008 "Правила ядерної безпеки реакторних установок атомних станцій з реакторами з водою під тиском")
- /UKR 10/ NP 306.2.162-2010. Requirements for the safety assessment of nuclear power plants (in Ukrainian: НП 306.2.162-2010. Вимоги до оцінки безпеки атомних станцій)

- /UKR 95/ Leitlinie: Anforderungen an den Inhalt des Sicherheitsberichts für sich in der Ukraine in Betrieb befindliche KKW-Blöcke mit WWER-Reaktoren 1995, (in Russian: Руководящий Документ: Требования к содержанию отчета по анализу безопасности действующих на Украине энергоблоков АЭС с реакторами типа ВВЭР, РД издание официальное, 1995)
- /VAR 12/ F. Varaine et al. : Pre-conceptual design study of ASTRID core. In Proceedings of ICAPP'12, International Congress on Advances in nuclear Power Plants, Chicago, Illinois, USA, 24.-28. June 2012.
- /WAL 12/ A. E. Waltar, D. R. Todd, and P. V. Tsvetkov: Fast Spectrum Reactors. Springer Science+Business Media LLC, Boston, Massachusetts, USA, 2012. ISBN: 978-1-4419-9571-1
- /WEM 08/ C.A. Wemple, H-N.M. Gheorghiu, R.J.J. Stamm'ler, E.A. Villarino: Recent Advances in the HELIOS-2 Lattice Physics Code, International Conference on the Physics of Reactors "Nuclear Power: A Sustainable Resource", Interlaken, Switzerland, September 14-19, 2008
- /ZVN 11/ Zvonarev J.: Оценка эффективности работы УЛР для ВВЭР-1200 (Проект АЭС-2006) с помощью кода ГЕФЕСТ-УЛР, РНЦ «Курчатовский институт», Москва, Октября 2011 г. Evaluation of the core catcher efficiency for WWER-1200 (AES-2006) using the HEFEST code, RRC "Kurchatov Institute, Moscow, October 2011

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	ATHLET, Nodalisation des Reaktorkerns und des Reaktorbehälters eines WWER-1200/491	8
Abb. 2.2	ATHLET, Nodalisation des PHRS-SG eines WWER-1200/491	10
Abb. 2.3	ATHLET, LB LOCA + LOOP, Druck am Eintritt des Reaktorkerns und im Druckhalter	13
Abb. 2.4	ATHLET, LB LOCA + LOOP, Hüllrohrtemperatur in den Nodes 1 – 5 des heißen Kühlkanals.....	13
Abb. 2.5	ATHLET, SBO, durch das PHRS-SG aus den Dampferzeugern abgeführte totale Leistung.....	15
Abb. 2.6	COCOSYS, Nodalisation des Kuppelbereiches des WWER-1200/491-Containments mit 3 von 4 PHRS-C-Strängen.....	16
Abb. 2.7	AC ² , LB LOCA + LOOP, Druckverlauf am Eintritt des Reaktorkerns, Vergleich der Stand-alone-ATHLET- und gekoppelten AC ² -Rechnung	19
Abb. 2.8	AC ² , LB LOCA + LOOP, Druckverlauf im Raum der Dampferzeuger und in der Containmentkuppel, Einfluss des gewählten Zonenmodells für Raum R8_2, Kurzzeitphase 0 – 50 s.....	21
Abb. 3.1:	Verwendeter SAFT-Pfad für Leck-Simulation	25
Abb. 3.2:	Modellierung der Kernströmungskanäle (PV-PIPE1 PV-PIPE8).....	27
Abb. 3.3:	Steuerstabverteilung und Numerierungsschema des Reaktorkerns	27
Abb. 3.4:	Nodalisation des Reaktors und eines heißen Stranges	28
Abb. 3.5:	Visualisierung von Containment-bezogenen Ergebnissen mit ATLAS.....	31
Abb. 3.6:	Überprüfung der Isotopenbilanz in AC ²	33
Abb. 3.7:	COCOSYS, Containment Nodalisation	37
Abb. 3.8:	MELCOR, Nodalisation des Reaktors und der Druckspeicher.....	40
Abb. 3.9:	MELCOR, Containment-Nodalisation	41
Abb. 3.10:	Benchmark AC ² -MELCOR, Druckverlauf im oberen Plenum des Reaktors	47
Abb. 3.11:	Benchmark AC ² -MELCOR, Kernaustrittstemperatur.....	47
Abb. 3.12:	Benchmark AC ² -MELCOR, Druck im Containment.....	48

Abb. 3.13: Benchmark AC ² -MELCOR, Nachzerfallsleistung im Reaktorkern bzw. in der Reaktorgrube	48
Abb. 3.14: Benchmark AC ² -MELCOR, Wasserstoff-Erzeugung im Reaktorkern und in der Reaktorgrube	49
Abb. 3.15: Benchmark AC ² -MELCOR, Masse des ins Containment eingetragenen Coriums und Gesamtmasse aus Corium und abgetragenen Beton in der Reaktorgrube	49
Abb. 3.18: Vereinfachtes COCOSYS-Modell eines WWER-1200 Containments, mit Kernfänger in Zonen R1, R2.....	52
Abb. 3.19: Schema des tiegelförmigen Kernfängers im WWER-1200/W-491 /ZVN 11/	53
Abb. 3.20: Geometrische Anordnung des Opfermaterials im Kernfänger (links, /ZVN 11/) und im COCOSYS/CCI-Modell (rechts, siehe Zone R2 in Abb. 3.18).....	54
Abb. 3.21: Zeitlicher Verlauf der von COCOSYS berechneten im Kernfänger freigesetzten Wasserstoffmasse	55
Abb. 3.22: Zeitlicher Verlauf der von COCOSYS berechneten Temperatur der Oxid- und Metalschicht der Kernschmelze im Kernfänger	56
Abb. 3.23: ATHLET-CD, Modifizierter SAFT-Pfad für Quellterm-Analyse	61
Abb. 3.24: COCOSYS, Modell für das ungefilterte Containment-Venting	62
Abb. 3.25: COCOSYS, Nodalisierung von Reaktorgrube (R5), Korridor (R302) und des angrenzenden Volumens des Containments (R8).....	63
Abb. 3.26: AC ² Quellterm-Analyse WWER-1000, TSA, Druckverlauf im oberen Plenum	64
Abb. 3.27: AC ² Quellterm-Analyse WWER-1000, TSA, aus Kühlkreislauf/Reaktor in das Containment freigesetzte Masse an gas- und aerosolförmigen Isotopen.....	64
Abb. 3.28: AC ² Quellterm-Analyse WWER-1000, TSA, Druckverlauf im Containment.....	65
Abb. 3.29: AC ² Quellterm-Analyse WWER-1000, TSA, in die Umgebung freigesetzte Masse des Edelgas-Isotops Kr-85.....	66
Abb. 3.30: AC ² Quellterm-Analyse WWER-1000, TSA, in die Umgebung freigesetzte Masse des aerosolförmigen Isotops I-131.....	66

Abb. 3.31:	Schematische Darstellung des BE-Lagerbeckens mit verschiedenen Sektionen B01 bis B06 /HOL 20/	73
Abb. 3.32:	Druckverlauf im Containment.....	75
Abb. 3.33:	Freigesetzte Massen aus den BE für Ag, Ba, Cs, I, Kr, Mo und Rb.....	76
Abb. 3.34:	Freigesetzte Massen aus den BE für Ru, Sb, Se, Te, U, Xe und Zr	77
Abb. 5.1	BN-800 Hybridkernbeladung.....	122
Abb. 5.2	Axiale Zusammensetzungen der Brennelemente der Hybridkernbeladung	122
Abb. 5.3	Normalisierte radiale Leistungsverteilung in der ARO-Konfiguration	126
Abb. 5.4	Zweidimensionales Modell in Serpent eines Nicht-Brennstoff-Elements, das von sechs benachbarten halben LEZ-Brennelementen umgeben ist.....	127
Abb. 5.5	Relative Abweichung in Prozent der mit Serpent und PARCS berechneten Radialleistung (Min = -2,20 %; Max = 2,32 %; RMS = 1,20 %).....	129
Abb. 5.6	Steuerstabbank 2 Wertkurve berechnet mit PARCS.....	130
Abb. 5.7	In drei PARCS-Simulationen ermittelte Multiplikationsfaktoren zur Bewertung des Dopplereffekts	131
Abb. 5.8	In vier PARCS-Simulationen ermittelte Multiplikationsfaktoren zur Bewertung des Void-Effekts	132
Abb. 5.9	Querschnitt durch den Primärkreislauf des BN-800-Reaktors aus /IAE 13/	135
Abb. 5.10	ATHLET-Modell des BN-800-Reaktors	135
Abb. 5.11	Eintrittstemperatur des sekundären Massenstroms und Eintrittstemperatur des Kernmassenstroms	137
Abb. 5.12	Kernleistung in Prozent der Nennleistung.....	137
Abb. 5.13	Brennstofftemperatur an der Mittellinie im heißen Kanal	138
Abb. 5.14	Normalisierte radiale Leistungsverteilung bei 311 s.....	139
Abb. 5.15	Brennstofftemperatur in der Mittellinie bei 311 s in der Mittelebene des Kerns	140
Abb. 5.16	Schematische Darstellung des WWER-1000-Benchmark-Kerns mit Positionen der Steuerstabgruppen.....	143

Abb. 5.17	SCALE-Modell eines Brennelementes (links) und des Radialreflektors (rechts)	145
Abb. 5.18	Unendlicher Multiplikationsfaktor k_{inf} als Funktion von Abbrand in BE 3	148
Abb. 5.19	EOC integrale Spaltratenverteilung in BE 4 (Normalisierung auf die Anzahl der Brennstäbe)	149
Abb. 5.20	Durchschnittliche Abbrandverteilung am Zyklusende	152
Abb. 5.21	Relativer Leistungsunterschied bei Zyklusbeginn (1-DYN3D/SERPENT)	153
Abb. 5.22	Anordnung der Steuerstabbänke 1 – 10 (orange) der ersten Kernbeladung des X2-Benchmarks, weiß: Brennelemente, grau: radialer Reflektor	155
Abb. 5.23	Schematische Darstellung des Layouts des 39AWU-Brennelements des X2-Benchmarks	157
Abb. 5.24	Axiale Leistungsprofile für die Heißkanalanalyse	160
Abb. 5.25	Verlauf der Leistung, berechnet mit DYN3D, DYN3D-ATHLET und PARCS-ATHLET; Kennzeichnung des Zeitpunkts der Reaktorschnellabschaltung (RESA)	162
Abb. 5.26	Verlauf von Reaktivitätsbeiträgen und der gesamten Reaktivität ermittelt mit DYN3D und DYN3D-ATHLET	163
Abb. 5.27	Verlauf der maximalen Zentraltemperatur des Brennstoffs von DYN3D, DYN3D-ATHLET und PARCS-ATHLET	164
Abb. 5.28	Verlauf der maximalen Hüllrohrtemperatur von DYN3D, DYN3D-ATHLET und PARCS-ATHLET	165
Abb. 5.29	Verlauf des minimalen DNB-Verhältnisses von DYN3D, DYN3D-ATHLET und PARCS-ATHLET	166
Abb. 5.30	Maximale Zentraltemperatur des Brennstoffs der drei Heißkanäle mit offenem Spalt und jeweils einer aufgeprägten Leistungsverteilung für Zyklusanfang, Zyklusmitte und Zyklusende	167
Abb. 5.31	Minimales DNB-Verhältnis der drei Heißkanäle mit geschlossenem Spalt und jeweils einer aufgeprägten Leistungsverteilung für Zyklusanfang, Zyklusmitte und Zyklusende	169

Abb. 5.32	Maximale Hüllrohrtemperatur der drei Heißkanäle mit geschlossenem Spalt und jeweils einer aufgeprägten Leistungsverteilung für Zyklusanfang, Zyklusmitte und Zyklusende	170
Abb. 6.1	Explizite Wissensressourcen zum Vorhabenskomplex NuSi Ausland	174
Abb. 6.2	Wissenslandkarte des PNS-Bereiches „Internationales“	177
Abb. 6.3	Portalseiten auf dem InfoServer	178
Abb. 6.4	PNS-Portalseiten	179
Abb. 6.5	Zuarbeitende Projekte für PNS-Inhalte	179
Abb. 6.6	Zuarbeitende Projekte für Portalinhalte des InfoServer	180
Abb. 6.7	Veraltete Wissensseiten des PNS	182
Abb. 6.8	Komplexe Struktur des PNS	187
Abb. 6.9	Verwaltungsstruktur für den InfoServer	188
Abb. 6.10	Inhaltsübersicht der Wissensbasis und Verknüpfungen zu anderen Wissensquellen	191
Abb. 6.11	Schema der Inhaltsbereitstellung gemäß Vorhaben	192
Abb. 6.12	Dokumentation am Beispiel von Projekt EF 1	192
Abb. 6.13	Übersicht der Schwerpunkte aus den Lightning Talks	197
Abb. 7.1	SWOT-Analyse durch IAEO (Status KW 23 2021)	203
Abb. 7.2	Geplante Umstrukturierungsphasen des GNSSN	204
Abb. 7.3	Struktur des TOSCA-Tools der IAEO	209

Tabellenverzeichnis

Tab. 3.1	Ereignisse im Verlauf des Unfallverlaufes, Vergleich AC ² - MELCOR.....	42
Tab. 3.2	Berechneter Quellterm für das TSA-Unfallszenario in einem WWER-1000 (Isotope AM-241 – KR-88) – ENTWURF/Zwischenstand (wird noch vervollständigt)	67
Tab. 3.3	Quellterm ausgewählter Elemente im Vergleich zum jeweiligen Anfangsinventar der Analyse des Kühlungsausfalls des BE-Lagerbeckens.....	77
Tab. 4.1	X2-Benchmark, Task 2.3 – Ergebnisse der Berechnung der Reaktivitätskoeffizienten für den Nulllastzustand zu Beginn des 4. Zyklus (BOC04).....	100
Tab. 4.2	X2-Benchmark, Task 2.3, 4. BOC - Reaktivitätskoeffizienten, Nulllast (Störungstheorie)	101
Tab. 4.3	Zusammenfassung der Ergebnisse der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse für wichtige berechnete Reaktorparameter.....	108
Tab. 5.1	Isotopenzusammensetzung des Plutoniums.....	120
Tab. 5.2	Temperaturen der verschiedenen Materialien für die Serpent-Kritikalitätsberechnungen des BN-800 bei Heiß-Null-Leistung	123
Tab. 5.3	Multiplikationsfaktoren mit dem Monte-Carlo-Code Serpent berechnet für BN-800 mit verschiedenen Steuerstabbank-Positionen....	125
Tab. 5.4	8-Energie-Gruppen-Struktur nach in /WAL 12/	127
Tab. 5.5	Abweichung der mit PARCS berechneten Multiplikationsfaktoren und Steuerstäbe-Werte im Vergleich zu Serpent für BN-800 mit verschiedenen Steuerstabbank-Positionen.....	128
Tab. 5.6	Berechnete und eingestellte Parameter aus dem Primärkreislauf	134
Tab. 5.7	Berechnete und eingestellte Parameter aus dem Sekundärkreislauf	134
Tab. 5.8	Brennelementtypen im Kern.....	143
Tab. 5.9	Abmessungen der Materialschichten der verschiedenen Radialreflektormodelle	146
Tab. 5.10	Vergleich der Multiplikationsfaktoren von SCALE und SERPENT	148
Tab. 5.11	Vergleich der integralen Spaltratenverteilung von SCALE/NEWT und SERPENT	150
Tab. 5.12	Vereinfachter Ladeplan	151

Abkürzungen

AC ²	Programmsystem der GRS zur Reaktorsicherheitsbewertung; umfasst die Rechenprogramme ATHLET, ATHLET-CD und COCOSYS
AF	Auftragsforschung
AP	Arbeitspaket
BMUV	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz
BOP	Balance-of-plant, Leit- und Regeltechnik-Modelle für ATHLET
CV	Control Volume
DE	Dampferzeuger
DMZ	Demilitarisierte Zone
DN	Nenndurchmesser
COCOSYS	GRS-Rechenprogramm zur Störfallanalyse von Containments (Containment Code System)
EF	Eigenforschung
EQ	Gleichgewichtszonenmodell
GCSM	General Control Simulation Modul
GNSSCOM	Global Nuclear Safety and Security Communication Networks
GNSSN	Global Nuclear Safety and Security Networks
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
HCO	Heat Conduction Object
IAEO	Internationale Atomenergie-Organisation
KKW	Kernkraftwerk
LB LOCA	Large Break Loss-of-Coolant-Accident
LOOP	Loss of Offsite Power
MCCI	Schmelze-Beton-Wechselwirkung (engl.: Molten Core Concrete Interaction)
MER	Massen- und Energiefreisetzungsrate
NE	Nichtgleichgewichtsmodell
NNSKP	National Nuclear Safety Knowledge Plattform
PAR	Passiver autokatalytischer (Wasserstoff-) Rekombinator
PHRS-C	Passive Heat Removal System Containment – passives Wärmeabfuhrsystem des Containments von WWER-1200/491
PHRS-SG	Passive Heat Removal System Steam Generator – passives Wärmeabfuhrsystem der Dampferzeuger von WWER-1200/491

QT	Quellterm (Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte in die Umgebung)
RDB	Reaktordruckbehälter
SAM	Severe Accident Management
SAR	Sicherheitsbericht (engl.: Safety Analysis Report)
SBO	Station Blackout
SC	Steering Committee
SG	Steam Generator
SWOT	Strengths, Weaknesses, Opportunities and Threats
TOSCA	TSOs self capability assessment
TSA	Totalausfall der (Wechsel-)Stromversorgung (d.h. Notstromdiesel nicht verfügbar)
TSO	Technical and Scientific Support Organisation
TSOF	Technical and Scientific Support Organisation Forum (der IAEA)
WWER oder VVER	Wasser-Wasser-Energieraktor, Russischer Druckwasser-Reaktortyp

**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