

# Scientific-technical cooperation between FZR and Russia in the field of NPP safety research

## Institute of Safety Research

T. Höhne; J. Konheiser; Y. Kozmenkov; K. Noack;  
F. Schäfer; E. Schleicher; U. Rindelhardt; U. Rohde, A. Ulbricht;  
F.-P. Weiß

März 2007

Wissenschaftlich-Technische Berichte  
**FZD-468**  
März 2007

T. Höhne; J. Konheiser; Y. Kozmenkov; K. Noack;  
F. Schäfer; E. Schleicher; U. Rindelhardt;  
U. Rohde, A. Ulbricht; F.-P. Weiß

**Scientific-technical cooperation between  
FZR and Russia in the field of NPP safety research**

**Institute of Safety Research**

Bibliothek D 120



100063603



**Forschungszentrum  
Dresden Rossendorf**

# Abschlussbericht

## Final Report

Reaktorsicherheitsforschung – Vorhaben-Nr.: 1501260  
Reactor Safety Research-project No.: 1501260

### *Vorhabens-titel*

**Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit des FZR mit  
Russland auf dem Gebiet der Sicherheitsforschung für KKW**

### *Project Title*

**Scientific-technical cooperation between FZR and Russia in the  
field of NPP safety research**

Autoren / Authors:

T. Höhne, J. Konheiser, Y. Kozmenkov, K. Noack, F. Schäfer,  
E. Schleicher, U. Rindelhardt, U. Rohde, A. Ulbricht, F.-P. Weiß

Dienststelle der Autoren / Performing Organisation:

Forschungszentrum Rossendorf e.V.  
Institut für Sicherheitsforschung

Berichtsdatum: März 2007 / Publication Date: March 2007

Berichts – Nr.: FZD-468 / Report – No: FZD-468

Das diesem Bericht zugrundeliegende Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Wirtschaft und Technologie unter dem Förderkennzeichen 150 1260 gefördert. Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei den Autoren.

Das Forschungszentrum Dresden - Rossendorf und die Autoren übernehmen keine Haftung für Schäden, die auf Grund von weiterführenden oder fehlerhaften Anwendungen der in diesem Bericht dargestellten Ergebnisse entstehen.

## **Kurzfassung**

Auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung gibt es eine Kooperation zwischen der Russischen Föderation und der Bundesrepublik Deutschland zu ausgewählten Themen. Einige dieser Themen wurden im FZR gemeinsam mit russischen Partnern bearbeitet. Im vorliegenden Bericht werden – ausgehend von den abgestimmten Zielstellungen – die Ergebnisse dieser Zusammenarbeit im Zeitraum 2002 bis 2006 zu folgenden Themen dargestellt:

- Beiträge zur Validierung des russischen Thermohydraulik-Codes KORSAR
- Sicherheitsanalysen für WWER-Reaktoren
- 3D-Fluiddynamik-Berechnungen
- Strahlenversprödung von WWER-Druckbehältern
- Validierung von Neutronenflussberechnungen
- Nachbestrahlungsuntersuchungen an RDB-Material des KKW Greifswald
- Neutronendosimetrie WWER-1000

## **Abstract**

Within the framework of reactor safety research of BMWi, the scientific-technical cooperation in selected topics with Russian institutions is supported. Some of these topics are performed by the Institute of Safety Research of the Forschungszentrum Rossendorf e.V. together with Russian institutes. The results of the common work between 2002 and 2006 are summarized in this report for the following tasks:

- Contribution to the validation of the Russian thermalhydraulic code KORSAR
- Safety analysis for VVER Reactors
- 3D fluiddynamic calculations
- Neutron embrittlement of RPV vessels
- Validation of neutron fluence calculations
- Post operation investigation of RPV material from Greifswald NPP
- Neutron dosimetry of VVER 1000

## **Inhalt**

1.	Einleitung und Zielstellung des Vorhabens	10
1.1	Teilprojekt A1.3: Validierung des russischen Thermohydraulik-Codes KORSAR	10
1.2	Teilprojekt A1.4: Sicherheitsanalysen für WWER-Reaktoren	10
1.3	Teilprojekt A1.5: 3D-Fluiddynamik-Berechnungen	11
1.4	Teilprojekt A4.1: Strahlenversprödung von WWER-Druckbehältern	11
1.5	Teilprojekt A4.3: Validierung von Neutronenflussberechnungen	11
1.6	Teilprojekt A4.4: Nachbestrahlungsuntersuchungen an RDB-Material des KKW Greifswald	12
1.7	Teilprojekt A4.5: Neutronendosimetrie WWER-1000	12
2.	Validierung von Thermohydraulik-Codes an der Versuchsanlage ISB	13
2.1	Aufgabenstellung	13
2.2	Ergebnisse: Messtechnik	13
2.2.1	Einleitung	13
2.2.2	Beschreibung des Messsystems	14
2.2.3	Systemauslieferung	19
2.3	Ergebnisse: ATHLET-Analysen	22
2.3.1	Die Versuchsanlage ISB	22
2.3.2	Das Naturumlauf-Experiment an der Versuchsanlage ISB	23
2.3.3	Modellierung der Versuchsanlage ISB mit ATHLET	23
2.3.4	Ergebnisse – Stationäre Rechnung	24
2.3.5	Ergebnisse – Transiente Rechnung	25
2.4	Nutzen/Veröffentlichungen	27
2.5	Literatur	28
2.6	Zusammenfassung	28
3.	Sicherheitsanalysen für WWER-Reaktoren	29
3.1	Aufgabenstellung	29
3.2	Detaillierte Ergebnisdarstellung	30
3.2.1	Nachrechnung von Benchmarks und Betriebstransienten zur Validierung gekoppelter Codesysteme für WWER-Anwendungen	30
3.2.2	Stationäre und transiente Rechnungen zum potenziellen MOX-Einsatz in WWER-1000-Reaktoren	40
3.2.3	Transientenanalysen zum Einsatz von ROX-Brennstoff	45
3.3	Nutzen/Veröffentlichungen	47

3.4	Literatur	49
3.5	Zusammenfassung	51
4.	3D-Fluiddynamik-Berechnungen	53
4.1	Aufgabenstellung	53
4.2	Detaillierte Ergebnisdarstellung	54
4.2.1	Codevalidierung anhand von Experimentaldaten zur Kühlmittelvermischung	54
4.2.1.1	Nachrechnung von ROCOM-Experimenten	54
4.2.1.2	Nachrechnungen von Experimenten an einem russischen Vermischungsversuchsstand für den WWER-1000	61
4.2.1.3	Experimente zur Strömung in Stabbündeln	65
4.2.2	CFD-Rechnungen zum OECD-Benchmark V1000CT-1	67
4.2.3	CFD-Rechnungen zum OECD-Benchmark V1000CT-2	69
4.3	Nutzen/Veröffentlichungen	71
4.4	Literatur	73
4.5	Zusammenfassung	74
5.	Strahlenversprödung von WWER-Druckbehältern	75
5.1	Einleitung	75
5.2	Experimentelles	76
5.2.1	Untersuchte Werkstoffe	76
5.2.1.1	Werkstoffcharakteristik	76
5.2.1.2	Bestrahlungsbedingungen	76
5.2.1.3	Wärmebehandlungen	78
5.2.1.4	Datenbasis der mechanischen Materialeigenschaften	78
5.2.2	Neutronen-Kleinwinkelstreuexperimente	78
5.3	Ergebnisse	79
5.4	Diskussion	82
5.4.1	Einflussfaktoren auf das Bestrahlungsverhalten	82
5.4.1.1	Neutronenfluenz	82
5.4.1.2	Chemische Zusammensetzung und Gefüge	83
5.4.2	Ausheilverhalten	83
5.4.3	Korrelationen mit mechanischen Eigenschaften	84
5.5	Nutzen/Veröffentlichungen	85
5.6	Literatur	86
5.7	Zusammenfassung	86

6.	Validierung von Neutronenfluenzrechnungen	88
6.1	Aufgabenstellung	88
6.2	Detaillierte Darstellung der Rechnungen und Ergebnisse	89
6.2.1	Programmsystem TRAMO	89
6.2.2	Dreidimensionale Reaktormodelle	89
6.2.3	Bestrahlungsexperiment	91
6.2.4	Herstellung der mikroskopischen und makroskopischen Gruppendaten	91
6.2.5	Aufbereitung der Neutronen- und Gammaquellverteilungen	92
6.2.6	Allgemeine Angaben zu den Transportrechnungen mit TRAMO	93
6.2.7	Optimierung der TRAMO-Rechnungen	94
6.2.8	Rechnungen des russischen Partners	94
6.2.9	Vergleiche mit den Ergebnissen von Messungen und DORT-Rechnungen	94
6.2.9.1	Horizontale Monitore	94
6.2.9.2	Vertikale Monitore	96
6.2.10	Fluenzwerte in der Supportkonstruktion und oberen Schweißnaht	97
6.3	Nutzen/Veröffentlichungen	99
6.4	Literatur	100
6.5	Zusammenfassung	100
7.	Nachbestrahlungsuntersuchungen an RDB - Material des KKW Greifswald	
	Neutronenfluenzberechnungen am Block 1	102
7.1	Aufgabenstellung	102
7.2	Detaillierte Darstellung der Rechnungen und Ergebnisse	102
7.2.1	Betrieb des KKW Greifswald	102
7.2.2	Notwendigkeit neuer Rechnungen	103
7.2.3	Programmsystem TRAMO	103
7.2.4	Das dreidimensionale Reaktormodell	104
7.2.5	Herstellung der mikroskopischen und makroskopischen Datensätze	106
7.2.6	Berechnungen von Neutronen- und Gammaquellverteilungen	106
7.2.7	Allgemeine Angaben zu den Neutronen- und Gammarechnungen	107
7.2.8	Fluenzberechnung bei der Schweißnaht 0.1.4	108
7.2.9	Fluenzberechnung im Basismaterial	109
7.2.10	Vergleich mit den früheren Ergebnissen	112
7.2.11	Vergleich mit experimentellen Werten vom Zyklus 12	113
7.2.12	Aktivitätsberechnung für neue Messwerte	114

7.3	Nutzen/Veröffentlichungen	115
7.4	Literatur	116
7.5	Zusammenfassung	117
8.	Neutronendosimetrie von Voreilproben des WWER-1000 – Entwicklung und Verifikation von Codes für eine zuverlässige Lebensdauerprognose	118
8.1	Aufgabenstellung	118
8.2	Detaillierte Darstellung der Rechnungen und Ergebnisse	119
8.2.1	Dreidimensionales Reaktormodell	119
8.2.2	Aufbereitung der Neutronen- und Gammaquellverteilungen	121
8.2.3	Allgemeine Angaben zu den Transportrechnungen mit TRAMO	121
8.2.4	Angaben zu den Messungen	122
8.2.5	Vergleiche mit den Ergebnissen von Messungen und TORT-Rechnungen	122
8.2.6	Vergleich mit Rechenergebnissen für die Mittelebene	126
8.3	Nutzen/Veröffentlichungen	128
8.4	Literatur	128
8.5	Zusammenfassung	129

## **1. Einleitung und Zielstellung des Vorhabens**

Im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung des BMWi wird auch die wissenschaftlich-technische Kooperation mit russischen Einrichtungen gefördert. Entsprechend den Verhandlungen zwischen dem BMWi und MINATOM (Protokoll vom 29. Juni 2001) werden 8 der vereinbarten Teilthemen auf deutscher Seite wesentlich bzw. ausschließlich vom FZR getragen. Sieben davon sind in diesem Projekt zusammengefasst.

Das Vorhaben verfolgt insgesamt das Ziel, das Sicherheitsniveau von WWER-KKW und das Niveau der Sicherheitsbewertung der westeuropäischen Praxis anzunähern.

Die Einzelzielsetzungen der Teilvorhaben sowie die jeweiligen russischen Partner sind im Folgenden aufgeführt. Die ausführliche Darstellung der jeweils erzielten Ergebnisse erfolgt in den Kapiteln 2 bis 8.

### **1.1 Teilprojekt A1.3: Validierung des russischen Thermohydraulik-Codes KORSAR**

Partner: EREC Elektrogorsk

Das Elektrogorsk Research and Engineering Centre EREC und das Forschungszentrum Rossendorf wollen in diesem Teilvorhaben einen Beitrag zur Validierung des neuen russischen Thermohydraulik-Codes KORSAR leisten. Das Teilvorhaben umfasst insbesondere:

- die Nutzung existierender Versuchsdaten zur Validierung von KORSAR
- die Durchführung je eines Vergleichsexperimentes zum Naturumlauf an den Anlagen ISB und PSB
- die technische Unterstützung der russischen Partner durch das FZR durch Ausstattung der Versuchsanlagen mit neuer, lokaler Dampfgehaltsmesstechnik, sowie
- die vergleichende Nachrechnung von Experimenten mit den Codes KORSAR und ATHLET

### **1.2 Teilprojekt A1.4: Sicherheitsanalysen für WWER-Reaktoren**

Partner: IPPE Obninsk

Ziel des Vorhabens ist die Validierung von gekoppelten neutronenkinetisch-thermohydraulischen Programmkomplexen und ihre Qualifizierung für die Anwendung in Sicherheitsanalysen für WWER-Reaktoren mit MOX- und CERMET-Brennstoff sowie für integrale Reaktorkonzepte kleiner Leistung.

Im Rahmen des WTZ-Vorhabens soll zunächst die Validierung von DYN3D-RELAP5 für WWER-Reaktoren fortgesetzt werden. Dazu ist die Nachrechnung weiterer Benchmarkaufgaben und ausgewählter Betriebstransienten vorgesehen. In Abänderung der ursprünglichen Planung sollen ein OECD-Benchmark für einen WWER-1000 und eine Betriebstransiente mit Abschaltung einer von drei arbeitenden Hauptkühlmittelpumpen im KKW Kozloduy nachgerechnet werden, die im Rahmen des EU-Projektes VALCO mit verschiedenen Codesystemen, u.a. DYN3D-ATHLET analysiert wurde. Die Einbeziehung von RELAP5 könnte auch hier zur Aufklärung noch bestehender Unterschiede zwischen Rechenergebnissen und Messdaten beitragen.

Weiterhin werden ausgewählte Störfallanalysen für WWER-Reaktoren mit MOX-Beladung und CERMET-Brennstoff durchgeführt.

### **1.3 Teilprojekt A1.5: 3D-Fluiddynamik-Berechnungen**

Partner: OKB Gidropress Podolsk

Ziel des Vorhabens ist die Validierung von 3D Fluiddynamikprogrammen (CFD-Codes) für die Berechnung der Kühlmittelvermischung innerhalb des RDB und im Reaktorkern.

Im FZR wurden experimentelle Untersuchungen zur Kühlmittelvermischung am Vermischungsversuchsstand ROCOM und Nachrechnungen mit dem CFD-Code CFX-4 durchgeführt. Es wurde ein semi-analytisches Vermischungsmodell für unterborierte Kühlmittelpfropfen entwickelt, welches in das Codesystem DYN3D-ATHLET eingebaut wird. Bei russischen Partnern wurden verschiedene Fluiddynamikprogramme, welche für die Berechnung der Kühlmittelvermischung in WWER-Reaktoren eingesetzt werden sollen. Zur Validierung dieser Codes sollen Experimente an der ROCOM-Anlage sowie am WWER-1000-Modell von OKB Gidropress herangezogen werden. Durch FZR und OKB werden ausgewählte Experimente dokumentiert und für Nachrechnungen bereitgestellt. Die Ergebnisse der Nachrechnungen mit verschiedenen Codes werden verglichen. Weiterhin wird im Vorhaben die Eignung von CFD-Codes zur 3D Strömungsmodellierung im Reaktorkern untersucht.

### **1.4 Teilprojekt A4.1: Strahlenversprödung von WWER-Druckbehältern**

Partner: CRISM Prometey St. Petersburg, RRC Kurchatov Institut Moskau

In einem vorangegangenen WTZ-Projekt sind Eisenbasis-Modelllegierungen mit unterschiedlichem Cu-, P- und Ni-Gehalt bestrahlt und anschließend die bestrahlungsbedingten Änderungen der mechanischen Eigenschaften überprüft worden.

Das gemeinsame Vorhaben soll dort noch offen gebliebenen Fragen klären. Grundlage sind Bestrahlungsexperimente mit Proben von Fe-Basis-Modelllegierungen unterschiedlicher Gehalte an Cu, P, Ni, aber auch Si und Mn, die auf Surveillance-Positionen von russischen Kernreaktoren des Typs WWER-440 durchgeführt worden sind. Diese Bestrahlungsexperimente standen unter der wissenschaftlichen Leitung des RRC KI und sind direkt in Beziehung zu den Bestrahlungen des erwähnten WTZ-Projektes zu setzen.

### **1.5 Teilprojekt A4.3: Validierung von Neutronenflussberechnungen**

Partner: SEC Gosatomnadsor Moskau

Neutronen- und Gammafluenzspektren sollen für den Bereich der Support-Konstruktion und der oberen Schweißnaht des WWER-1000-Reaktordruckbehälters berechnet und an Experimenten verifiziert werden.

Die Berechnung der Strahlenbelastung der genannten kritischen Punkte erfordert eine detaillierte 3-dimensionale Modellierung der komplizierten Geometrie, da sie im Bereich starker Gradienten des Neutronenflusses liegen. Eine Bestimmung der Gammabelastung erscheint erforderlich, weil diese nach neueren Erkenntnissen Versprödungs- und Alterungsprozesse spürbar beeinflussen kann. Zusätzlich sind die entsprechenden Werte für die Mittelebene des RDB zu ermitteln. Möglichst hohe Genauigkeit der Ergebnisse soll durch alle Details erfassende Geometrie- und Materialmodelle sowie durch die Verwendung neuester Kerndatenbibliotheken und einer sehr feinen Energiegruppenstruktur gewährleistet werden. Die Berechnungsergebnisse sollen an Hand integraler ex-vessel Fluenzmessungen überprüft werden.

## **1.6 Teilprojekt A4.4: Nachbestrahlungsuntersuchungen an RDB-Material des KKW Greifswald**

Partner: RRC Kurchatov Institut Moskau

Eine neue Qualität der Bewertung des Materialzustandes eines gealterten Reaktordruckbehälters kann erreicht werden, wenn authentisches Material aus stillgelegten Reaktoren untersucht wird und so der tatsächliche Materialzustand erfasst wird. Nachbestrahlungsuntersuchungen an den 4 stillgelegten Blöcken der ersten Ausbaustufe des KKW Greifswald bieten dazu eine einmalige Chance, da dort Material aus unterschiedlichen Betriebsphasen verfügbar ist (Block 4 - bestrahlt, Block 1 - bestrahlt, ausgeheilt und wiederbestrahlt, Blöcke 2, 3 - bestrahlt und ausgeheilt). Das Material ist repräsentativ für die russische WWER-Reaktorbaulinie der 70er und 80er Jahre und damit für die KKW-Anlagen, für deren Bewertung gegenwärtig die höchsten Unsicherheiten bestehen.

Entsprechend dem modifizierten Zeitplan beim Rückbau der Blöcke 1 bis 4 ist die Gewinnung von Materialproben aus dem RDB des Blockes 1 im Jahr 2003 möglich. Als Voraussetzung des geplanten längerfristigen Untersuchungsprogramms ist im Rahmen der WTZ die Lösung von vorbereitenden technologischen Aufgaben (Probenschnittplan, Transporttechnologien) sowie die Durchführung von räumlich hoch aufgelösten Fluenzberechnungen für die interessierenden Teile des RDB vorgesehen.

## **1.7 Teilprojekt A4.5: Neutronendosimetrie WWER-1000**

Partner: SEC Gosatomnadsor Moskau

Eine zuverlässige Bestimmung der Lebensdauer der WWER-1000 Reaktordruckbehälter (RDB) ist gegenwärtig nicht möglich, da die eingesetzten Surveillance-Proben auf Grund ihrer ungünstigen Position keine sicheren Aussagen über die Versprödung des RDB erlauben. Ein besonderes Problem ist dabei die zuverlässige Bestimmung der Bestrahlungsparameter der Surveillance-Proben, wofür auf Grund der komplizierten Geometrie Monte-Carlo-Codes am besten geeignet sind. Deshalb soll mit Hilfe des Monte-Carlo-Codes TRAMO die Strahlenbelastung von Standard-Surveillance-Proben eines WWER-1000 berechnet werden. Von besonderem Interesse ist der Vergleich der Bestrahlungscharakteristiken der einzelnen Proben in den Surveillance-Kapseln untereinander sowie mit den Bestrahlungscharakteristiken des RDB. Dieser Vergleich erlaubt Schlussfolgerungen über die Nutzbarkeit der vorhandenen WWER-1000 Surveillance-Daten.

## **2. Validierung von Thermohydraulik-Codes an der Versuchsanlage ISB**

### **2.1 Aufgabenstellung**

In diesem Teilvorhaben wurden Beiträge zur Validierung von Thermohydraulik-Codes und zur Erweiterung der hierfür benötigten experimentellen Datenbasis geleistet. In Zusammenarbeit zwischen dem Elektrogorsk Research and Engineering Centre EREC und dem Forschungszentrum Dresden Rossendorf wurden ATHLET-Analysen für ein Naturumlaufexperiment an der Versuchsanlage ISB durchgeführt und es wurde eine neue Messtechnik auf der Basis von Leitfähigkeitssonden entwickelt, gefertigt und dem Betreiber der Versuchsanlagen zur Verfügung gestellt.

Das Teilvorhaben basiert auf gemeinsamen Arbeiten in der Vergangenheit, welche die Ausstattung der Versuchsanlage ISB mit Zweiphasenmesstechnik, die gemeinsame Durchführung und Auswertung von integralen Experimenten an dieser Anlage und die Durchführung von begleitenden numerischen Analysen mit dem Code ATHLET umfasste. Im Forschungszentrum Rossendorf wurden umfangreiche Untersuchungen zum Naturumlaufverhalten von Reaktoren des Typs WWER und insbesondere zu Naturumlaufinstabilitäten durchgeführt.

Gegenstand der Arbeiten innerhalb des Teilprojekts waren folgende Punkte:

- Nutzung der Versuchsdaten aus einem gemeinsam von FZR und EREC realisierten Experiment zum Naturumlauf bei stufenweiser Absenkung des Primärkreislauf-Inventars (an der ISB-Anlage vor Umbau, d.h. mit senkrechter DE-Berohrung) zur Validierung thermohydraulischer System-Codes (KORSAR bzw. ATHLET),
- Entwicklung eines ATHLET-Datensatzes für die Versuchsanlage ISB,
- technische und wissenschaftliche Unterstützung durch das FZR bei der Durchführung neuer Versuche an PSB und ISB und deren Analyse,
- technische Unterstützung von EREC durch das FZR bei der Ausstattung der Versuchsanlagen PSB und ISB mit neuer lokaler Dampfgehaltsmesstechnik,
- Analysen der Experimente und Nachrechnung mit ATHLET bzw. KORSAR.

Nachfolgend werden zunächst die Ergebnisse bei der Ausstattung der Versuchsanlagen mit Leitfähigkeitssonden beschrieben. Danach werden die ATHLET-Rechnungen für die Versuchsanlage ISB vorgestellt.

## **2.2 Ergebnisse: Messtechnik**

### **2.2.1 Einleitung**

Die Gasgehaltsmessung mit Nadelsonden beruht im Wesentlichen auf der lokalen Vermessung von Einzelblasenereignissen. Aus dem Verhältnis der Kontaktzeiten der Sondenspitze mit Gas bzw. Fluid kann ein zeitgemittelter lokaler Gasgehalt errechnet werden. Das Prinzip der Gasblasendetektion in einer Flüssigkeit mit Leitfähigkeits-Nadelsonden beruht auf dem Nachweis der Abnahme des elektrischen Stroms zwischen Sonde und Fluid, wenn eine Blase die Elektrode an der Sondenspitze berührt bzw. umschießt. Im FZR wurde in Zusammenarbeit mit der Teletronik Rossendorf GmbH ein 16-kanaliges Hochgeschwindigkeits-Nadelsonden-Messsystem für thermohydraulische Experimente entwickelt, bei denen reaktortypische Temperaturen und Drücke auftreten. Das Messsystem ist für die simultane Erfassung von Leitfähigkeitsmessdaten mit 10 kHz an 16 unterschiedlichen Messpositionen

ausgelegt. Aus den Rohdaten der Leitfähigkeitssignale können später offline die zeitgemittelten lokalen Gasgehalte, Blasengrößenverteilungen und Blasengeschwindigkeiten ermittelt werden können. Das neue Ethernet basierte Messsystem wurde entwickelt um den hohen Anforderungen von transienten Zweiphasenströmungen an eine schnelle, robuste Messtechnik gerecht zu werden. Die hohe Datenerfassungsrate und Datentiefe erfordert dabei ein schnelles PC-Interface und ebenfalls einen schnelle Datenerfassungscomputer um die hohen Datenraten in Echtzeit abspeichern zu können.

## 2.2.2 Beschreibung des Messsystems

### Systemüberblick

Das Nadelsonden-Messsystem für die PSB und ISB Versuchsanlagen besteht aus 40 Leitfähigkeits-Nadelsonden verschiedener an den Untersuchungsort angepassten Längen mit dazugehörigen 16 Vorverstärker-Modulen, zwei Datenerfassungs-Modul und einem Mess-PC. Die Vorverstärker sind über Triax-Kabel mit den Nadelsonden verbunden. Die Entfernung zum Vorverstärker beträgt dabei nur maximal 30 cm um elektromagnetische Störungen und Potenzialschleifen weitestgehend zu unterbinden. Alle Vorverstärkermodule verfügen über eine eigene Spannungsversorgung (Steckernetzteil). Die Datenübertragung zwischen Vorverstärker und Datenerfassungs-Modul geschieht über eine optische Verbindung in Form von Pulsweitenmodulation. Diese Übertragungsart ist robust und unanfällig gegen Störeinflüsse. Allerdings ist bei den eingesetzten Kunststofflichtwellenleitern auf eine maximale Distanz von 30 m sowie auf gute Polierung der Faserenden zu achten. Ein Knicken der empfindlichen Fasern ist unbedingt zu vermeiden. Die Datenerfassungs-Module sind über die eingebaute Ethernet-Schnittstelle mit dem Mess-Computer verbunden, um zwei Module an einen PC anzuschließen kann ein handelsüblicher Switch eingesetzt werden. Der Datenerfassungs-PC speichert die empfangenen Ethernetpakete direkt auf die Festplatte zur späteren Offline-Auswertung mittels speziell entwickelter Software-Tools. Ein TTL-Impuls dient zur Synchronisation des Nadelsonden-Systems mit der anlageneigenen Datenerfassungshardware. Eine schematische Übersicht zeigt Abbildung 2.1.

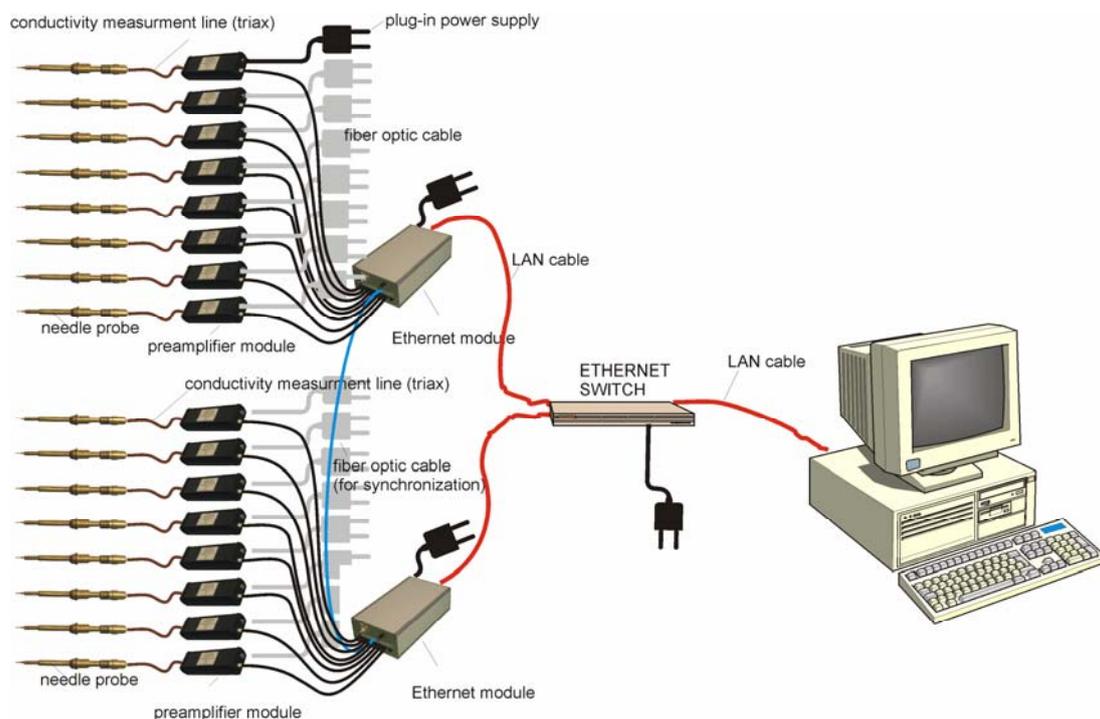


Abb. 2.1: Schematische Darstellung des 16-kanaligen Nadelsonden-Messsystems

## Hochtemperatur Leitfähigkeits-Nadelsonden

Das ausgelieferte System umfasst 40 Hochtemperatur-Hochdruck-Nadelsonden. Diese haben einen triaxialen Aufbau bestehend aus drei Edelstahl-Elektroden. Die einzelnen Elektroden sind zueinander durch Aluminiumoxidkeramik-Röhrchen isoliert. Die zentrale Messelektrode besteht aus einem 0,1 mm Edelstahldraht. Die zweite, die Schirmelektrode, dient der Verhinderung eines Stromflusses zu Massepotential im Falle eines Flüssigkeitsfilms an der Sondenspitze und besteht aus einer 0,8 mm Edelstahlkanüle. Die Referenzelektrode, eine 3 mm Edelstahlröhrchen ist mit dem stabilisierenden Sondenkörper metallisch verbunden und dient als Masse-Referenzpunkt. Im Sondenkopf befindet sich die Anschlussbuchse zur Verbindung mit dem Vorverstärkermodul. Der Sondenkörper hat einen Außendurchmesser von 10 mm, eine spezielle Verschraubung zum Einbau in die Versuchsanlagen sowie einen Kühlkörper im Kopfbereich.

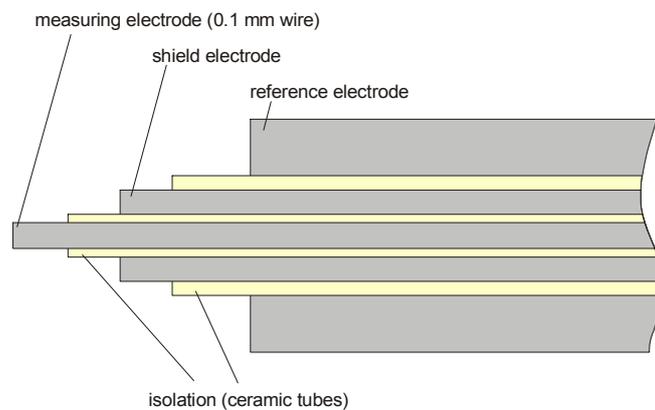


Abb. 2.2: Schematische Darstellung (oben) und Fotografie einer kompletten Sonde (unten)

## Vorverstärker-Modul NSA-SM1

Das Vorverstärker-Modul beinhaltet sowohl den Rechtecksignalgenerator als auch den Vorverstärker für das Leitfähigkeitsmesssignal. Die Schaltungsabschnitt für die Verstärkung der Leitfähigkeitsmesssignale verfügt über einen logarithmischen sowie zwei lineare Messbereiche, die über interne Dippschalter ausgewählt werden können. Für die durchgeführten Experimente wurde auf Grund der relativ hohen Leitfähigkeit des Fluides der logarithmische Bereich gewählt. Nach einer Nachverstärkung und einer Sample&Hold-Stufe folgt eine Komparatorschaltung, die die gehaltenen Analogsignale mit der Ausgangsspannung eines 3V-Sägezahn-Generators vergleicht. Während der Anstiegszeit des Sägezahns wird eine LED zur Datenübertragung über LWL zum Datenerfassungs-Modul aktiviert. Erreicht die Sägezahnspannung das Komparator-Schwellensignal, wird die LED abgeschaltet. Somit wird eine einfache pulslängen-modulierte, binäre Übertragung der Analogsignale zur Datenerfassungseinheit gewährleistet. Hier werden die Pulslängensignale ausgezählt und in digitale

Werte umgesetzt. Die Leitfähigkeitssignale werden mit einer Abtastrate von 10 kHz erfasst. Alle Funktionen des Vorverstärker-Moduls werden von einem FPGA-IC (programmierte Logik) gesteuert.



*Abb. 2.3: Vorverstärker-Modul NSA-SM1*

### **Daten-Erfassungs-Modul NSA-EF2**

Die seriellen optischen Signale werden mit einem achtkanaligen Daten-Erfassungs-Modul (NSA-EF2) synchron abgetastet. Gleichzeitig stellt das NSA-EF2 die Synchronisationsimpulse für die einzelnen Nadelsonde-Module bereit, um eine gegenseitige Beeinflussung der Nadelsondensignale zu minimieren. An den Eingangskanälen des NSA-EF2 werden die pulslängenmodulierten optischen Signale in einen digitalen Wert übertragen, indem die Pulslänge mit einer festen Frequenz von 48 MHz ausgezählt wird. Der digitale Wertebereich beträgt dabei 2048 Werte, was mit einer maximalen Amplitude von 3 V DC korrespondiert. Die Digitalisierung wird mittels eines Digitalen Signal Prozessors (DSP) von Analog Devices Inc. realisiert. Die digitalisierten Daten werden anschließend gepackt und über eine Ethernet-Verbindung (100 MBit) zum Datenerfassungs-PC übertragen, welcher die Daten direkt auf die Festplatte aufzeichnet.



*Abb. 2.4: Daten-Erfassungs-Modul NSA-EF2*

## Messprinzip

Die Messung der lokalen Gasgehalte basiert auf der Detektion der momentanen lokalen elektrischen Leitfähigkeit des umgebenden Mediums (Fluid bzw. Gas). An die Messelektrode wird ein bipolarer Rechteckimpuls angelegt. Befindet sich die Messelektrode im Kontakt mit einem Fluid bestimmter Leitfähigkeit, fließt ein elektrischer Strom zum Massepotential, das am Sondengrundkörper und den metallischen Wänden der Versuchsanlage anliegt. Wenn die Messelektrode von einer Gasblase umschlossen wird, wird der Stromfluss unterbrochen. Um einen Stromfluss durch dünne Flüssigkeitsfilme auf den Isolierkeramiken zu verhindern befindet sich zwischen der Messelektrode und der Referenzelektrode eine Schirmelektrode. An diese Elektrode wird das gleiche Rechteckanregungssignal angelegt wie an die Messelektrode selbst. Das führt zu einer Ausweitung des elektrischen Feldes, da zwischen zwei Elektroden mit dem gleichen Potential kein Strom fließt.

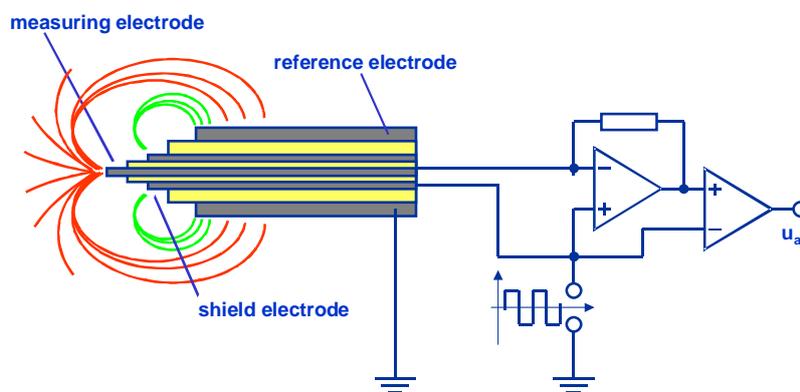


Abb. 2.5: Messprinzip der Leitfähigkeitsnadelsonde

## Firmware

Die Datenerfassung wird durch einen Hardwareteil im DSP des Ethernet-Moduls sowie einer Windows® basierten Messsoftware im PC realisiert. Der DSP verpackt die empfangenen digitalisierten Messdaten in Ethernet-Pakete mit einer maximalen Länge von 1500 Byte, welches 71 Messwerte aus 8 Kanälen umfasst. Diese 8 Kanäle werden zu Blöcken von fünf 32-Bit-Wörtern mit der folgenden Struktur zusammengefasst.

package number	
value channel 1	value channel 2
value channel 3	value channel 4
value channel 5	value channel 6
value channel 7	value channel 8

Tabelle 2.1: Struktur der Messdaten im Ethernet-Protokoll

Für den Datentransfer wurde basierend auf dem Internetprotokoll ein spezielles UDP-Protokoll (user data protocol) implementiert, um das Gerät vom PC aus zu steuern und die Datenübertragung zu realisieren. Dieses Protokoll enthält Gerätenummer, Kommandos, Parameter und Daten. Die Messdaten selbst haben eine Länge von 16 Bit. Die Datenerfassungssoftware hat zwei verschiedene Messmodi. Im Online-Modus werden die Daten nur als Balkendiagramme dargestellt. Im Datenerfassungsmodus werden die Daten in der vollen Zeitaufösung auf die Festplatte geschrieben. In diesem Modus kann jeweils nur ein Wert pro

Ethernetpaket zur Online-Kontrolle dargestellt werden. Die Daten werden in fortlaufend nummerierten Dateien mit einer Größe von 50 MByte abgespeichert. Damit führt ein eventueller Absturz der Datenerfassung lediglich zum Verlust der Messwerte der letzten 5 Minuten. Das Messsystem reinitialisiert sich im Bedarfsfalle selbstständig und führt die Messung fort.

### Datenauswertungssoftware

Nach der Erfassung eines kompletten Messdatensatzes können die Dateien in eine speziell entwickelte Daten-Visualisierungs- und Auswertungssoftware geladen werden. Das Softwarepaket wurde unter Borland® Delphi™ erstellt. Die Software erlaubt zunächst die visuelle Begutachtung der erfassten Rohdaten. Erweiterte Zoom- und Scrollfunktionen, die Ein- und Ausblendung von Zusatzinformationen wie Schwellwerten, Mittelwerten usw. erleichtern die Beurteilung der durchgeführten Messungen. Die Datenverarbeitungsroutinen suchen zunächst nach globalen, bzw. (in nutzerdefinierten Zeitsprüngen) lokalen Maxima und Minima für das Leitfähigkeitssignal jedes Kanals. Dadurch werden die Signal-Level für die Flüssig- und Gas-Phase ermittelt. Ein festes Level über einen großen Messzeitraum ist nicht sinnvoll, da die Leitfähigkeit von Fluiden z. B. stark temperaturabhängig ist und während der Messzeit schwankt. Anschließend hat der Nutzer die Möglichkeit, die ermittelten Level manuell anzupassen, indem er adaptiv eine Spline-Kurve an die Messwerte anlegt. Ausgehend von den ermittelten Grenzwerten für Flüssig- und Gas-Phase wird ein Schwellwert  $L_{35}$  errechnet, um die Messsignale einer Zweiphasenströmung zu binarisieren. Wenn die Signale unterhalb dieser Schwelle von 65 % der totalen Signalamplitude abfallen, wird angenommen, dass sich die Sondenspitze in der Gas-Phase befindet.

$$I_{L35} = I_{\max} - \Theta \cdot (I_{\max} - I_{\min}) \quad \text{mit} \quad \Theta = 0.35 = 35\% \quad (2.1)$$

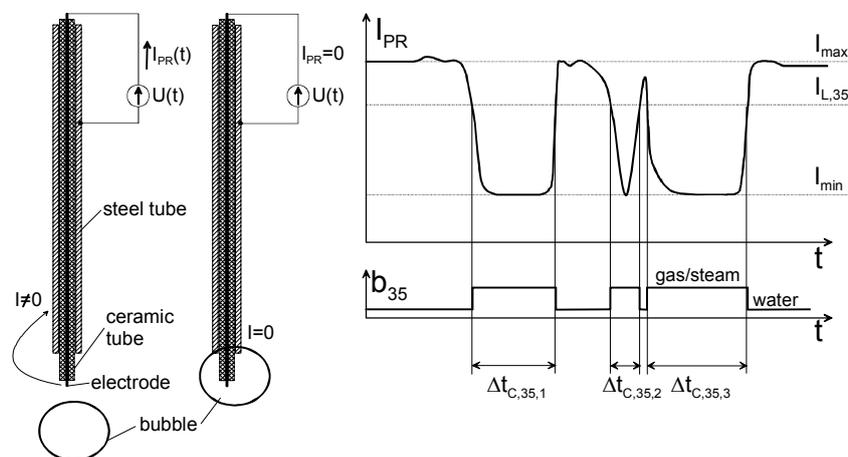


Abb. 2.6: Prinzipdarstellung der Datenauswertung (Binarisierung) von Nadelsondenmessdaten.

Für sehr hohe Leitfähigkeiten wird das Vorverstärker-Modul in einen logarithmischen Messmodus geschaltet. Aus diesem Grund wird hier zur Diskretisierung eine Ein-Schwellen-Methode angewandt, bei der nicht die Differenz zwischen Minimum und Maximum sondern der Abfall des Messwertes um einen festen Betrag genutzt wird. Für das vorgestellte Messsystem wurde im logarithmischen Messbereich für eine Änderung der Leitfähigkeit auf 50 % ein Abfall um 60 AD-Counts experimentell bestimmt.

Der lokale Gasgehalt an der Sondenspitze kann nun über das Verhältnis der Kontaktzeit der Messelektrode mit Gas zur gesamten Messzeit bestimmt werden.

$$\alpha_{35} = \frac{\sum t_{c,35,i}}{t_{meas}} = \frac{t_{c,35}}{t_{meas}} \quad (2.2)$$

Zusätzlich zu den zeitgemittelten Gasgehalten werden die Blasenanzahl, die Zeitpunkte und Zeitdauern der Kontakte mit der Gasphase festgehalten. Die Ergebnisse der Datenauswertung werden in ASCII-Dateien mit Kopfzeilen zur späteren Auswertung mit Standard-Softwaretools wie Matlab<sup>®</sup> und Microsoft<sup>®</sup> Excel bereitgestellt.

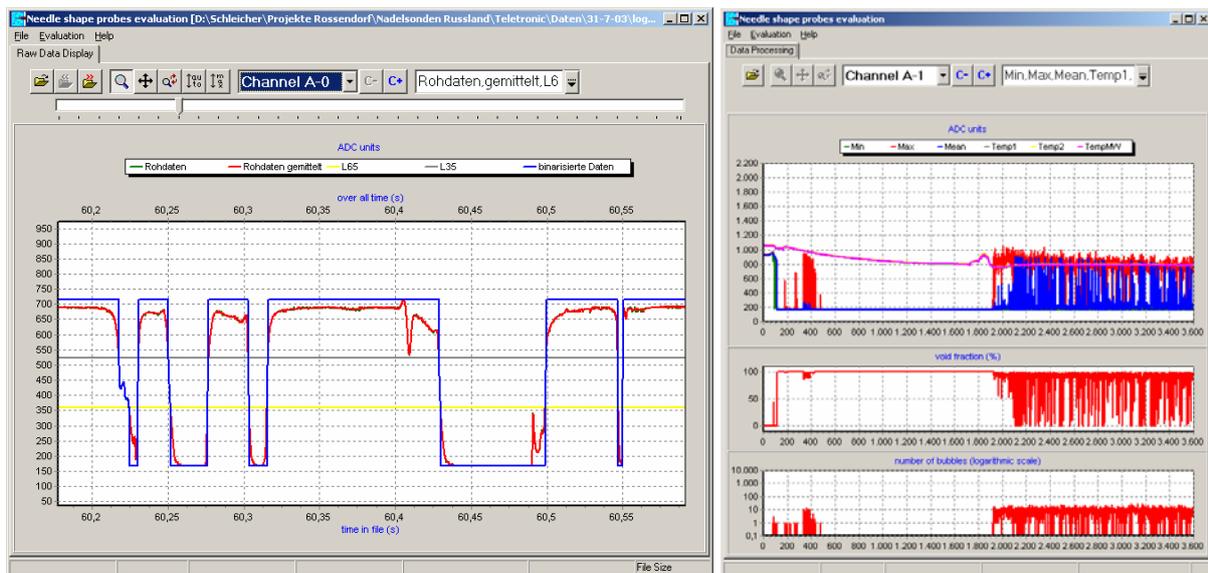


Abb. 2.7: Snapshot der Datenverarbeitungssoftware Roh-Daten-Display (links) und Ergebnisdarstellung (rechts).

### 2.2.3 Systemauslieferung

Die Fertigstellung der Nadelsonden verzögerte sich bis zum Oktober 2004. Dafür gab es verschiedene Ursachen. Die endgültigen Sondenlängen wurden per Email erst am 13.05.2003 vom russischen Partner übermittelt. Dem schloss sich die Konstruktions- und Fertigungsphase der Sonden an. Im Januar 2004 wurden die Sonden an das FZR geliefert und einer Druckprobe unterzogen. Dabei zeigte sich, dass 24 der 40 Sonden dem Prüfdruck von 200 bar nicht Stand hielten. Nach Regressforderungen an den Unterauftragnehmer und langwieriger Fehlersuche mussten Unzulänglichkeiten sowohl in der Konstruktion als auch der Verarbeitung eingeräumt werden. Nach konstruktiven Veränderungen wurden die Undichtigkeiten beseitigt. Am 25.10.2004 wurden alle 40 Sonden erfolgreich geprüft und das System nach einer Endkontrolle für den Transport vorbereitet. Auf Grund von großen bürokratischen Hürden in bei der zollfreien Einfuhr der technischen Ausrüstung in die Russische Föderation verzögerte sich die Auslieferung um ein weiteres Jahr, trotz der Unterzeichnung eines zusätzlichen Vertrages "Agreement of Delivery of scientific equipment fort he PSB-VVER facility" zwischen dem EREC und FZR über die Lieferung der Ausrüstungsgegenstände. Nach Klärung aller Formalitäten konnte am 01.11.2005 wurde das Nadelsonden-Equipment bestehend aus:

- 40 Leitfähigkeitsnadelsonden
- 16 Vorverstärker-Module NSA-SM1 (ohne Temp.) inkl. Netzteile
- 2 Datenerfassungs-Module NSA-EF2 (für je 8 Kanäle) inkl. Netzteile
- 1 LAN Switch 10/100 DES-1005D
- 3 Cat5e Kabel (50 m)
- 800 m POF (Lichtwellenleiter)

an eine Import-Export-Firma (Kroll int. Spedition GmbH) übergeben werden. Die Luftfracht wurde am 04.11.2005 an den Zoll des Flughafens Moskau Sheremetjevo ausgeliefert. Die Kollegen in Moskau benötigten jedoch weitere Monate um das Equipment am Flughafen aus dem Zoll auszulösen. Die Installation erfolgte vom 25.07. bis 28.07.2006 durch einen Mitarbeiter des FZR vor Ort. Die Zeit bis zur Auslieferung des Systems wurde genutzt um die Auswertungssoftware für das Datenerfassungssystem noch einmal gründlich überarbeitet und die Benutzerfreundlichkeit wesentlich zu erhöhen. Fast alle Funktionen zur Datendarstellung und Verarbeitung sind über eine Toolbar mit eindeutigen Symbolen und wenige übersichtliche Menüpunkte erreichbar, vgl. Abb. 2.8.

Zu den Features der neuen Datendarstellungs- und Verarbeitungssoftware gehören:

- Verarbeitung aller bekannten Nadel- und Thermonadelsondendatenformate in einer Software,
- sehr schnelle Darstellung der Rohdaten, durch Datenreduktion auf darstellbare Punkte,
- Darstellung bereits ausgewerteter Daten,
- vielfältige Funktionen zur Anpassung der Darstellung wie Zoom-, Scroll- und Dragfunktionen,
- wählbarer Phasendiskretisierungsalgorithmus mit Ein- oder Zweischwellenmethode,
- adaptive Schwellwerte für die Phasendetektion,
- manuelle Anpassung der Schwellwerte für die Phasenerkennung, einfach u. intuitiv mit graphischer Oberfläche im Diagramm,
- einstellbare (Ordnung) Medianfilter zur Glättung artefaktbehafteter Rohdaten,
- adaptive Periodendauer für die zeitlich gemittelte Auswertung,
- Ausgabe der gemittelten Daten für Leitfähigkeit, max. Leitfähigkeit, min. Leitfähigkeit, Gasgehalt, Blasenrate sowie der Schwellwerte als Textfile,
- CopyToClipboard-Funktion für alle Diagramme,
- Ausgabe der zur Binarisierung herangezogenen Schwellen als Textfile,
- Binarisierung der Leitfähigkeitsdaten anhand der gesetzten Schwellwerte,
- Ausgabe der binarisierten Leitfähigkeitsdaten in stark komprimierter Form:
- die ausgegebene binäre Datei verfügt über einen ASCII-Header, der wichtige Informationen wie Abtastrate, Rohdatendatei, Kanalnummer und Headerlänge enthält,
- wortorientierter Binärwert enthält die Anzahl der Samples gleicher Phase in einem Phasenabschnitt (z. B. gasförmig, flüssig)
- das MSB (most significant bit) codiert die Phase (MSB=1 bedeutet Gasphase, MSB=0 bedeutet Flüssigphase).

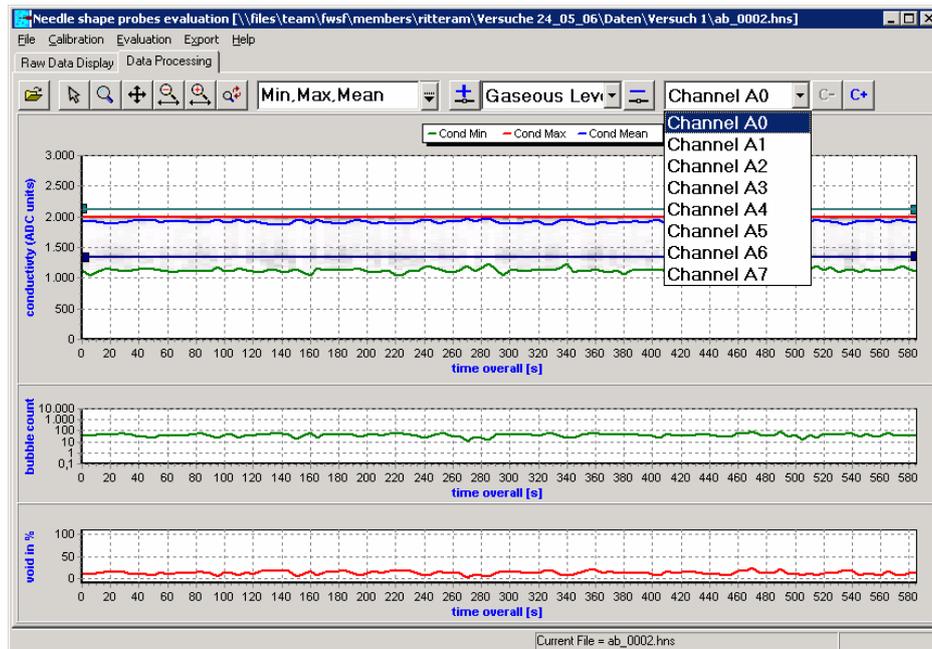
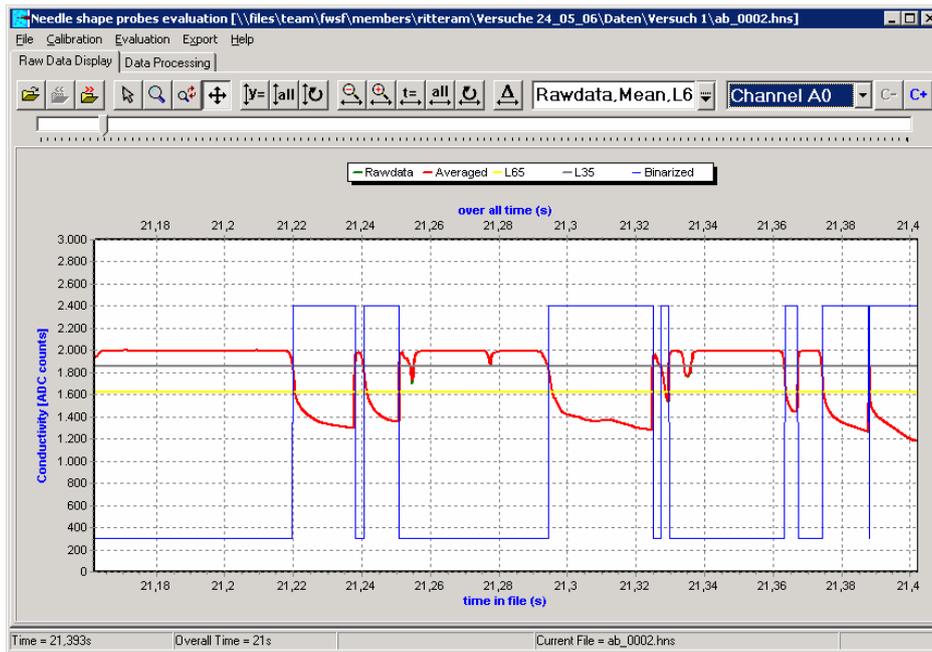


Abb. 2.8: Snapshots der Auswertungssoftware für das Datenerfassungssystem

Die Software verfügt außerdem über eine umfangreiche HTML-Hilfe, in der alle wesentlichen Funktionen erklärt sind und die zu dem eine einfache Schritt-für-Schritt-Anleitung zur Datenbauswertung enthält.

## 2.3 Ergebnisse: ATHLET-Analysen

### 2.3.1 Die Versuchsanlage ISB

Die russische Versuchsanlage ISB modelliert einen Druckwasserreaktor vom Typ WWER-1000. Sie wurde vom Research and Engineering Centre on Nuclear Plants Safety errichtet und dient der Untersuchung thermohydraulischer Prozesse unter stationären, transienten und Störfall-Bedingungen und damit der Schaffung einer experimentellen Datenbasis zur Code-Validierung für WWER-1000 Reaktoren. Abbildung 2.9 zeigt ein Schema der Versuchsanlage.

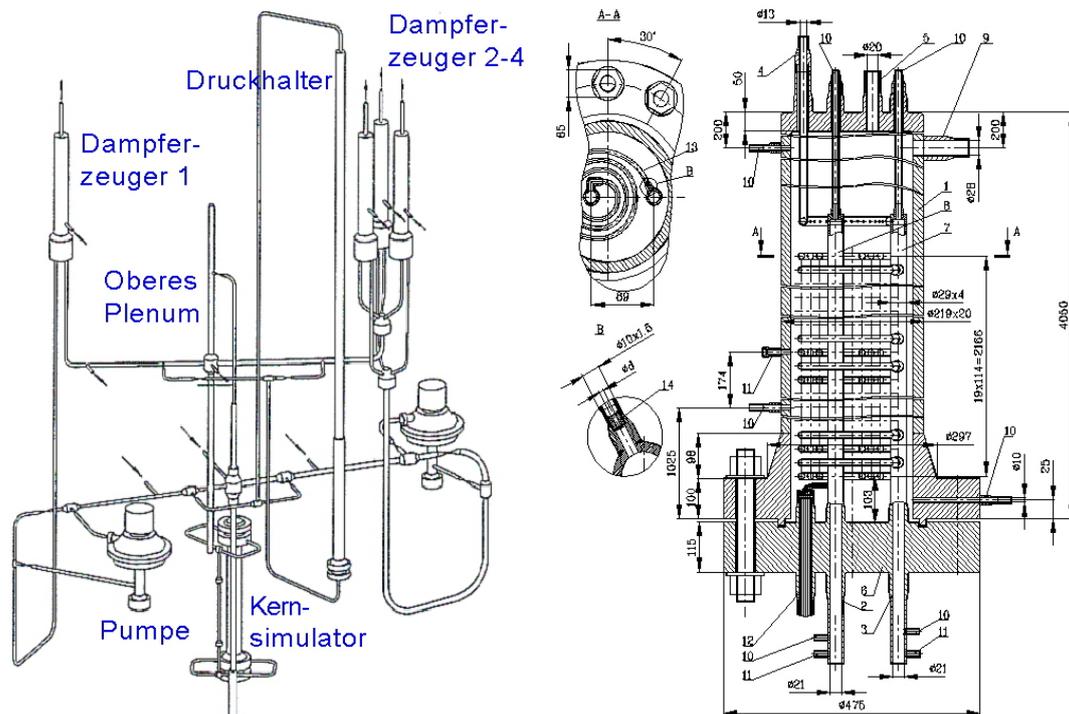


Abb. 2.9: Schema der Versuchsanlage ISB (links) und Aufbau der neuen Dampferzeuger (rechts)

Die Anlage ist so konstruiert, dass die originalen Höhen eingehalten und die Volumina im Maßstab 1:3000 skaliert wurden. Das Reaktormodell besteht aus einem Ringraum, dem Reaktorkern, dem Kernbypass, dem unteren und oberen Plenum. Im Reaktorkern befinden sich 19 beheizte Brennstäbe mit originalen Abmessungen. Die maximale Reaktorleistung beträgt 1.8 MW und gestattet somit die Simulation des 1.8-fachen der skalierten Nominalleistung. Die 4 Schleifen der Originalanlage werden bei ISB durch 2 Schleifen im Volumenverhältnis 1:3 modelliert. In jeder der Schleifen ist eine Pumpe integriert. Die Einfachschleife dient als Leckschleife und ist mit einem Dampferzeuger verbunden. Die Dreifachschleife ist heiß- und kaltstrangseitig über Kollektoren mit drei Dampferzeugern gekoppelt. Bei der Konstruktion der Dampferzeuger wurde die Höhenausdehnung im Modell der Referenzanlage angeglichen. Die Heizrohre der Dampferzeuger waren ursprünglich vertikal angeordnet. Im Jahr 1999 wurde die Anlage mit neuen Dampferzeugern ausgerüstet, welche nun über vertikale Sammler mit 115 horizontal angeordneten Heizrohren verfügen, vgl. Abbildung 2.9. Der Druckhalter kann wahlweise in die Einfach- oder Dreifachschleife eingebunden werden. Für die Simulation von Leckstörfällen ist die Einspeisung aus passiven und/oder aktiven Notkühlssystemen möglich.

### 2.3.2 Das Naturumlauf-Experiment an der Versuchsanlage ISB

Das Experiment wurde bereits 1995 mit den alten Dampferzeugern durchgeführt. Im Verlauf des Experiments wurde der Versuchsanlage schrittweise Kühlmittel entnommen, um das Verhalten der Anlage beim Naturumlauf mit niedriger Leistung (100 kW) und verschieden großem Masseninventar zu untersuchen. Bei jedem Schritt wurden 4,5 kg Kühlmittel entnommen, gefolgt von 1000 s quasi-stationärem Betrieb. Der daraus resultierende Masseverlust über der Zeit ist in Abbildung 2.10 dargestellt.

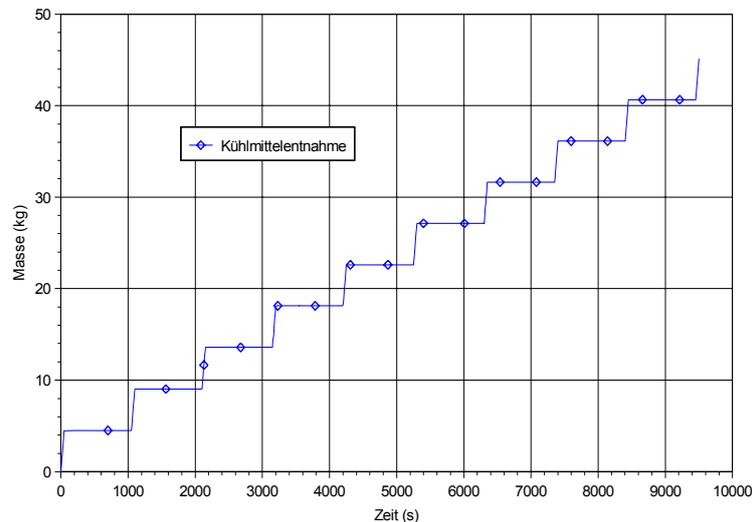


Abb. 2.10: Kühlmittelentnahme beim Naturumlauf-Experiment

### 2.3.3 Modellierung der Versuchsanlage ISB mit ATHLET

Für die Versuchsanlage ISB wurde ein ATHLET-Datensatz entwickelt, welcher die geänderte Geometrie der Dampferzeuger berücksichtigt. Mit diesem Datensatz wurde ein Naturumlauf-Experiment aus dem Jahr 1995 modelliert. Da das Experiment noch mit den alten Dampferzeugern durchgeführt wurde, ist die ATHLET-Simulation praktisch eine Vorausrechnung für ein noch durchzuführendes Experiment an der ISB Versuchsanlage mit der neuen Dampferzeuger-Geometrie. Durch einen Vergleich von ATHLET-Rechnungen und Experimenten für die alten und neuen Dampferzeuger kann der Einfluss der Dampferzeuger-Geometrie auf das Naturumlaufverhalten untersucht werden. Abbildung 2.11 zeigt ein Nodalisierungsschema der Versuchsanlage mit allen wichtigen Komponenten, welche mit ATHLET modelliert wurden. Es wurden die 1-fach und die 3-fach Schleife mit je einem Dampferzeuger, der Druckhalter und das komplette Reaktormodell mit der Kühlmittelentnahme am unteren Plenum nachgebildet.

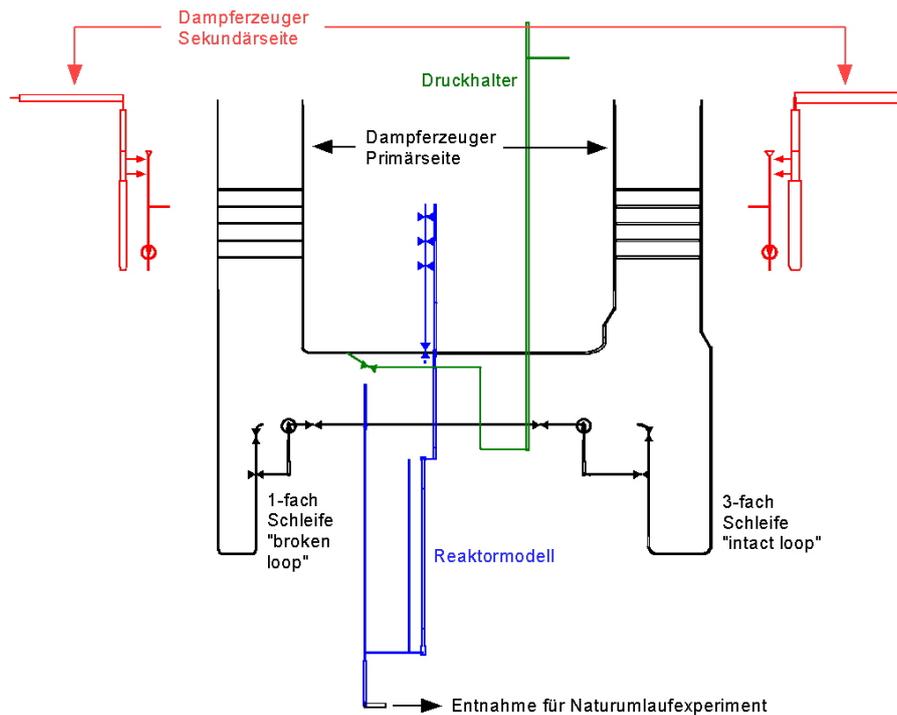


Abb. 2.11: Nodalisierung der Versuchsanlage ISB

### 2.3.4 Ergebnisse – Stationäre Rechnung

Ziel der Arbeiten war die Entwicklung eines ISB ATHLET-Datensatzes für den aktuellen Anlagenzustand mit den neuen Dampferzeuger-Geometrie. In einem ersten Schritt musste der Datensatz anhand des stationären Zustands der Versuchsanlage abgeglichen werden. Hierzu wurde ausgehend von Nennleistung (1 MW) eine stationäre Rechnung durchgeführt. Nach 1000 s wurde die Leistung des Kernsimulators auf 100000 W abgesenkt, was dem Anfangszustand des Naturumlaufexperiments entspricht. In der stationären Rechnung wurden über einen Zeitraum von insgesamt 10000 s Reaktorleistung, Dampferzeugerleistung, Drücke und Temperaturen im Primär- und Sekundärkreis, Druckverluste, Massenströme, der Wärmeübergang von der Primär- zur Sekundärseite und die Wärmeverluste an die Umgebung auf die Anfangsbedingungen des Experiments eingestellt. In den Bildern 2.12 bis 2.17 sind wichtige Parameter für die letzten 500 s der stationären Rechnung dargestellt. Der Vergleich zeigt, dass die Anfangsbedingungen des Experiments durch die ATHLET-Rechnung gut wiedergegeben werden.

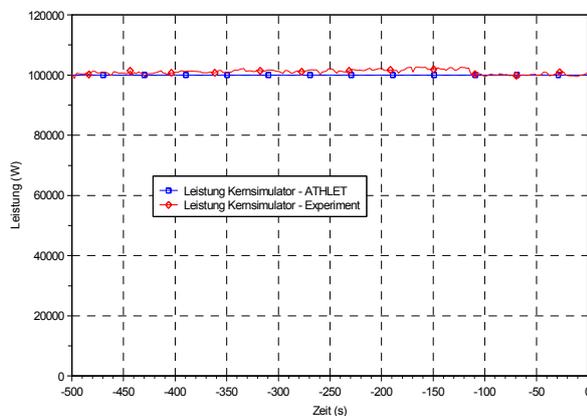


Abb. 2.12: Leistung im Kernsimulator – ATHLET und Experiment (links)

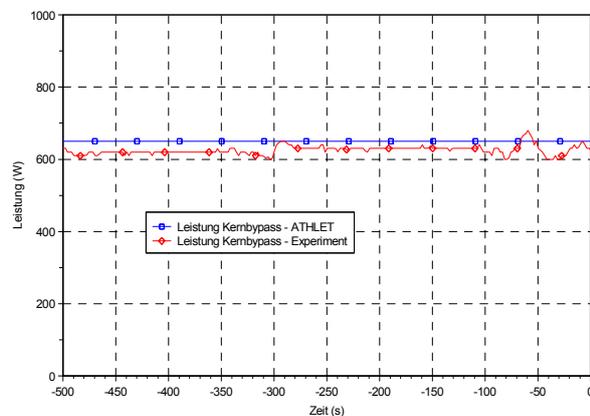


Abb. 2.13: Leistung im Kernbypass – ATHLET und Experiment (rechts)

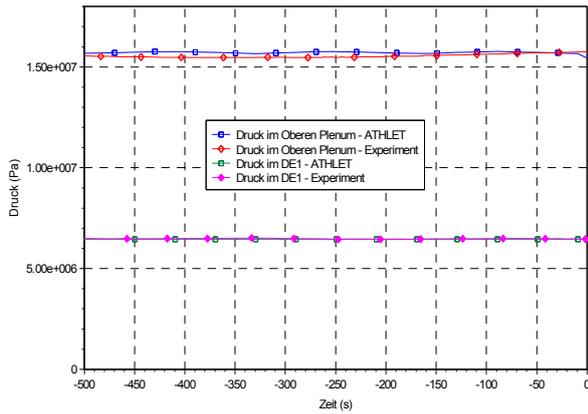


Abb. 2.14: Primär- und Sekundärdruck – ATHLET und Experiment (links)

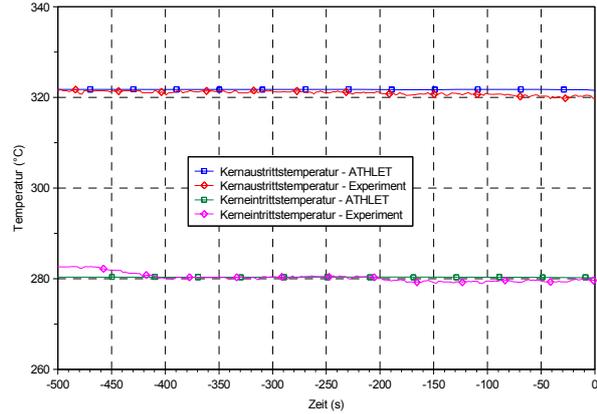


Abb. 2.15: Temperatur am Kernaustritt und -eintritt – ATHLET und Experiment (rechts)

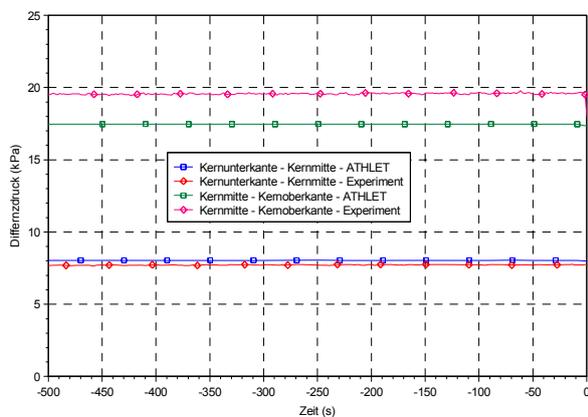


Abb. 2.16: Differenzdruck über dem Kernsimulator – ATHLET und Experiment (links)

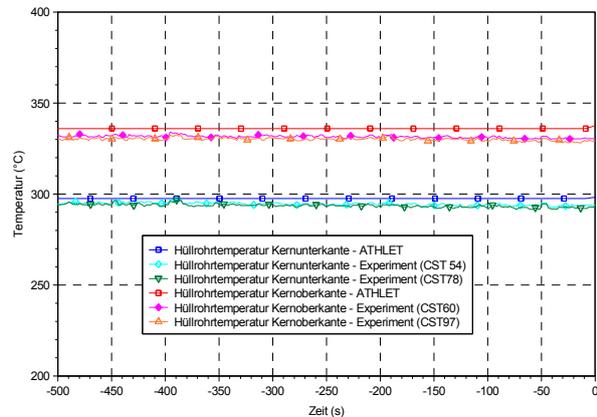


Abb. 2.17: Brennstabhüllrohrtemperaturen – ATHLET und Experiment (rechts)

### 2.3.5 Ergebnisse – Transiente Rechnung

Nach dem Abgleich des Datensatzes auf die stationären Anfangsbedingungen wurde eine Rechnung zu dem Naturumlaufexperiment von 1995 durchgeführt. Hierzu wurde die schrittweise Entnahme von Kühlmittel am unteren Plenum des Kernsimulators über ein FILL modelliert, vgl. Abbildung 2.11. Bei jedem Entnahmeschritt wurden dem Primärkreis 4,5 kg Kühlmittel entzogen, gefolgt von 1000 s quasi-stationärem Betrieb. Durch die schrittweise Reduzierung des Masseinventars können in einem Experiment verschiedene Strömungszustände, wie einphasiger und zweiphasiger Naturumlauf, untersucht werden.

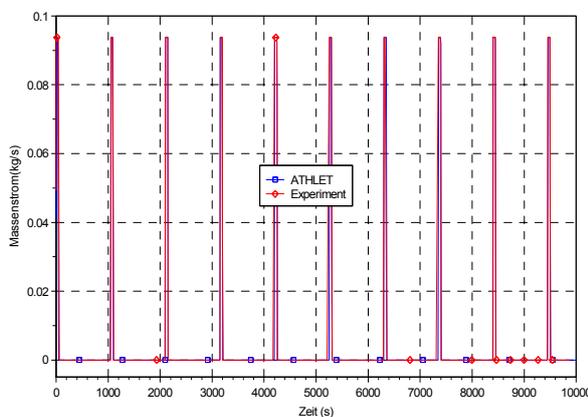


Abb. 2.18: Entnahmemassenstrom – ATHLET und Experiment (links)

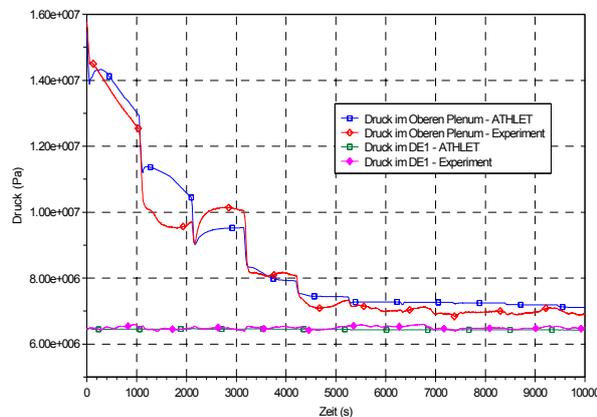


Abb. 2.19: Primär- und Sekundärdruck – ATHLET und Experiment (rechts)

Der Masseverlust über der Zeit ist in Abbildung 2.10 dargestellt. Abbildung 2.18 zeigt den Entnahmemassenstrom über der Zeit. Die ATHLET-Rechnung erstreckt sich über einen Zeitraum von 10000 s. In Abbildung 2.19 sind der Primär- und Sekundärdruck im Vergleich zwischen Experiment und ATHLET-Rechnung dargestellt. Die Kühlmittelentnahme führt zu einer Absenkung des Primärdrucks, der Druck in den Dampferzeugern wurde über den gesamten Zeitraum des Experiments konstant gehalten.

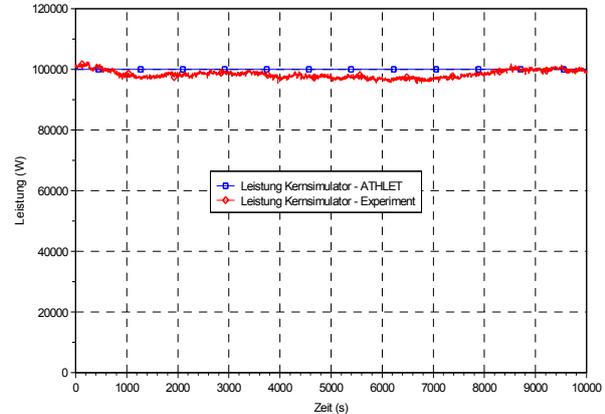
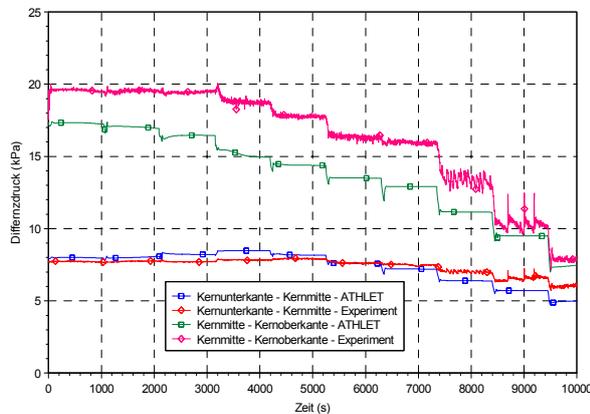


Abb. 2.20: Differenzdruck über dem Kernsimulator – ATHLET und Experiment (links)  
 Abb. 2.21: Leistung im Kernsimulator – ATHLET und Experiment (rechts)

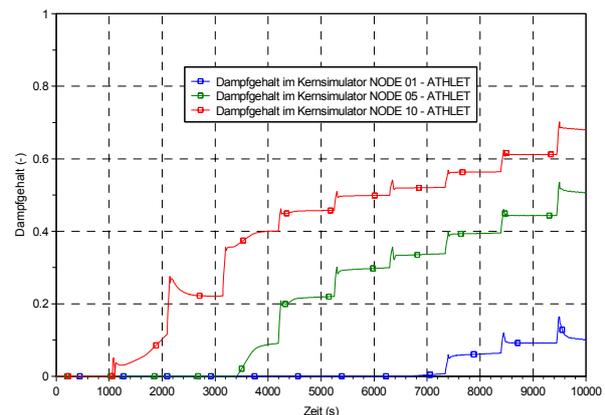
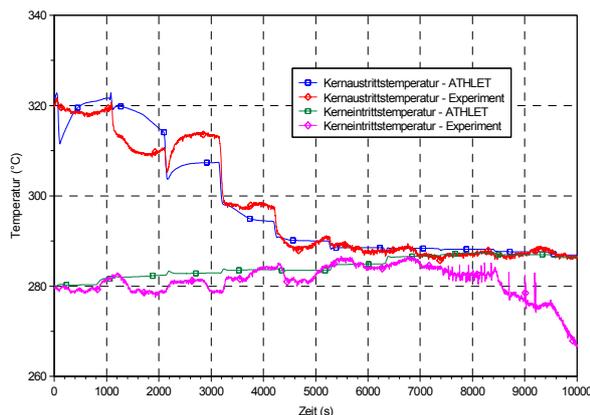


Abb. 2.22: Temperatur am Kernaustritt und -eintritt – ATHLET und Experiment (links)  
 Abb. 2.23: Dampfgehalt im Kernsimulator – ATHLET (rechts)

Durch den Masseverlust sinkt auch der Höhenstand im Kernsimulator. Die gemessenen und berechneten Differenzdrücke im Kernsimulator zeigt Abbildung 2.20. Da die Leistung im Kernsimulator ebenfalls über das gesamte Experiment konstant bei 100000 W gehalten wird (Abb. 2.21), sinken die Temperaturen im Primärkreis nur langsam. Abbildung 2.22 zeigt einen Vergleich der Kerneintrits- und Kernaustrittstemperatur für das Experiment und die ATHLET-Rechnung. Die Temperatur am Kernaustritt sinkt langsam ab, während die Temperatur am Kerneintritt annähernd konstant bleibt. Mit sinkendem Primärdruck und zunehmender Verdampfung im Primärkreis sinkt auch die Aufwärmspanne über den Kernsimulator ab. Der mit ATHLET berechnete Dampfgehalt ist für drei verschiedene Höhen in Abbildung 2.23 dargestellt.

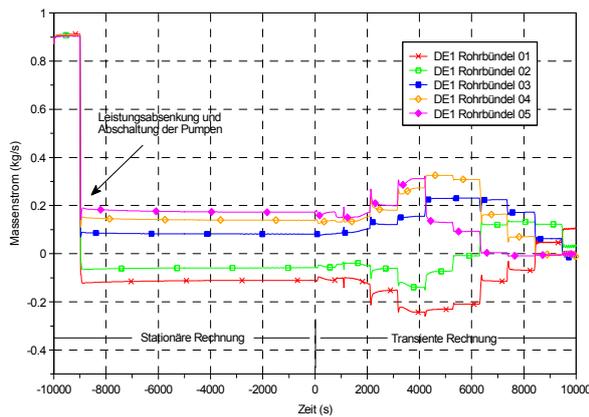


Abb. 2.24: Massenströme in den Rohrbündeln (DE1) – ATHLET (links)

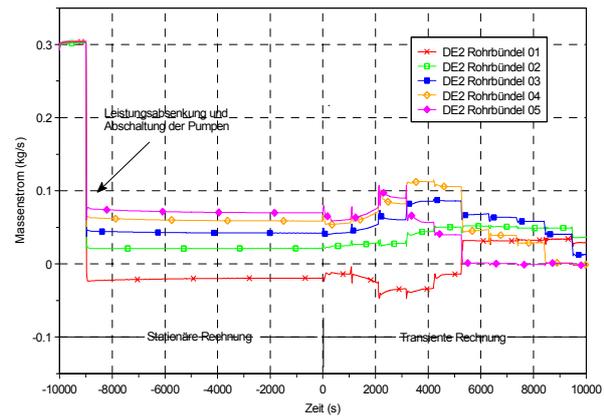


Abb. 2.25: Massenströme in den Rohrbündeln (DE2) – ATHLET (rechts)

Die Verteilung der Massenströme über den mit ATHLET modellierten Rohrbündeln in unterschiedlichen Höhen ist für die beiden Dampferzeuger in Abbildung 2.24 und 2.25 dargestellt. Die ATHLET-Rechnung zeigt bei reduzierter Leistung eine Strömungsumkehr in einzelnen Rohrbündeln. Ein direkter Vergleich mit dem Experiment ist hier nicht möglich, da entsprechende Daten auf Grund der alten Dampferzeuger-Geometrie nicht vorliegen. Andere Experimente (z.B. an der Versuchsanlage PACTEL, [2.3] und [2.4]) haben aber ein ähnliches Verhalten gezeigt, die Ursachen hierfür werden noch untersucht.

## 2.4 Nutzen/Veröffentlichungen

Die im Rahmen dieses Teilvorhabens durchgeführten Arbeiten sind ein wichtiger Beitrag zur Validierung von Thermohydraulik-Rechenprogrammen und zur Erweiterung der für die Code-Validierung benötigten experimentellen Datenbasis. Der russische Partner EREC betreibt die thermohydraulischen Versuchsanlagen ISB-VVER und PSB-VVER. Experimente an den beiden Versuchsanlagen sind für die Sicherheitsforschung zu Reaktoren vom Typ WWER-1000 unabdingbar.

Im Forschungszentrum Dresden-Rossendorf wurden umfangreiche Untersuchungen zum Naturumlaufverhalten von Reaktoren des Typs WWER-440 und insbesondere zu Naturumlaufinstabilitäten durchgeführt. Die Erfahrungen aus Experimenten und ATHLET-Analysen für diesen Reaktortyp können für die Auswertung künftiger Experimente an den Versuchsanlagen ISB-VVER und PSB-VVER und zur Validierung des russischen Codes KORSAR genutzt werden. Im Verlauf des Projektes wurde ein ATHLET-Datensatz für die Versuchsanlage ISB-VVER entwickelt und es wurden Testrechnungen für ein Naturumlauf-Experiment durchgeführt. Mit dem Datensatz können auch in Zukunft Experimente an der ISB-VVER Versuchsanlage nachgerechnet werden. Eine vergleichende Bewertung der Ergebnisse von ATHLET-Rechnungen mit den Ergebnissen des russischen Codes KORSAR kann einen wichtigen Beitrag für Validierung von KORSAR leisten.

Die durch das Forschungszentrum Rossendorf bereitgestellte und an der Anlage PSB-VVER installierte Zweiphasenmesstechnik (Leitfähigkeitssonden) gestattet es, an verschiedenen Stellen der Versuchsanlage den lokalen Dampfgehalt mit hoher zeitlicher Auflösung zu messen. Die Ergebnisse dieser Messungen liefern wertvolle Informationen zur Strömungsform, zu Verdampfungs- und Kondensationsprozessen, zur Gegenstrombegrenzung bei der Notkühlein speisung und zum Durchgang von Gemischspiegeln in vertikalen Kanälen. Diese Informationen können sehr gut für die Validierung der Thermohydraulik-Rechenprogramme genutzt werden.

Die Zusammenarbeit zwischen dem Forschungszentrum Rossendorf und dem Elektrogorsk Research and Engineering Centre EREC sollte über das WTZ-Projekt hinaus fortgesetzt werden, um eine Auswertung der Messdaten der Leitfähigkeitssonden zu ermöglichen. Durch zeitliche Verzögerungen bei der Auslieferung der Zweiphasenmesstechnik begannen die Experimente mit Einsatz der Messtechnik an den russischen Versuchsanlagen erst nach Projektende.

## **2.5 Literatur**

- [2.1] Gashenko M.P., Basov A.V., Gashenko I.V. et al. Study on the steam generators configuration influence upon the thermalhydraulic behaviour of the primary circuit of the ISB-VVER test facility // Proceedings of Annual meeting on nuclear technology 2004 “Jahrestagung Kerntechnik 2004”, 25-27 May, 2004.- Düsseldorf, Germany, 2004.- pp. 113 – 116.
- [2.2] Eckhard Krepper, Horst-Michael Prasser Natural circulation experiments at the ISB-VVER integral test facility and calculations using the thermal-hydraulic code ATHLET, Nucl. Technology, Vol. 128 (Oct. 1999), pp. 75-86.
- [2.3] Hyvarinen J. Primary side flow distribution of a horizontal steam generator under low flow conditions // Proceedings of second international Seminar on horizontal steam generators. Lappeenranta. Finland, 1993. P. 17-57.
- [2.4] Kouhia J., Riikonen V., Purhonen H. PACTEL: Experiments on the behavior of the new horizontal SG // Proceedings of third international Seminar on horizontal steam generators. Lapeenranta. Finland, 1995. P. 1-9.

## **2.6 Zusammenfassung**

Die Messtechnik wurde von der deutschen Seite konstruiert, gebaut und an den russischen Partner ausgeliefert. Ein Einsatz an der Versuchsanlage ISB erfolgte bisher nicht. In Zusammenarbeit zwischen dem Elektrogorsk Research and Engineering Centre (EREC) und dem Forschungszentrum Rossendorf (FZR) wurde ein ATHLET-Datensatz entwickelt, welcher den aktuellen Zustand der ISB-Versuchsanlage widerspiegelt. Mit diesem Datensatz wurde ein Naturumlaufexperiment nachgerechnet, welches im Jahr 1995 an der Versuchsanlage mit den alten Dampferzeugern durchgeführt wurde. Die Ergebnisse der Rechnung zeigen eine gute Übereinstimmung mit den experimentellen Daten von 1995. Ein direkter Vergleich ist aber nicht möglich, da das Experiment mit der alten Dampferzeuger-Geometrie durchgeführt wurde. Die Modellierung mit ATHLET kann als Vorausrechnung für ein noch durchzuführendes Experiment mit den neuen Dampferzeugern betrachtet werden. Da ein geplantes Experiment mit der von deutscher Seite gelieferten Messtechnik durchgeführt werden sollte, konnte es wegen der erheblichen Verzögerungen bei der Auslieferung der Messtechnik im Projektzeitraum nicht mehr realisiert werden.

### 3. Sicherheitsanalysen für WWER-Reaktoren

#### 3.1 Aufgabenstellung

Ziel des Teilvorhabens war:

- die Validierung von gekoppelten neutronenkinetisch-thermohydraulischen Programmkomplexen
- ihre Qualifizierung für die Anwendung in Sicherheitsanalysen für WWER-Reaktoren mit MOX- und CERMET-Brennstoff sowie integrale Reaktorkonzepte kleiner Leistung.

Im FZR wurde das 3D-Reaktordynamikprogramm DYN3D mit dem thermohydraulischen Systemcode ATHLET der GRS gekoppelt [3.4], [3.5]. DYN3D-ATHLET wurde einer umfangreichen Validierung an Hand von Benchmarkaufgaben und der Nachrechnung von Betriebstransienten in KKW mit WWER unterzogen.

Mit Unterstützung durch FZR wurde im Rahmen eines vorhergehenden WTZ-Vorhabens (FKZ 150 1080) gemeinsam mit dem IPPE Obninsk DYN3D auch mit dem Thermohydraulikprogramm RELAP5/MOD3 gekoppelt [3.2], das im IPPE für thermohydraulische Systemanalysen eingesetzt wird. Mit dem Codekomplex DYN3D-RELAP5 wurden erste Rechnungen zu Reaktivitätstransienten für das Reaktorkonzept ABV76 durchgeführt, welches im IPPE entwickelt wurde [3.3]. Dabei handelt es sich um einen Reaktor kleiner Leistung (38 MW thermisch bzw. 6 MW elektrisch) in integraler Bauweise mit Naturumlauf des Kühlmittels. Mit der Validierung von DYN3D-RELAP5 für WWER-Reaktoren wurde in diesem begonnen (Nachrechnung von Benchmarkaufgaben des AER [3.12], [3.14], [3.15]).

Im Rahmen des aktuell abgeschlossenen WTZ-Vorhabens 150 1260 wurde zunächst die Validierung von DYN3D-RELAP5 für WWER-Reaktoren fortgesetzt. Dazu wurden Nachrechnungen weiterer Benchmarkaufgaben und ausgewählter Betriebstransienten durchgeführt. Als geeignete Benchmarkaufgabe stand das OECD-Benchmark V1000CT für einen WWER-1000 zur Verfügung. Als Betriebstransienten wurden die Abschaltung einer von drei Hauptkühlmittelpumpen (HKMP) und die Zuschaltung einer HKMP während eines Inbetriebnahmeversuchs im KKW Kozloduy (WWER-1000) nachgerechnet. Die erste dieser Transienten wurde bereits im EU-Projekt VALCO mit verschiedenen Codesystemen analysiert [3.6], und die Nachrechnung der zweiten Transiente ist ein Bestandteil des OECD-Benchmarks V1000CT (Phase I) [3.10]. Die Einbeziehung von RELAP5 sollte zur weiteren Aufklärung noch bestehender Unterschiede zwischen Rechenergebnissen und Messdaten beitragen.

Weiterhin wurden ausgewählte Störfallanalysen für WWER-Reaktoren mit MOX-Beladung und ROX- bzw. Inertmatrix-Brennstoff durchgeführt. Dabei wurden durch vergleichende Analysen mit UO<sub>2</sub>-Kernen die sicherheitstechnischen Vor- und Nachteile von Beladungen mit MOX- und Inertmatrix-Brennstoff analysiert. Um Rechnungen für MOX- und Inertmatrix-Brennstoff zu ermöglichen, wurden entsprechende Wirkungsquerschnittsbibliotheken, die im IPPE mit Hilfe des Neutronentransportcodes WIMS generiert wurden, an DYN3D angeschlossen.

## 3.2 Detaillierte Ergebnisdarstellung

### 3.2.1 Nachrechnung von Benchmarks und Betriebstransienten zur Validierung gekoppelter Codesysteme für WWER-Anwendungen

Im FZR wurden in den letzten Jahren vielfältige und umfangreiche Aktivitäten zur Entwicklung und Validierung gekoppelter neutronenkinetisch-thermohdraulischer Codesysteme durchgeführt. Das Reaktordynamikprogramm DYN3D wurde mit dem thermohdraulischen Systemcode ATHLET der GRS gekoppelt. Dabei wurden verschiedene Kopplungsstrategien (intern, extern und parallel) umgesetzt. Im Rahmen des WTZ-Vorhabens 150 1080 wurde DYN3D im IPPE Obninsk mit Unterstützung durch FZR auch mit dem international weit verbreitetem Thermohdraulikcode RELAP5/MOD3 gekoppelt [3.16], [3.2]. Dabei wurde die interne Kopplung angewandt, wobei nur die Neutronenkinetikmodule aus DYN3D verwendet und über interne Schnittstellen an die Thermohdraulik von RELAP5 angekoppelt wurden.

Aktuelle Aktivitäten des FZR zur Validierung von DYN3D/ATHLET für WWER-Analysen beinhalteten u.a. Nachrechnungen von Benchmarkaufgaben [3.11], [3.14] des AER („Atomic Energy Research“, einer internationalen Assoziation zur Physik und Reaktorsicherheit von WWER-Reaktoren), die Mitwirkung im EU Phare-Projekt SRR1/95 [3.25], EU FP5 Projekt VALCO [3.17], [3.20], [3.24] und im „VVER-1000 coolant transient benchmark“ V1000CT [3.10] der OECD. Im Rahmen dieser Projekte wurde das gekoppelte Codesystem DYN3D/ATHLET gegen Messdaten zu Transienten in den KKW Loviisa-1 (WWER-440), Balakovo-4 und Kozloduy-6 (WWER-1000) validiert. Im Ergebnis dieser Validierung wurden Teilmodelle verbessert und Erfahrungen bei der Interpretation von Messdaten aus realen Reaktoranlagen gesammelt.

Im Rahmen des WTZ-Vorhabens wurden zwei Betriebstransienten aus dem KKW Kozloduy (WWER-1000) mit DYN3D-RELAP5 nachgerechnet, die bereits früher mit DYN3D/ATHLET gerechnet worden sind. Die zusätzlichen Analysen mit DYN3D/RELAP5 dienen nicht nur der Validierung dieses Codesystems, sondern ermöglichen auch die Aufklärung des Einflusses von Modellunterschieden, indem der gleiche Neutronenkinetikmodul (DYN3D) verwendet wird.

Eine Transiente beinhaltet die Abschaltung einer von drei Hauptkühlmittelpumpen (HKP) bei ca. 65 % der nominalen Reaktorleistung. Eine für die Anlagenmodellierung wichtige Besonderheit besteht hier darin, dass im Ergebnis der Transiente zwei gegenüberliegende HKP abgeschaltet sind, so dass räumliche Effekte im oberen Plenum zu erwarten sind. Die Transiente wurde im Rahmen des europäischen Forschungsprojektes VALCO dokumentiert [3.23] und u.a. mit DYN3D-ATHLET nachgerechnet. Der Ablauf der Transiente ist in Tabelle 3.1 zusammengestellt.

Tabelle 3.1: Ereignisablauf der „VALCO-Transiente“

Zeit, s	Ereignis
4	Abschaltung der HKMP der 1. Primärkreisschleife (1/3 in Betrieb befindlichen HKMP)
4.44	Beginn des Einfahrens der Kontrollgruppe 10 von der Position 255 cm (71.83 %) zur Leistungsreduzierung
35.4	Kontrollgruppe 10 erreicht die untere Position von 54.86 %
52	Abschaltung der 1. Heizerguppe im Druckhalter
68/87	erstes Öffnen/Schließen des Druckhalter-Sprühventils
96/108	zweites Öffnen/Schließen des Druckhalter-Sprühventils
304	Ende des Tests

Da die Austrittsstutzen von jeweils zwei der Primärkreisschleifen (Schleifen 1 und 4 sowie 2 und 3) relativ dicht beieinander liegen (Winkelabstand 55°), bilden sie im 2-Schleifenbetrieb Paare, die jeweils nur schwach miteinander wechselwirken. Das bedeutet, die Rückströmung in den abgeschalteten Schleifen 1 bzw. 3 wird fast nur aus den in Betrieb befindlichen Schleifen 2 und 4 gespeist. Um eine bessere Berechnung der Schleifentemperaturen zu erreichen, wurde das obere Plenum in zwei getrennte Teilbereiche A und B unterteilt, die nur über das Volumen C wechselwirken (siehe Abb. 3.1). Die Effizienz dieser Wechselwirkung bzw. des Kühlmittelaustauschs wird über die Widerstandskoeffizienten der Junctions 1 und 2 gesteuert. Diese einfache Modellierung beschreibt die Kühlmittelvermischung im oberen Plenum unter den gegebenen Verhältnissen realistischer als eine angenommene homogene Durchmischung.

Vor Beginn der Transiente war zunächst der stationäre Ausgangszustand (Abbrand- und Leistungsverteilung) nach 171.6 Vollasttagen zu berechnen. Die normierten Verteilungen der Brennelementleistungen weisen nur Abweichungen von bis zu 3 % zwischen beiden Codesystemen auf. In beiden Rechnungen wurden die gleichen Wirkungsquerschnitts-Datenbibliotheken verwendet, die für DYN3D mit dem Zellcode NESSEL [3.22] generiert wurden. Die Abweichungen der normierten Brennelementleistungen zwischen Rechnung und Messung betragen dagegen bis zu 5 % für das heißeste Brennelement im Ausgangszustand und 9 % im Endzustand der Transiente. Diese Abweichungen sind vermutlich durch zwei Ursachen bedingt. Zum einen wurden in den WQS-Bibliotheken keine ADF (Assembly Wise Discontinuity Factors) berücksichtigt, welche die Genauigkeit der Fluss- und damit Leistungsberechnung erheblich verbessern können. Zum anderen wurde mit im Gleichgewicht zur Reaktorleistung befindlichen Xenon- und Samarium-Verteilungen gerechnet, während in Realität aufgrund der vorhergehenden Leistungsgeschichte Abweichungen vom Gleichgewicht bestanden.

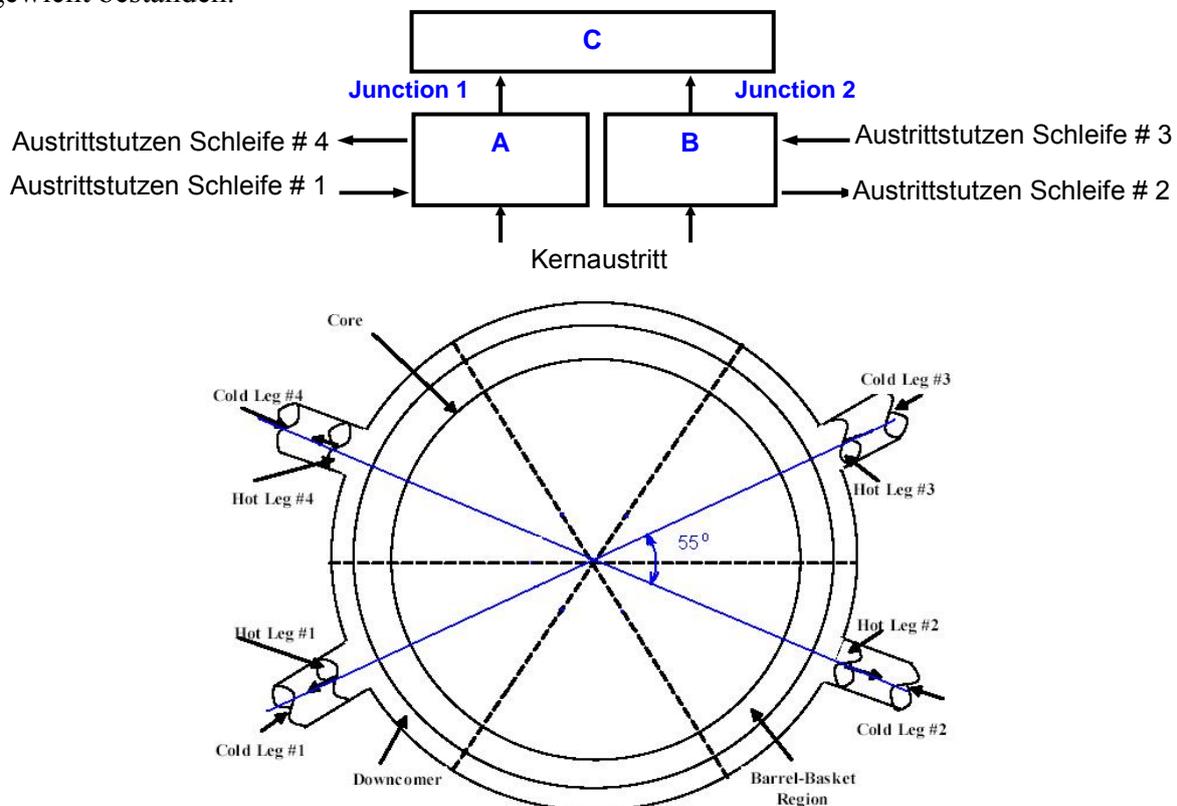


Abb. 3.1: Anordnung der Austrittsstutzen und Nodalisierung des oberen Plenums

Ergebnisse der transienten Rechnungen sind in den Abb. 3.2 und 3.3 verglichen. Abb. 3.2 zeigt das Verhalten der Reaktorleistung nach Einfahren der Regelgruppe 10. Die Übereinstimmung zwischen beiden Codesystemen ist trotz der unterschiedlichen Thermo-hydraulikcodes gut. Eine Verbesserung der Übereinstimmung gegenüber einer ersten Rechnung wurde durch eine Korrektur des Wärmeübergangskoeffizienten im Gasspalt erreicht (siehe Abb. 3.2b). Der Wärmeübergangskoeffizient beeinflusst die Brennstofftemperatur und damit die Dopplerrückkopplung. In der ersten Rechnung wurde mit einem Koeffizienten für frischen Brennstoff gerechnet. Tatsächlich liegt aber bei einem mittleren Abbrand von ca. 172 Volllasttagen bereits ein merklicher Anteil von gasförmigen Spaltprodukten (Xenon, Krypton) im Gasspalt vor, der den Wärmeübergangskoeffizienten reduziert. In der zweiten Rechnung wurde ein Spaltgasanteil von 50 % angenommen. Mit dem dafür berechneten Wärmeübergangskoeffizienten ergibt sich eine wesentlich bessere Übereinstimmung zwischen Messdaten und Rechnung. Bei einem schlechteren Wärmeübergang ist der Abfall der Brennstofftemperatur während der Transiente und damit der positive Reaktivitätseintrag durch den Dopplereffekt geringer, die Reaktorleistung fällt stärker.

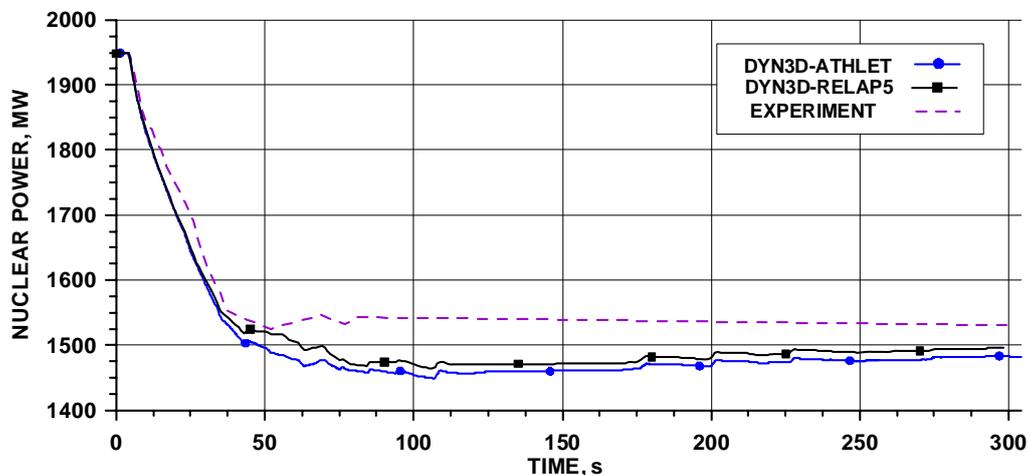


Abb. 3.2a: Gemessene und berechnete Reaktorleistung während der Transiente mit WÜ-Koeffizienten im Gasspalt für frischen Brennstoff (Heliumanteil = 1.0)

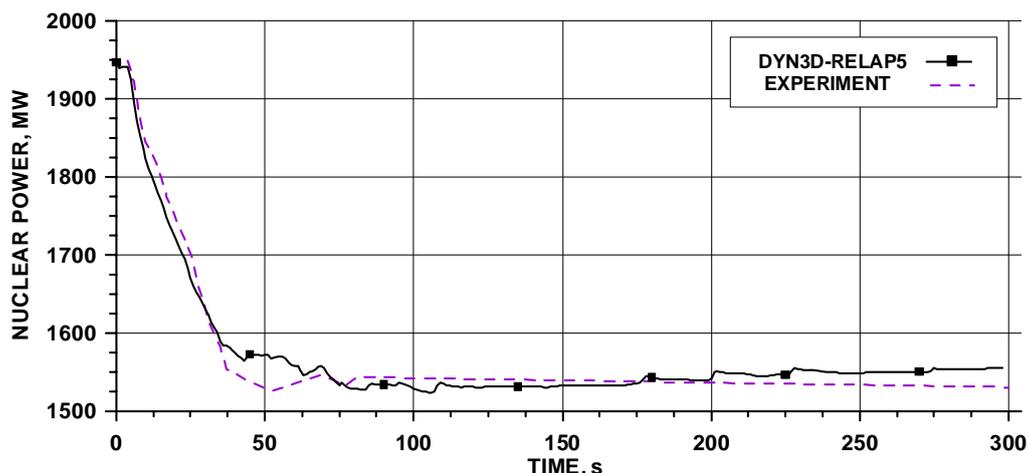


Abb. 3.2b: Gemessene und berechnete Reaktorleistung während der Transiente mit WÜ-Koeffizienten im Gasspalt für frischen Brennstoff (Heliumanteil = 0.5)

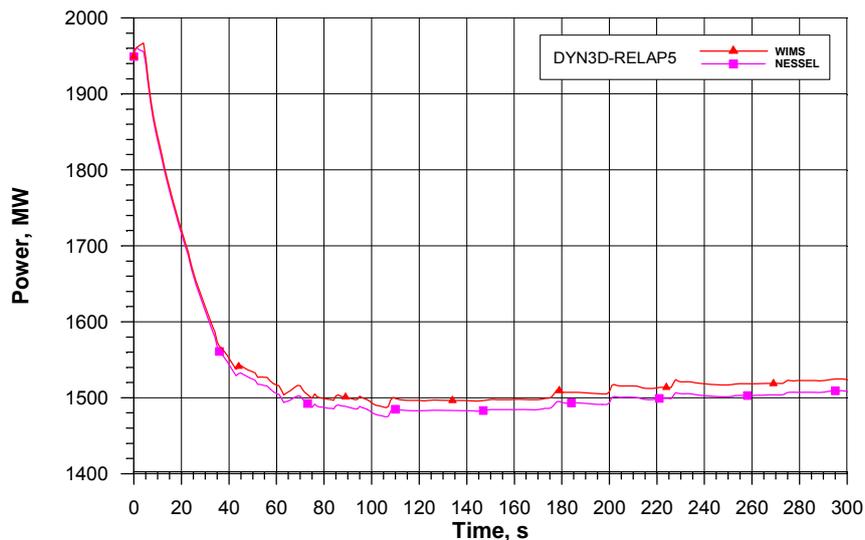


Figure 1. Neutron power (Exp.2)

Abb. 3.3: Verlauf der Reaktorleistung nach Abschaltung einer von drei HKP (RELAP5-Rechnungen mit verschiedenen WQS-Bibliotheken)

Im weiteren wurde mit DYN3D/RELAP5 noch eine Vergleichsrechnung mit einer anderen Wirkungsquerschnitt-Bibliothek durchgeführt. Diese WWER-1000-Bibliothek wurde im IPPE Obninsk mit dem Zellcode WIMSD generiert. Abb. 3.3 zeigt den Vergleich der berechneten Reaktorleistung. Es ist zu erkennen, dass der Einfluss der WQS-Bibliothek nur gering ist.

Abb. 3.4 zeigt den Verlauf der Kühlmiteleintrittstemperaturen. Die Temperaturverläufe sind in guter Übereinstimmung mit den Messdaten, was die gewählte Nodalisierung des oberen Plenums, in dem die relevanten Vermischungsvorgänge zwischen abgeschalteten und arbeitenden Kühlschleifen stattfinden, bestätigt. Abweichende Temperaturverläufe zwischen Messung und Rechnung sind für die Schleife 1 zu verzeichnen. Als Ursache dafür ist die Tiefpassfilterung der Messsignale anzunehmen, die in der Rechnung nicht berücksichtigt wurde und die sich insbesondere bei schnellen transienten Änderungen auswirkt.

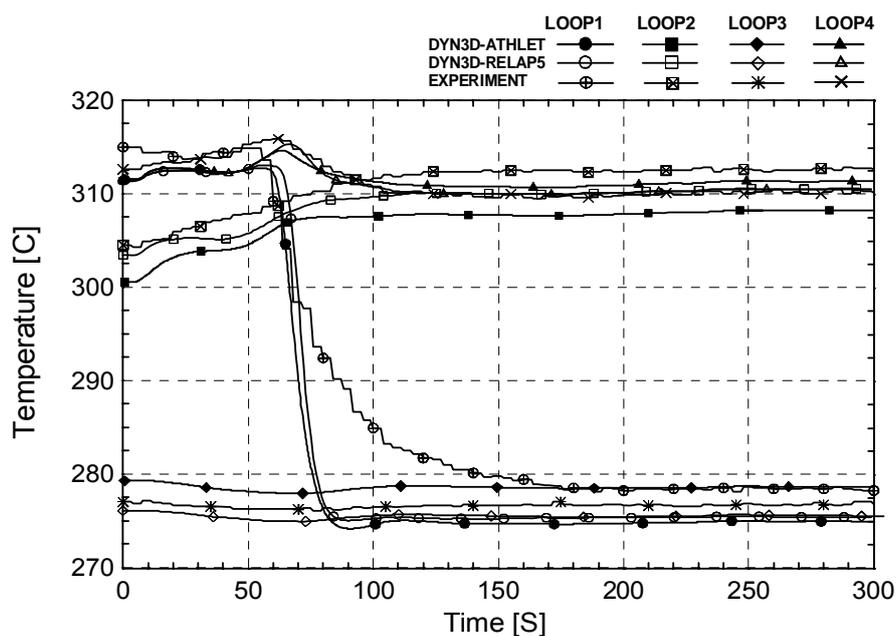


Abb. 3.4: Verlauf der Reaktoreintrittstemperaturen in der Betriebstransiente „Abschaltung einer von drei HKP im KKW Kozloduy“

Die Validierung der gekoppelten Codesysteme für WWER-Reaktoren wurde mit der Nachrechnung des OECD/NEA Benchmarks V1000CT für einen VVER-1000-Reaktor mit DYN3D-ATHLET fortgesetzt. Das V1000CT Benchmark [3.10] umfasst zwei Phasen. Phase I (V1000CT-1) beinhaltet die Modellierung der Zuschaltung einer Hauptkühlmittelpumpe (HKMP) während der Inbetriebnahmeversuche für den Block 6 des KKW Kozloduy bei einer Reaktorleistung von 824 MW. Das Experiment wurde für den Reaktorzustand nach 30.7 effektiven Vollast-Tagen bei 27.5 % Nominalleistung mit 3 von 4 arbeitenden HKMP durchgeführt. Regelgruppe X war teilweise eingefahren, alle anderen Regelgruppen voll ausgefahren. Die Regelgruppen wurden während der Transiente nicht verfahren. Der Druck im Dampfsammler und die Speisewassertemperatur wurden während der Transiente konstant gehalten ( $6.0 \pm 0.05$  MPa bzw. 437.0 K). Die Transiente ist durch einen raschen Anstieg des Kühlmittel-Massenstromes gekennzeichnet, der zu einem Absinken der (ortsabhängigen) Kühlmittelintrittstemperatur führt. Eine dem Abbrandzustand, der Borkonzentration sowie Xe/Sm-Verteilung zu Beginn der Transiente entsprechende WQS-Bibliothek, die durch die Pennsylvania State University mit dem Code HELIOS generiert wurde, wurde im Rahmen der Benchmarkdefinition bereitgestellt. Die WQS-Bibliothek beinhaltet nur noch die explizite Abhängigkeit der Querschnitte von der Kühlmitteldichte und Brennstofftemperatur.

Phase I beinhaltete 3 Teilaufgaben: Transientensimulation mit Punktkinetik (Exercise 1), Simulation mit 3D-Kinetik und Thermohydraulik des Reaktorkerns mit vorgegebenen Randbedingungen für den Kern (Exercise 2) und die best-estimate-Simulation mit gekoppelten Codesystemen (Exercise 3). Exercise 3 umfasste wiederum die Nachrechnung des realen Szenariums und den Vergleich mit den Messdaten und die Simulation eines „extremen“ Szenarios für Codevergleiche. Im folgenden wird über die Ergebnisse der Nachrechnung des realen Szenariums von Exercise 3 berichtet.

Zunächst soll auf relevante Unterschiede in der Modellierung mit DYN3D/RELAP5 und DYN3D/ATHLET hingewiesen werden. Im DYN3D/RELAP5-Modell (interne Kopplung) wurde mit einer reduzierten Anzahl von Kühlkanälen im Reaktorkern gerechnet (18). Mehrere Brennstoffkassetten wurden jeweils für die Thermohydraulik-Modellierung zu einem Kühlkanal zusammengefasst. Um eine realistischere Modellierung der Kühlmittelvermischung zu ermöglichen, wurden jedoch Downcomer und unteres Plenum in azimuthale Sektoren unterteilt (siehe Abb. 3.5). Im DYN3D/ATHLET-Modell (externe Kopplung) war es problemlos möglich, jedem Brennelement einen Kühlkanal zuzuordnen (163 Kühlkanäle). Die Kühlmittelvermischung in Downcomer und unterem Plenum wurde jedoch nur homogen behandelt. Für die Nodalisierung des oberen Plenums wurde die gleiche Unterteilung in miteinander verbundene Kammern wie für die VALCO-Transiente gewählt.

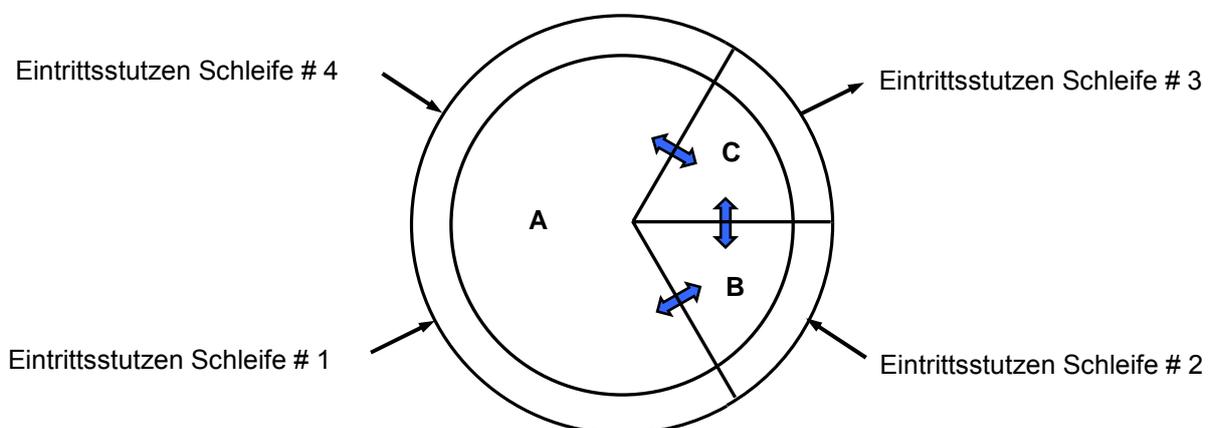


Abb. 3.5: Radiale Nodalisierung des Downcomers und unteren Plenums im DYN3D/RELAP5-Modell

Abb. 3.6 zeigt den Verlauf der mit DYN3D/RELAP5 berechneten Kühlmitteltemperaturen in den Sektionen A, B und C (siehe Abb. 3.5). Die Ungleichmäßigkeit der Kühlmiteleintrittstemperatur beträgt während des Zuschaltens der Schleife # 3 etwa 2 K. Diese Ungleichmäßigkeit wirkt sich aber kaum auf den Verlauf der Transiente aus.

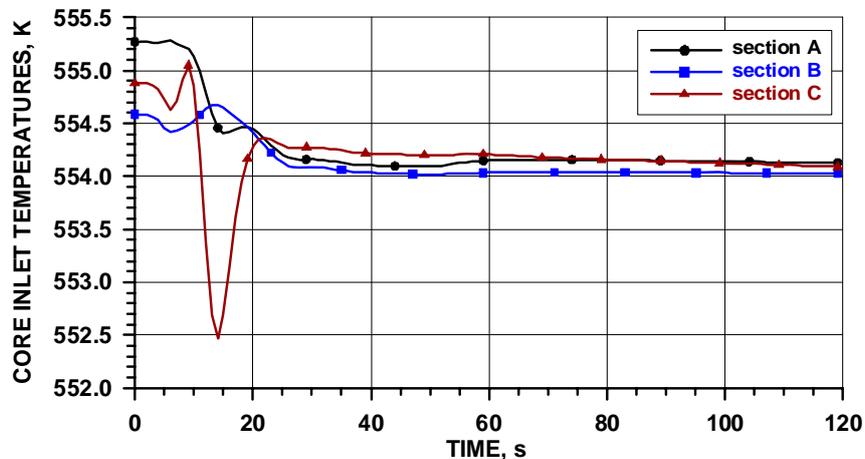


Abb. 3.6: Zeitverlauf der Kühlmitteltemperatur in den Sektoren des unteren Plenums (DYN3D/RELAP5)

Abb. 3.7 zeigt den Verlauf der Reaktorleistung. Auf Grund der Absenkung der Kühlmitteltemperatur gibt es einen geringen Leistungsanstieg. Messdaten für die Reaktorleistung liegen jedoch nicht vor.

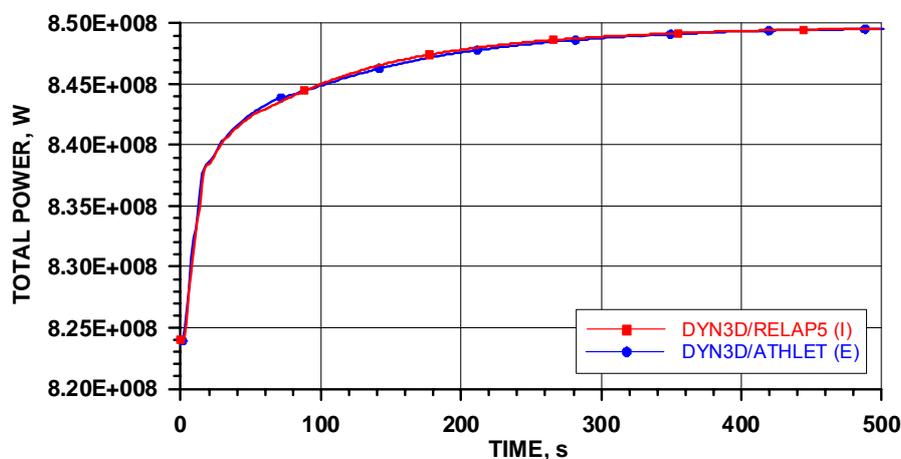


Abb. 3.7: OECD-Benchmark V1000CT - Verlauf der Reaktorleistung

Abb. 3.8 zeigt den Verlauf der gemessenen und berechneten Kühlmitteltemperaturen in den heißen Strängen der vier Primärkreisschleifen. Die Temperaturen zeigen eine Übereinstimmung zwischen Messung und Rechnung für den Anfangs- und Endzustand der Transiente im Rahmen der Messgenauigkeit, jedoch größere Abweichungen während der Transiente. Diese sind durch die Tiefpassfilterung der Temperatursignale bei der Messung bedingt, die in den Messsignalen nicht korrigiert werden konnte.

Die Nachrechnungen der Pumpentransiente im KKW Kozloduy (OECD-Benchmark) mit den Codesystemen DYN3D/ATHLET und DYN3D/RELAP5 zeigen eine gute Reproduktion der Messdaten mit akzeptabler Genauigkeit und nur geringe Unterschiede zwischen den Ergebnissen beider Codesysteme.

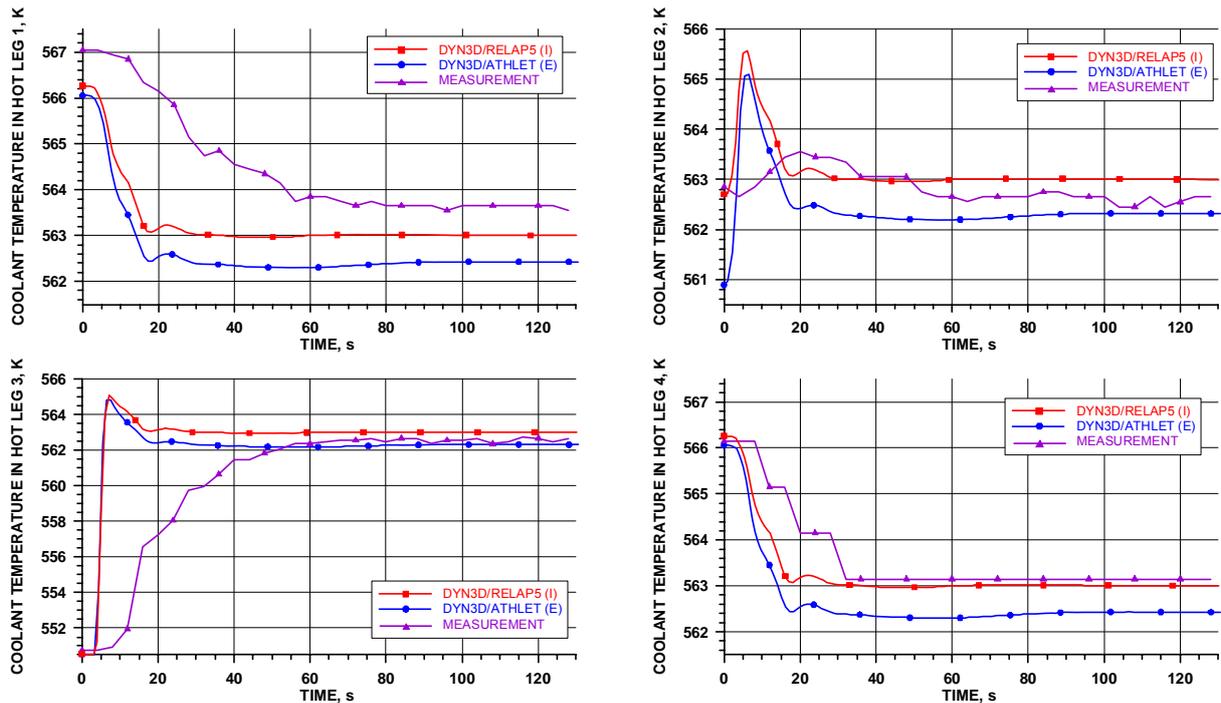


Abb. 3.8: Verlauf der gemessenen und berechneten Kühlmitteltemperaturen in den heißen Strängen für das V100CT-1 Benchmark

Im Weiteren wurde die Codevalidierung durch Nachrechnung der Phase II des og. OECD-Benchmarks V1000CT mit dem Codesystem DYN3D-ATHLET fortgesetzt. Die Phase II beinhaltet die Simulation eines hypothetischen Frischdampfleitungsbruchs an einem WWER-1000-Reaktor. Ähnlich wie für Phase I wurden 2 Exercises definiert: Simulation mit einem neutronenkinetisch-thermohydraulischem Kernmodell mit vorgegebenen Randbedingungen (Exercise 2) und best-estimate-Simulation mit einem gekoppelten Codesystem, wobei das Primärkreissystem und Teile des Sekundärkreissystems zu modellieren sind (Exercise 3). Ziel der Simulationen ist die Untersuchung des Einflusses von 3D-Effekten, die durch eine ungleichmäßige Vermischung des Kühlmittels unterschiedlicher Temperatur aus der gebrochenen und den intakten Schleifen auf eine mögliche Rekritikalität des abgeschalteten Reaktors. Im Basisszenarium des FDL-Bruchs (Szenarium 1) mit Ansprechen an des Reaktorschutzes und realistischen Wirkungsquerschnittsdaten ist jedoch keine Rekritikalität zu erwarten. Deshalb war noch ein extremes Szenarium zu betrachten (Szenarium 2), wobei keine Abschaltung der Hauptkühlmittelpumpen sowie das Hängenbleiben von 3 Regelstäben des Reaktorschutzes unterstellt werden und außerdem noch mit einer reduzierten Abschaltreaktivität gerechnet wird.

Der Ausgangszustand für die FDL-Analyse ist definiert als ein Volllastzustand am Ende eines Brennstoffzyklus (EOC) nach 270. effektiven Volllasttagen (EFPD) bei einer Reaktorleistung von 3010 MW mit Xenon- und Samarium-Gleichgewicht. Alle Regelgruppen sind ausgefahren bis auf Gruppe 10, die zu 20 % eingetaucht ist. Neben den transienten Verläufen der Reaktorparameter waren noch Kritikalitätsparameter und Leistungsverteilungen für verschiedene stationäre heiße Nulllastzustände (HZZ) zu vergleichen. Der kritische heiße Nulllastzustand wurde experimentell bestimmt. Bei Nulllast und einer Kerneintrittstemperatur von 552 K war der Reaktor in folgender Konfiguration kritisch: alle Stäbe der Regelgruppen 1–5 gezogen, Gruppe 6 zu 81 % ausgefahren, Gruppen 7–10 vollständig eingefahren mit einem hängen gebliebenen Stab an einer bestimmten Kernposition. Der mit DYN3D berechnete  $k_{\text{eff}}$ -Wert betrug 1.000191.

Generell stimmten für alle berechneten Kernzustände  $k_{\text{eff}}$ , die Regelstabgewichte, Reaktivitätskoeffizienten und sogar radialen Leistungsdichteverteilungen gut mit den Referenzlösungen überein. Große Abweichungen gab es jedoch bei den axialen Leistungsverteilungen. Hier liegt die Vermutung nahe, dass Berechnungsfehler oder Datenfehler (Abbrandverteilung) für die Referenzlösung vorliegen, die noch zu klären waren. Erst nach Ende der Projektbearbeitung wurden modifizierte Wirkungsquerschnittsdaten durch die Penn State University bereitgestellt. Für das extreme Szenarium mit reduzierter Abschaltreaktivität stehen überhaupt noch keine Wirkungsquerschnitte zur Verfügung.

Da jedoch  $k_{\text{eff}}$ , Stabwirksamkeiten und Reaktivitätskoeffizienten mit der zur Verfügung stehenden Datenbibliothek gut berechnet wurden, wurden auch die transienten Rechnungen mit dieser Bibliothek durchgeführt.

Für die Rechnungen zum Szenarium 1 wurde das DYN3D-Kernmodell mit einem einfachen ATHLET-Modell gekoppelt, welches nur Downcomer, unteres Plenum und oberes Plenum beinhaltet. In dieses ATHLET-Modell wurde ein eigenentwickeltes einfaches Kühlmittelvermischungsmodell integriert, welches die Kerneintrittstemperaturverteilung aus den Temperaturen in den kalten Strängen ermittelt. Das Vermischungsmodell beruht auf der Zuordnung von Kernsektoren zu den einzelnen kalten Strängen entsprechend den individuellen Schleifenmassenströmen, wobei ein anteiliger Kühlmittelaustausch zwischen den einzelnen Sektoren berücksichtigt wird, welcher den Grad der Vermischung widerspiegelt. Das Modell ist im Kapitel 4 des vorliegenden Berichts beschrieben. Es wurde im Rahmen des Teilprojekts A 1.5 entwickelt und verifiziert.

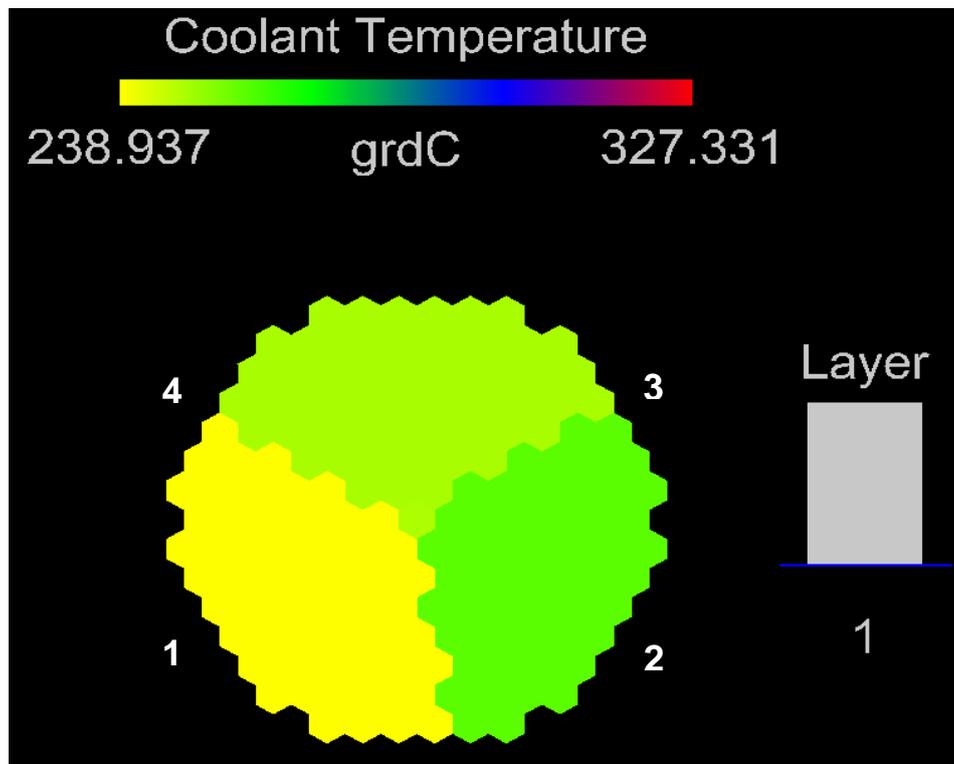


Abb. 3.9: Berechnete Kühlmitteltemperaturverteilung am Kerneintritt zum Zeitpunkt  $t = 166 \text{ s}$

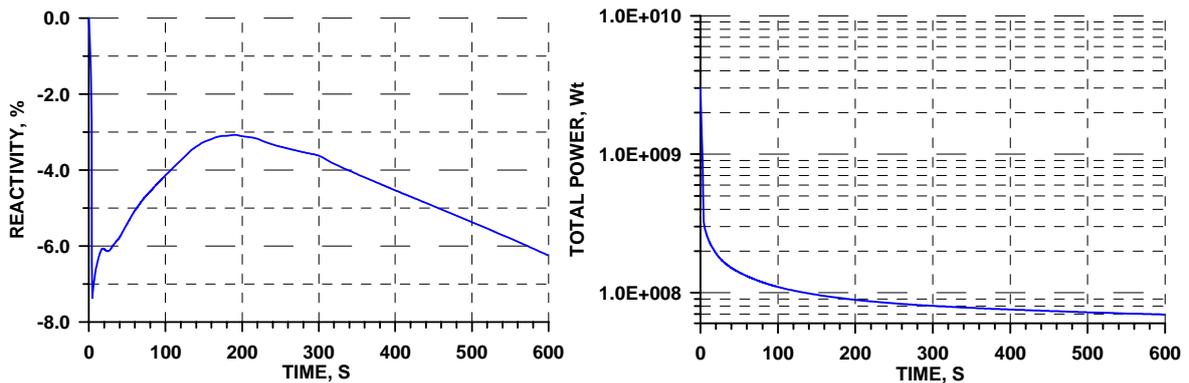


Abb. 3.10: Verlauf der Reaktivität (links) und Reaktorleistung (rechts) im Szenarium 1

Für die best-estimate-Analyse der Exercise 3 wurde ein ATHLET-Anlagenmodell entwickelt, welches außer dem RPV-Modell wichtige Komponenten der Primär- und Sekundärkreisläufe umfasst: vier Primärkreisschleifen mit Hauptkühlmittelpumpen, den Druckhalter, die Dampferzeuger, vier Frischdampfleitungen zum Frischdampfsammler; Turbinen als „Frischdampfsenke“ sowie die Dampfdruck-Reduzierstationen BRU-K und BRU-SN und die Schnellabsperrarmatur der Frischdampfleitungen. Als Randbedingungen waren die Speisewasser-Massenströme und Temperaturen gegeben.

Der Ausgangszustand vor Beginn der Transiente wurde mit DYN3D-ATHLET mit guter Genauigkeit reproduziert. Abb. 3.11 zeigt die Kühlmittel-Massenströme in den kalten Strängen, Abb. 3.12 die kaltstrangseitigen Kühlmitteltemperaturen. Die Hauptkühlmittelpumpe in der Leckschleife wurde kurz nach Beginn der Transiente abgeschaltet. Trotz der deutlichen Kühlmitteltemperaturabsenkung infolge des Frischdampfleckes kam es nach erfolgter Reaktorschnellabschaltung nicht zu einer Rekritikalität des Reaktors.

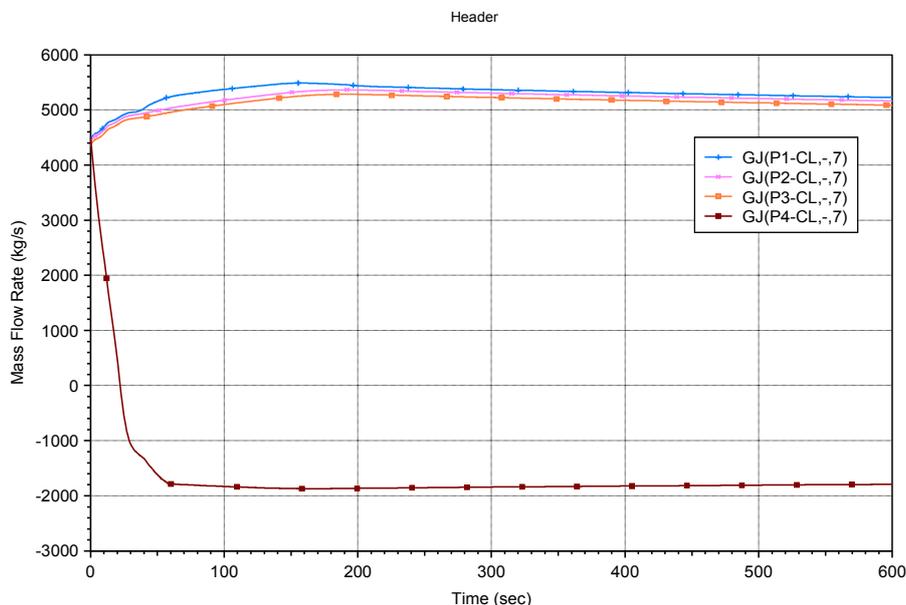


Abb. 3.11: Massenströme in den Primärkreisschleifen (Exercise 3, Szenarium 1)

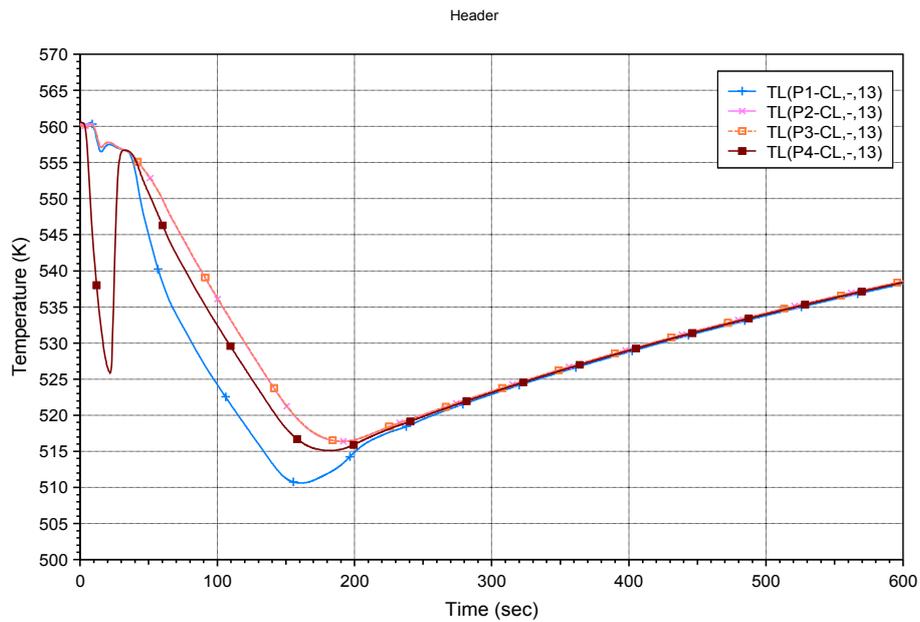


Abb. 3.12: Kaltstrangtemperaturen (Exercise 3, Szenarium 1)

Die Ergebnisse der Exercises 2 und 3 sind als vorläufig zu betrachten, da offenbar Inkonsistenzen in den Wirkungsquerschnittsdaten bestehen. Nach Beseitigung der Inkonsistenzen sollen die Rechnungen der Exercises 2 und 3 zum Szenarium 1 wiederholt werden. Die Rechnungen zum extremen Szenarium 2 können erst nach Bereitstellung einer entsprechend modifizierten WQS-Bibliothek durchgeführt werden.

### 3.2.2 Stationäre und transiente Rechnungen zum potenziellen MOX-Einsatz in WWER-1000-Reaktoren

Durch den Kooperationspartner IPPE Obninsk wurden mit Unterstützung des FZR Rechnungen zum Reaktorverhalten bei Reaktivitätstransienten bei Einsatz von Waffenplutonium in MOX-Brennstoff in WWER durchgeführt. Die Untersuchungen zielten auf die Machbarkeit der Verbrennung von Waffen-Plutonium bzw. die Konversion zu waffen-untauglichem Plutonium in WWER-1000 vom Standpunkt der Reaktorsicherheit.

Während Waffen-Plutonium nahezu reines Pu-239 darstellt, ist Reaktor-Plutonium eine Mischung aus den Pu-Isotopen 238, 239, 240, 241 and 242, welche nicht waffenfähig ist. Die geradzahigen Pu-Isotope unterliegen einem Spontanzerfall, welcher die Zündung einer Pu-Bombe unkontrollierbar machen kann. Darüber hinaus unterliegt Pu-238 einem Alpha-Zerfall mit hoher Wärmefreisetzung. Weltweit existiert ein Vorrat an Waffen-Plutonium von schätzungsweise 200 Tonnen. Russland hat sich im Rahmen internationaler Verträge zu einer Konversion von 34 t Waffen-Plutonium verpflichtet [3.26].

Die durchgeführten reaktorphysikalischen Analysen zur Plutonium-Verbrennung umfassten folgende Schritte:

- Brennelementauslegung
- Kernauslegung
- Abbrandrechnungen bis zum Erreichen eines Gleichgewichtskerns
- Analyse reaktivitätsinduzierter Störfallszenarien (RIA)

Die stationären Auslegungsrechnungen zielten auf den Nachweis der Einhaltung der Auslegungskriterien wie max. Ungleichmäßigkeit der Leistungsverteilung, max. lineare Stableistung oder max. Kühlmittelaufheizung sowie der Berechnung der konvertierbaren Pu-Mengen. Die Transientenanalysen sollten den Nachweis erbringen, dass in typischen Reaktivitätstransienten keine Sicherheitsgrenzwerte (max. Brennstoff- und Hüllrohrtemperaturen, min. Abstand zur Siedekrise) verletzt werden. Solche Analysen sind erforderlich, da Kerne mit MOX-Beladungen über andere Reaktivitätseigenschaften als UOX-Kerne verfügen:

- Der Doppler-Koeffizient der Reaktivität ist stärker negative, da die Pu-Isotope einen stärkeren Resonanzeinfang haben. Ein zahlenmäßig größerer Dopplerkoeffizient wirkt sich günstig auf die inhärente Sicherheit aus.
- MOX-Brennstoff besitzt auf Grund des härteren Spektrums einen stärker negativen Moderatortemperaturkoeffizienten. Das härtere Spektrum ist durch die höheren totalen Absorptionsquerschnitte der Isotope Pu-239 and Pu-241 gegenüber U-235 bedingt.
- Der niedrigere Anteil des thermischen Flusses in MOX-Brennelementen bedingt eine geringere Wirksamkeit von thermischen Absorbern (Bor, abbrennbare Absorber, Regelstäbe).
- Die Anteile verzögerter Neutronen und die prompte Neutronenlebensdauer sind für MOX niedriger als für UO<sub>2</sub>-Brennstoff. Das führt zu einem geringeren Reaktivitäts-Abstand zur super-prompten Kritikalität.

Es wurden drei verschiedene Reaktorkerne betrachtet: UO<sub>2</sub>-Brennstoff, 50 % MOX-Brennstoff und 100 % MOX-Brennstoff. Die entsprechenden Wirkungsquerschnitts-Bibliotheken wurden mit dem Zellprogramm WIMSD5 [3.21] unter Verwendung einer nuklearen Basisdatenbibliothek des IPPE generiert. Für alle Beladungen wurden Brennelemente mit profilierter Anreicherung und abbrennbaren Gadolinium-Absorbern eingesetzt. Zunächst wurden stationäre Rechnungen zur Ermittlung der Abbrand- und Leistungsverteilung zu Beginn und Ende eines Gleichgewichtszyklus durchgeführt. Es wurden statische Reaktorparameter und Reaktivitätskoeffizienten berechnet.

Die wichtigsten Ergebnisse der Analysen sind in Tabelle 3.2 zusammengestellt.

Tabelle 3.2: Parameter der UO<sub>2</sub>- und MOX-Kernbeladungen für den Gleichgewichtszyklus

Parameter		Option Kernbeladung		
		1	2	3
Anfangs-Borkonzentration, ppm ACADEM (DYN3D)*	Xe=0	1430	1649	2363
	Xe <sub>eq</sub>	1063(1100)	1216(1269)	1775(1779)
Zykluslänge (Tage)		287	284	288
Radiale Leistungs-Ungleichmäßigkeit K <sub>q</sub>	BOC	1.31	1.33	1.35
	MAX	1.32	1.34	1.35
	EOC	1.27	1.31	1.28
Effektivität der Arbeitsgruppe der Regelstäbe (%) ACADEM (DYN3D)	BOC	0.74 (0.75)	0.59 (0.65)	0.59 (0.63)
	EOC	0.77 (0.77)	0.81 (0.83)	0.65 (0.68)
Reaktivitätskoeffizient der Moderatortemperatur dρ/dT <sub>H2O</sub> ×10 <sup>-4</sup> /K <sup>-1</sup>	BOC	-2.17	-3.14	-3.36
	EOC	-6.11	-6.34	-6.63
Reaktivitätskoeffizient der Brennstofftemperatur dρ/dT <sub>u</sub> ×10 <sup>-5</sup> /K <sup>-1</sup>	BOC	-2.63	-2.76	-2.90
	EOC	-2.92	-2.93	-2.96
Leistungskoeffizient der Reaktivität (über Moderator- und Brennstofftemperatur) dρ/dN <sub>b</sub> ×10 <sup>-5</sup> /MW <sup>-1</sup>	BOC	-0.58	-0.65	-0.70
	EOC	-0.83	-0.84	-0.86
Reaktivitätskoeffizient der Borkonzentration dρ/dC <sub>B</sub> ×10 <sup>-5</sup> /ppm <sup>-1</sup>	BOC	-7.33	-5.52	-3.82
	EOC	-8.54	-6.94	-5.00
Anteil verzögerter Neutronen β <sub>eff</sub> ×10 <sup>-2</sup>	BOC	.635 (.622)	.509 (.494)	.370 (.371)
	EOC	.562 (.563)	.493 (.480)	.406 (.404)
Effektivität der Arbeitsgruppe der Regelstäbe in β <sub>eff</sub> ACADEM (DYN3D)	BOC	1.17 (1.21)	1.16 (1.32)	1.59 (1.70)
	EOC	1.37 (1.37)	1.64 (1.73)	1.60 (1.68)
Jährliche Zuladung, kg/Jahr:	<sup>235</sup> U	789.4	434.0	61.2
	<sup>238</sup> U	20345	19846	19784
	<sup>239</sup> Pu		396.8	805.1
	<sup>240</sup> Pu		25.5	51.7
	<sup>241</sup> Pu		0.44	0.89
	<sup>241</sup> Am		2.12	4.31
Jährliche Entladung, kg/Jahr:	<sup>235</sup> U	194.3	110.9	26.5
	<sup>236</sup> U	97.8	53.4	6.7
	<sup>238</sup> U	19713	19237	19180
	<sup>238</sup> Pu	3.94	2.68	1.27
	<sup>239</sup> Pu	129.0	225.8	311.3
	<sup>240</sup> Pu	54.5	110.8	169.1
	<sup>241</sup> Pu	34.6	66.2	99.9
	<sup>242</sup> Pu	13.4	18.9	26.3
	<sup>241</sup> Am	0.94	2.85	4.82
Totale Plutoniumbilanz (Entladung - Zuladung), kg/Jahr		235.5	1.6	-249.8

\*) Werte berechnet mit ACADEM (DYN3D)

Der radiale Ungleichmäßigkeitsfaktor der Leistungsverteilung  $K_q$  überschreitet für alle Beladeoptionen nicht den maximal zulässigen Wert von 1.35. Weiterhin ist aus der Tabelle ersichtlich, dass die Effektivität der Regelelementgruppe in % am Ende des Zyklus (EOC) höher ist als am Beginn des Zyklus (BOC), da sich zu EOC weniger Absorbermaterial (Bor, abbrennbare Absorber) im Kern befindet. Die Regelstabwirksamkeit in ist für die MOX-Beladung zu EOC allerdings nur geringfügig höher als zu BOC, da  $\beta_{\text{eff}}$  selbst für MOX bedingt durch die Verringerung des Pu-Anteils mit dem Abbrand zunimmt.

Die DYN3D-Ergebnisse zur stationären Kernausslegung wurden mit Resultaten des russischen Codes ACADEM verglichen. Ausgewählte Ergebnisse sind in ebenfalls in Tabelle 3.2 enthalten. Es wurde eine gute Übereinstimmung der mit DYN3D und dem russischen Code ACADEM berechneten statischen Reaktorparameter erzielt. Die Unterschiede in den radialen Leistungsverteilungen betragen im Mittel 1–2 %, maximal 4 %. Mit ACADEM wurden Feingitter-Diffusionsrechnungen mit 24 Gitterpunkten pro Brennelement durchgeführt, während DYN3D auf einer nodalen Entwicklungsmethode (ein Node pro Brennelement) beruht. Bedingt durch die Unterschiede in den Neutronenflussverteilungen treten auch Differenzen in den berechneten Reaktivitätsparametern zwischen ACASDEM und DYN3D auf.

Interessant ist die Plutoniumbilanz – während in einer reinen Oxidbeladung Plutonium erbrütet wird, ist auch bei einer Mischbeladung mit 50 % MOX-Anteil die Pu-Bilanz noch ausgeglichen. Erst in einer reinen MOX-Beladung wird deutlich mehr Pu verbrannt als erbrütet. Allerdings wird auch bei einer Mischbeladung der Plutoniumvektor von einer typischen Zusammensetzung für Waffenplutonium (93.4 % Pu-239) zu Reaktorplutonium konvertiert.

Die Änderungen in den Reaktivitätskoeffizienten und  $\beta_{\text{eff}}$  während eines Brennstoffzyklus sind aus den Abb. 3.13 und 3.14 ersichtlich. Die mit 1, 2 und 3 nummerierten Kurven beziehen sich auf die entsprechenden Kernbeladungs-Optionen.

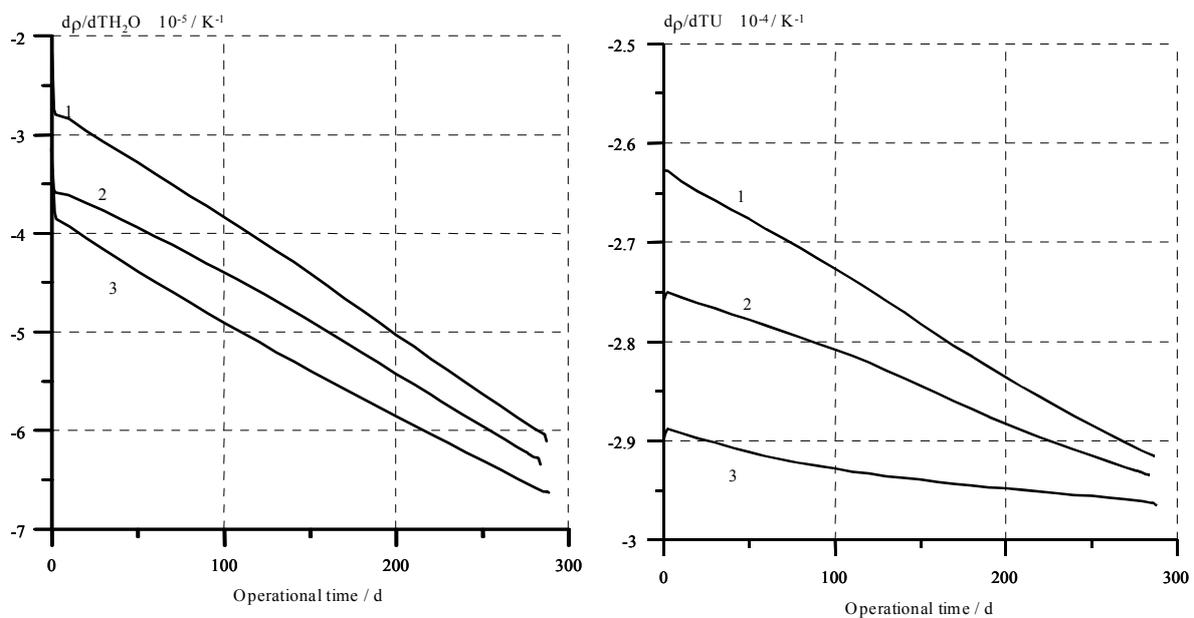


Abb. 3.13: Reaktivitätskoeffizienten der Moderatortemperatur (links) und Brennstofftemperatur (rechts) über der effektiven Betriebsdauer innerhalb eines Zyklus

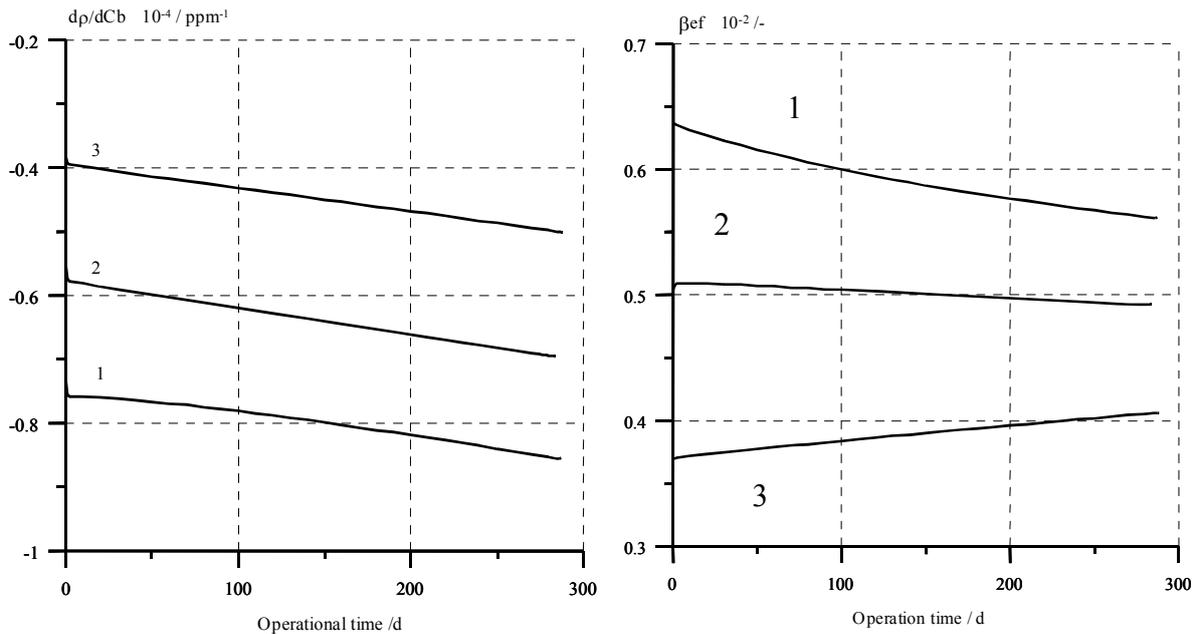


Abb. 3.14: Reaktivitätskoeffizienten der Borkonzentration (links) und des Anteils verzögerter Neutronen (rechts) über der effektiven Betriebsdauer innerhalb eines Zyklus

Aus Abb. 3.13 ist ersichtlich, dass der Moderatortemperatur- und der Brennstofftemperaturkoeffizient für die MOX-Beladungen 2 und 3 stärker negativ als für die Uranbeladung sind. Abb. 3.14 zeigt, dass der Betrag des Borkoeffizienten der Reaktivität für die 100 % MOX-Beladung (Option 3) etwa nur halb so groß ist wie für die reine Uranbeladung. Für MOX-Beladungen ist der Anteil verzögerter Neutronen aufgrund des höheren Pu-Anteils deutlich geringer als für die  $\text{UO}_2$ -Beladung. Zudem nimmt  $\beta_{\text{eff}}$  für die 100%ige MOX-Beladung mit dem Abbrand zu.

Für jede Kernbeladung wurden DYN3D-Rechnungen zu zwei Reaktivitätstransienten durchgeführt - dem Auswurf einer Regelstabgruppe innerhalb von 0,1 s und dem unkontrollierten Ausfahren mit der Geschwindigkeit von 2 cm/s.

Die Transientenanalysen ergaben, dass für keine der verschiedenen Reaktorbeladungen in den beiden betrachteten Reaktivitätstransienten sicherheitsrelevante Grenzwerte für das DNBR sowie die maximalen Hüllrohr- und Brennstofftemperaturen überschritten werden. Der maximale Leistungspeak wird mit  $1,79 \cdot N_{\text{nom}}$  für den Stabauswurf bei Mischbeladung berechnet, die maximale Brennstofftemperatur von 1680 °C tritt bei reiner MOX-Beladung auf.

Abb. 3.15 zeigt den Zeitverlauf der Reaktorleistung bei Auswurf einer Regelgruppe für die 3 Kernbeladungen zu Beginn und Ende eines Zyklus, Abb. 3.16 die maximale Brennstofftemperatur und das minimale DNB-Verhältnis für die gleiche Transiente zu Beginn eines Zyklus. Der höchste Leistungspeak wird für die gemischte MOX-Beladung (Option 2) zu Ende des Zyklus erreicht, da hier die Effektivität der ausgeworfenen Regelgruppe am größten ist. Die höchste maximale Brennstofftemperatur und das kleinste DNB-Verhältnis treten allerdings zu BOC für die reine MOX-Beladung (Option 3) auf. Das Auftreten dieser Extremwerte ist nicht notwendig mit dem Fall des höchsten Leistungspeaks korreliert, da hierfür die maximalen lokalen Leistungsdichten im heißesten Brennstab maßgeblich sind. Hier geht noch die Ungleichmäßigkeit der Leistungsdichteverteilung ein, die sich während der Transiente ändert.

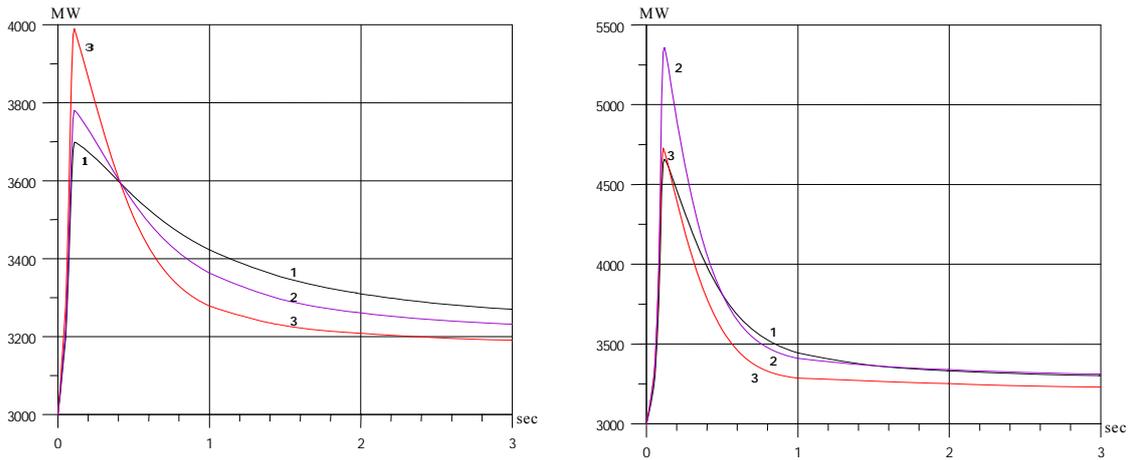


Abb. 3.15: Reaktorleistung für den Auswurf der Regelgruppe zu BOC (links) und EOC (rechts) für 3 Optionen der Kernbeladung

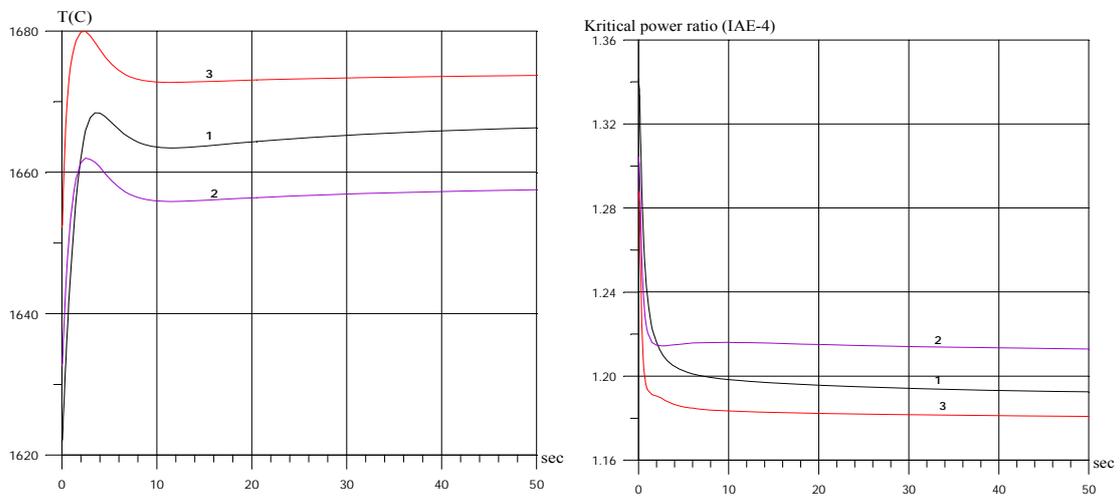


Abb. 3.16: Maximale Brennstofftemperatur (links) und minimales DNB-Verhältnis (rechts) für den Regelgruppenauswurf zu BOC

### 3.2.3 Transientenanalysen zum Einsatz von ROX-Brennstoff

Weiterhin wurden durch IPPE Obninsk mit Unterstützung des FZR Rechnungen zum Reaktorverhalten bei Reaktivitätstransienten mit Einsatz von ROX-Brennstoff in WWER-Reaktoren durchgeführt. ROX (rock-like oxide fuel) ist ein Inert-Matrix-Brennstoff, der über eine hohe mechanische Stabilität verfügt und eine effektive Plutonium-Verbrennung (z.B. Waffenplutonium) ermöglicht. Am Beispiel des VVER-640, einem bezüglich der Leistung abgerüsteten Reaktordesign von EDO Gidropress auf der Basis des WWER-1000 [3.8], wurden drei verschiedene Reaktorbeladungen betrachtet: 100 % ROX mit PuO<sub>2</sub>-Brennstoff, 100 % ROX mit PuO<sub>2</sub> – ThO<sub>2</sub>-Brennstoff und eine Mischbeladung mit ROX und herkömmlichem oxidischem UO<sub>2</sub>-Brennstoff (44 % BE mit Inertmatrix-ROX-Brennstoff und 56 % BE mit 4 wt % U-235 UO<sub>2</sub>-Brennstoff) [3.1]. Die Brennstoffzusammensetzung für die beiden ROX-Brennstofftypen ist aus Tabelle 3.4 ersichtlich.

Tabelle 3.3: Brennstoffzusammensetzung ROX

Brennstoff	Komponenten (Anteil in wt %)
a) ROX-PuO <sub>2</sub> -Brennstoff, $\bar{\rho} = 4.8 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$	PuO <sub>2</sub> (10.1 %); ZrO <sub>2</sub> (48.5 %); Y <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (13.5 %); MgAl <sub>2</sub> O <sub>4</sub> (27.4 %), Er <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (0.5 %)
b) ROX-Brennstoff + ThO <sub>2</sub> , -Matrix $\bar{\rho} = 6.3 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$	PuO <sub>2</sub> (6.5 %); ThO <sub>2</sub> (61.5 %); MgAl <sub>2</sub> O <sub>4</sub> (32 %)

Die Überschussreaktivität des Pu-ROX-Brennstoffs wird durch den Zusatz von Erbium kompensiert.

Die Kernauslegungsrechnungen wurden mit dem russischen Code ACADEM unter Verwendung einer mit WIMS5D generierten Wirkungsquerschnitts-Bibliothek durchgeführt.

Da ROX über eine höhere Wärmeleitfähigkeit als normaler oxidischer Brennstoff verfügt, treten bei Reaktivitätstransienten niedrigere Brennstofftemperaturen auf, d.h. der Abstand zur Schmelztemperatur ist geringer, aber auch die negative Doppler-Rückkopplung ist schwächer. Zur Untersuchung des Einflusses dieser Effekte auf die Einhaltung von Sicherheitsmargen (Schmelztemperatur, DNB) wurden mit DYN3D für dieses Reaktordesign zwei Transienten simuliert: der Auswurf und das unkontrollierte Ausfahren einer Regelgruppe von der Position  $z = 284 \text{ cm}$  bei Volllast am Beginn und Ende eines Zyklus.

Die thermophysikalischen Eigenschaften von ROX-Brennstoff in Abhängigkeit von der Temperatur zeigt Tabelle 3.4. Die Werte beruhen auf Messungen für frischen Brennstoff. Mit Erhöhung des Abbrandes wird sich die Wärmeleitfähigkeit erwartungsgemäß verschlechtern.

Tabelle 3.4: Thermophysikalische Eigenschaften von ROX-Brennstoff

Temperatur, K	573	673	773	873	973	1073	1173	1273
Wärmeleitfähigkeit $\lambda, \text{ W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$	14.4	14.8	15.1	15.2	15.4	15.4	15.5	15.5
Wärmekapazität $c_p,$ $\text{ J}\cdot\text{g}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$	0.86	0.97	1.07	1.17	1.27	1.38	1.48	1.58

Tabelle 3.5 zeigt die Extremwerte wichtiger Parameter für den Fall des Auswurfs einer Regelgruppe.

*Tabelle 3.5: Extremwerte transienter Parameter für den Auswurf einer Regelgruppe*

Parameter	Zykluszeitpunkt	Option 1	Option 2	Option 3	
				ROX	UO <sub>2</sub>
Leistungspeak (relativ zur Nominalleistung)	BOC	2.32	1.49	1.44	
	EOC	2.05	1.61	1.58	
Max. Brennstofftemperatur, K	BOC	1158	1022	1124	1456
	EOC	1059	953	995	1307
Max. Hüllrohrtemperatur, K	BOC	623.1	622.7	622.8	622.7
	EOC	622.6	622.4	614.9	617.0
Minimales DNBR	BOC	1.31	1.32	1.48	1.49
	EOC	1.54	1.53	1.96	1.84

Die Ergebnisse der Berechnungen zum Auswurf und unkontrolliertem Ausfahren einer Regelgruppe für Reaktorkerne mit ROX-Beladungen zeigen, dass wie zu erwarten, im Fall einer reinen ROX-Beladung auf Grund der schwächeren Dopplerrückkopplung beim Regelgruppenauswurf der höchste Leistungspeak ( $2,32 \cdot N_{\text{nom}}$ ) auftritt. Die Brennstofftemperaturen liegen mit 1158 K dennoch weit unter der Schmelztemperatur von ca. 2200 K. Die Leistung wird auf Grund der besseren Wärmeleitfähigkeit schneller an das Kühlmittel abgegeben, so dass die negative Moderator-temperatur-Rückkopplung effektiver wirkt. Das DNB-Verhältnis liegt mit 1.31 niedriger als mit 1.84 für UO<sub>2</sub>-Brennelemente, aber dennoch deutlich über 1. Es treten höhere Wärmestromdichten auf, weil die Wärme schneller vom Brennstoff über die Hülle abgeleitet wird.

Die Rechnungen belegen die Beherrschbarkeit von RIA-Transienten bei ROX-Einsatz.

### 3.3 Nutzen/Veröffentlichungen

Der Nutzen des Teilvorhabens A 1.4 „Sicherheitsanalysen für WWER-Reaktoren“ besteht in Beiträgen zur Validierung von gekoppelten neutronenkinetisch-thermohydraulischen Programmkomplexen und ihrer Qualifizierung für die Anwendung in Sicherheitsanalysen für WWER-Reaktoren. Beim russischen Partner wird der Thermohydraulik-Systemcode RELAP5/MOD3 für Transientenanalysen angewandt. Dieser Code wurde mit dem 3D-Neutronenkinetik-Programm DYN3D des FZ Rossendorf gekoppelt. Die Kopplung und eine erste Validierung erfolgten im Rahmen des vorangegangenen WTZ-Vorhabens 150 1080. Im aktuell abgeschlossenen Vorhaben wurde DYN3D/RELAP5 anhand der Nachrechnung weiterer Betriebstransienten, für die Messdaten aus dem KKW Kozloduy (WWER-1000) vorliegen, und anhand des OECD/NEA-Benchmarkproblems V1000CT validiert. Mit der Validierung des beim russischen Partner eingesetzten Programmkomplexes DYN3D/RELAP5 wird eine höhere Aussagesicherheit der Sicherheitsbewertungen für WWER-Reaktoren erreicht.

Im Rahmen der Validierung von DYN3D/RELAP5 wurden Vergleiche mit dem Codekomplex DYN3D/ATHLET durchgeführt. Durch Anwendung des gleichen Neutronenkinetikmodells (DYN3D) und der gleichen Wirkungsquerschnitts-Bibliothek konnten Unterschiede zwischen DYN3D/RELAP- und DYN3D/ATHLET-Ergebnissen auf Differenzen in den Thermohydraulikcodes reduziert werden. Es zeigte sich, dass diese Differenzen gering sind. Damit wurden zusätzlich auch Beiträge zur Validierung der deutschen Codes DYN3D und ATHLET geleistet.

Weiterhin wurden im Rahmen des Vorhabens Modellerweiterungen im Programmkomplex DYN3D/ATHLET erarbeitet. Dies betrifft das entwickelte Modell für die Kühlmittelvermischung innerhalb des RDB. Das Modell wurde im Rahmen des Teilvorhabens A1.5 entwickelt und an CFD-Rechnungen validiert und dann im Teilvorhaben A1.4 in Analysen zum V1000CT-Benchmark angewandt.

Die weiterentwickelten und besser validierten Codes stehen nicht nur im Rahmen der WTZ mit Russland, sondern auch für WTZ- und EU-Projekte mit anderen WWER-Betreiberländern innerhalb der EU zur Verfügung.

Eine weitere Zielstellung des Teilprojekts A1.4 bestand in der Durchführung von Auslegungsrechnungen und Transientenanalysen zum Einsatz von Mischoxid-Brennstoff in WWER-Reaktoren mit dem Ziel der Verbrennung von Waffenplutonium. Der Code DYN3D ergänzt die beim russischen Partner verfügbaren Berechnungsprogramme um ein 3D-Neutronenkinetik-Modell. Damit erfolgte ein Technologietransfer im Sinne einer Bereitstellung eines fortgeschrittenen Tools für die Analyse von Reaktivitätsstörfällen (RIA), über das der russische Partner IPPE nicht verfügt.

Weiterhin wurden Kernauslegungsrechnungen und Störfallanalysen für MOX-Beladungen und für den Einsatz von Inertmatrix-Brennstoff in WWER-Reaktoren durchgeführt. Die Untersuchungen zu MOX-Beladungen stellen einen Beitrag zur Bewertung des Potenzials der Plutoniumkonversion aus dem militärischen Bereich in russischen Leichtwasserreaktoren dar und berühren damit auch politische Interessen der Bundesrepublik Deutschland. Die Ergebnisse ergänzen Aussagen aus einer ganzen Reihe internationaler Projekte zur Unterstützung der Pu-Konversion in Russland um einen zusätzlichen deutschen Beitrag zu einem spezifischen Teilaspekt.

Im Rahmen des Teilvorhabens A1.4 entstanden folgende Veröffentlichungen:

Kozmenkov, Y.; Kliem, S.; Grundmann, U.; Rohde, U.; Weiss, F.-P.  
The DYN3D/RELAP5 and DYN3D/ATHLET coupled code systems in the calculation of the VVER-1000 coolant transient benchmark  
Nuclear Engineering and Design (2006), Publikation eingereicht

Rohde, U.; Grundmann, U.; Kozmenkov, Y.; Pivovarov, V.; Matveev, Yu.  
Core design and transient analyses for weapons plutonium burning in VVER-1000 type reactors  
Tagung „Stand der Entwicklung für LWR Brennelemente und Auslegungsmethoden“ der KTG-Fachgruppen "Brennelemente und Kernbauteile" und "Reaktorphysik und Berechnungsmethoden", 02.-03.03.2006, Forschungszentrum Rossendorf, Deutschland

Kliem, S.; Kozmenkov, Y.; Höhne, T.; Rohde, U.  
Analyses of the V1000CT-1 benchmark with the DYN3D/ATHLET and DYN3D/RELAP5 coupled code systems including a coolant mixing model validated against CFD calculations  
Progress in Nuclear Energy 48(2006), 830-848

Kozmenkov, Y.; Grundmann, U.; Kliem, S.; Rohde, U.; Weiss, F.-P.  
V1000CT-1 benchmark analyses with the DYN3D/RELAP5 and DYN3D/ATHLET coupled code systems  
11th Int. Top. Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, 02.-06.10.2005, Avignon, France, CDROM paper 254) American Nuclear Society

Kozmenkov, Y.  
TRANSIENT SIMULATIONS IN VVER-1000 – COMPARISON BETWEEN DYN3D-ATHLET AND DYN3D-RELAP5  
Annual Meeting on Nuclear Technology 2004, Düsseldorf, 25.-27. May 2004. Proc. CD-ROM paper 104

### 3.4 Literatur

- [3.1] Bondarenko A., O. Komissarov, Y. Kozmenkov, Y. Matveev, Y. Orekhov, V. Pivovarov, V. Sharapov: „Reactor Physics and Safety Aspects of Various Design Options of a Russian Light Water Reactor With Rock-like Fuels”, *Journal of Nuclear Materials*, 319 (2003), p. 159-165
- [3.2] Elovskaya L., Y. Kozmenkov, Y. Orekhov, U. Grundmann, U. Rohde, A. Seidel: „Code Package DYN3D/RELAP5 based on 3-D Neutron Kinetics Capability for the Transient Analysis of Water Cooled Reactors”, *Transactions of the 4th International Information Exchange Forum on Safety Analysis for NPPs of VVER and RBMK Types*, Obninsk, Russian Federation (1999), pp. 771 - 781
- [3.3] Grundmann U., S. Kliem, S. Mittag, U. Rohde, A. Seidel, Y. Kozmenkov und V. Kumaev: „Störfallablaufanalysen für neue Reaktorkonzepte und WWER-Reaktoren mit neuem Brennstoffdesign – WTZ mit Russland”, *Wissenschaftlich-Technische Berichte, FZR-302*, Oktober 2000
- [3.4] Grundmann U., U. Rohde: „DYN3D – A 3-dimensional Core Model for Steady State and Transient Analysis in Thermal Reactors”, *Proceedings of the International Conference on the Physics of Reactors (PHYSOR'96)*, Mito (Japan), 16-20 September 1996
- [3.5] Grundmann U., S. Kliem, D. Lucas, U. Rohde: „Coupling of the Thermohydraulic Code ATHLET with the 3D Neutron Kinetic Model DYN3D”, *Proceedings of the 6th Symposium of Atomic Energy Research (AER)*, pp. 179-191, Kirkkonummi (Finland), 23-26 September 1996
- [3.6] Hämäläinen A., et al: „VALCO WP1 Extended Coupled Code Validation”. Final report, VALCO/WP1/D9, 2003
- [3.7] Hämäläinen, A.; Vanttola, T.; Weiss, F.-P.; Mittag, S.; Kliem, S.; Kozmenkov, Y.; Keresztúri, A.; Hádek, J.; Strmensky, C.; Stefanova, S.; Kuchin, A.; Hlbocky, P.; Siko, D.; Danilin, “VALIDATION OF COUPLED CODES IN VALCO WP1 USING MEASURED VVER DATA”, 13. Symposium of AER, Dresden, 22-26 September, 2003, pp. 555-576
- [3.8] IAEA – TECDOC – 861: Fyodorov V., M. Rogov, V. Novikov „Basic information on design features of the V-407 advanced reactor plant”, January 1996, p. 275
- [3.9] IAEA – TECDOC – 968: „Status of Advanced Light Water Cooled Reactor Designs, WWER-1000 (V-392)”, *International Atomic Energy Agency (IAEA)*, Vienna (Austria), September 1997, pp. 343-359
- [3.10] Ivanov K., B. Ivanov, P. Groudev, M. Pavlova, V. Hadjiev: „VVER-1000 Coolant Transient Benchmark. PHASE 1 (V1000CT-1). Vol. 1: Main Coolant Pump (MCP) Switching On – Final Specifications”, *NEA/OECD* 2003
- [3.11] Kliem S., A. Seidel, U. Grundmann: „Definition of the 6th Dynamic AER Benchmark - Main Steam Line Break in a NPP with VVER-440”, *Proceedings of the Tenth Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety*, Moscow (Russia), 18 –22 September 2000, pp. 749 – 762
- [3.12] Kliem S.: „Definition of the Fifth Dynamic AER Benchmark Problem – A Benchmark for Coupled Thermohydraulic / Three-Dimensional Hexagonal Neutron Kinetic Codes”, *Proceedings of the 7th Symposium of AER*, Budapest (Hungary), 1997, pp. 429 – 438
- [3.13] Kliem S.: „Comparison of the Results of the Fifth Dynamic AER Benchmark - A Benchmark for Coupled Thermohydraulic System/3D Hexagonal Neutron Kinetic Proceedings of the 8th Symposium of AER, Bystrice nad Pernštejnem, Czech Republic, September 21-25, 1998, pp. 429-469

- [3.14] Kliem S., et al.: „A Benchmark for Coupled 3D Neutron Kinetics/Thermohydraulics System Codes - Main Steam Header Break in a NPP with VVER-440 Reactor”, Proc. International Conference on Mathematics and Computation, Reactor Physics and Environmental Analysis in Nuclear Applications (MC '99), vol. 1, pp. 359-368, Senda Editorial, S.A., Madrid (Spain)
- [3.15] Kozmenkov, Y.; Orekhov, Y.; Grundmann, U.; Kliem, S.; Rohde, U.; Seidel, A.: “Benchmarking of DYN3D/RELAP5 Code Package using the Fifth AER Dynamic Problem for Coupled Codes”, Tenth Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety 2000, Moscow (Russia), 18.-22. September 2000, Proceedings pp. 1043-1048
- [3.16] Kozmenkov Y., Y. Orekhov, U. Grundmann, S. Kliem, U. Rohde, A. Seidel: „Development and Benchmarking of the DYN3D/RELAP5 Code System”, Jahrestagung Kerntechnik 2001, pp. 15 – 18, Dresden, 15 – 17 May 2001
- [3.17] Kozmenkov, Y.; Mittag, S.; Rohde, U.; Grundmann, U.; Weiss, F.-P.; Vanttola, T.; Langenbuch, S.; Ionov, V. S.; Petkov, P.: “VALCO: Validation of transient analysis codes for VVER by using measurement data”, 12th Symposium of Atomic Energy Research, Sunny Beach (Bulgaria), September 23-27, 2002, Proc. pp. 361-381
- [3.18] Kozmenkov, Y.; Grundmann, U.; Kliem, S.; Rohde, U.: “Comparative assessment of coupled RELAP5/PARCS and DYN3D/RELAP5 codes against the Kozloduy-6 pump trip test”, Int. Top. Meeting on Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Nuclear Applications. 12.-15.09.2005, Avignon, France, Proceedings CEA France, 2005
- [3.19] Kozmenkov, Y.; Grundmann, U.; Kliem, S.; Rohde, U.; Bousbia Salah, A.: “DYN3D/RELAP5 and RELAP5/PARCS calculations of the Kozloduy-6 pump trip test”, Annual Meeting on Nuclear Technology 2006, dbcm GmbH, 16.-18.05.2006, Aachen, Deutschland, Proc. pp. 54-59 Berlin: Inforum GmbH
- [3.20] Mittag S., U. Grundmann, et al.: „Validation of Coupled Neutronic/Thermal-hydraulic Codes for VVER Reactors – Final Report – FICS-CT-2001-00166”, Wissenschaftlich-Technische Berichte, FZR-408, August 2004
- [3.21] NEA-1507/04: „WIMSD A Neutronics Code for Standard Lattice Physics Analysis”, Distributed by the NEA Databank, 1997
- [3.22] Schulz G.: „NESSEL Code Manual Version 6.09a“, K.A.B GmbH, Berlin, 1998
- [3.23] Stefanova S., K. Stoyanov, G. Passage, V. Hristova, B. Atanasova, D. Stoimenova: „Collection, Evaluation And Documentation Of Measured Data From Two Transients At The Kozloduy NPP 6th Unit Incommissioning (1st Fuel Cycle)”, EU/FP5 VALCO Data Collection Report, VALCO/WP1/INRNE-1, INRNE–BAS, Bulgaria, 2002
- [3.24] Vanttola T., et al.: „Validation of coupled codes using VVER plant measurements”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 235, pp. 507-519 (2005)
- [3.25] Weiß F.-P., S. Mittag: „Validation of Coupled Neutron Kinetic / Thermal Hydraulic Codes Against Transients Measured in VVER Reactors”, Final Technical Report, FZR/SRR195/FIN2.1, 2000
- [3.26] Wingender, H.-J.: “Kann Atomwaffenmaterial für friedliche Zwecke genutzt werden?”, Oktober 2001, [www.energie-fakten.de/html/schwerter-zu-pfugscharen](http://www.energie-fakten.de/html/schwerter-zu-pfugscharen)

### 3.5 Zusammenfassung

Das Teilvorhaben A1.4 („Sicherheitsanalysen für WWER“) beinhaltet zum einen die Validierung der gekoppelten neutronenkinetisch-thermohydraulischen Codekomplexe DYN3D/RELAP5 und DYN3D/ATHLET für WWER-Reaktoren, zum anderen die Anwendung von DYN3D für Transientenanalysen für WWER mit MOX- und Inertmatrix-Brennstoff.

Im FZR wurde das 3D-Reaktordynamikprogramm DYN3D mit dem Thermohydraulikcode ATHLET der GRS gekoppelt. Im Rahmen eines vorhergehenden WTZ-Vorhabens mit Russland wurde die Kopplung mit dem Systemcode RELAP5/MOD3 unterstützt, der beim russischen Partner IPPE Obninsk vorwiegend für Transientenanalysen verwendet wird. Aufsetzend auf einer breiten Validierung gekoppelter Codes für WWER im Rahmen verschiedener Forschungsvorhaben, u.a. des EU-Projektes VALCO, erfolgte eine zusätzliche Validierung von DYN3D/ATHLET und DYN3D/RELAP5 durch Nachrechnung folgender Betriebstransienten und Benchmarkaufgaben:

- Betriebstransiente „Abschaltung einer von drei Hauptkühlmittelpumpen (HKMP)“ bei ca. 65 % relativer Leistung im Block 6 des KKW Kozloduy
- Betriebstransiente „Zuschaltung einer HKMP bei 27.5 % Reaktorleistung“ im gleichen Reaktorblock
- Simulation eines hypothetischen Frischdampfleitungsbruchs an einem WWER-1000

Die erste Transiente wurde bereits im EU-Projekt VALCO mit verschiedenen Codesystemen nachgerechnet, u. a. mit DYN3D/ATHLET. Die zweite Transiente gehört zur Phase I des OECD/NEA-Benchmarks V1000CT. Für diese Transiente liegen Messdaten vor. Für den Frischdampfleitungsbruch (Phase II des V1000CT-Benchmarks) erfolgt der Vergleich verschiedener Codesysteme.

Die „VALCO-Transiente“ wurde zum einen mit DYN3D/ATHLET und DYN3D/RELAP5 mit den gleichen neutronenphysikalischen Wirkungsquerschnittsdaten (WQS) nachgerechnet, zum anderen mit DYN3D/RELAP5 mit zwei verschiedenen WQS-Datenbibliotheken des FZR und des IPPE. Damit konnte der Einfluss des Thermohydraulikmodells und der neutronenphysikalischen Daten separiert werden. Die Unterschiede sind gering. In den Rechnungen mit verschiedenen WQS-Daten sind die Differenzen in der normierten radialen Leistungsverteilung im Mittel nicht größer als 3 %. Die Vergleiche zwischen den beiden Codesystemen haben zur weiteren Validierung von DYN3D/ATHLET beigetragen.

Für die Nachrechnungen der Pumpentransienten, bei denen während der Transiente eine Umverteilung der Schleifenmassenströme zu verzeichnen ist, wurden speziellen Nodalisierungen mit Unterteilung des Ringraumes bzw. oberen Plenums gewählt, welche eine näherungsweise Berücksichtigung der Massenstrom-Asymmetrien erlauben. Damit konnten die Temperaturverläufe in den Schleifen gut nachgerechnet werden, wenn man von der Tiefpassfilterung der Messsignale absieht, welche durch die Zeitkonstanten der Messketten bedingt sind.

In der Simulation der Frischdampfleck-Transiente wurde ein einfaches Vermischungsmodell für die Ermittlung der zeitabhängigen Temperaturverteilung am Kerneintritt bei Vermischung der unterschiedlich temperierten Kühlmittelmassenströme aus den intakten und der Leckschleife angewandt, welches im Teilprojekt A 1.5 entwickelt wurde. Die Ergebnisse der FDL-Simulation (Phase II des OECD-Benchmarks) haben vorläufigen Charakter und wurden noch nicht mit anderen Rechnungen verglichen, da zum Zeitpunkt des Projektabschlusses noch

Inkonsistenzen in den im Rahmen der Benchmark-Definition bereitgestellten WQS-Bibliotheken bestanden.

Im Ergebnis der Validierungsrechnungen zeigte sich, dass beide Codesysteme DYN3D/ATHLET und DYN3D/RELAP5 für die Transientensimulation für WWER geeignet sind. Es wurden zusätzliche Erkenntnisse zum Einfluss der thermohydraulischen Modellierung, der neutronenphysikalischen Daten und des Brennstabmodells (Wärmeübergang im Gasspalt) gewonnen) sowie verbesserte Modellansätze für die Berücksichtigung asymmetrischer Massenstrom- und Temperaturverteilungen implementiert.

Weiterhin wurden ausgewählte Störfallanalysen für WWER-Reaktoren mit MOX-Beladung und ROX- bzw. Inertmatrix-Brennstoff durchgeführt. Dabei wurden durch vergleichende Analysen mit  $UO_2$ -Kernen die sicherheitstechnischen Vor- und Nachteile von Beladungen mit MOX- und Inertmatrix-Brennstoff analysiert. Um Rechnungen für MOX- und Inertmatrix-Brennstoff zu ermöglichen, wurden entsprechende Wirkungsquerschnittsbibliotheken, die im IPPE mit Hilfe des Neutronentransportcodes WIMS generiert wurden, an DYN3D angeschlossen.

Bezüglich der MOX-Beladungen für WWER-1000 geht es um Untersuchungen zur Machbarkeit der Verbrennung von Waffenplutonium. Es wurden beispielhaft 3 verschiedene Kernausslegungen betrachtet: eine normale  $UO_2$ -Beladung, eine gemischte Beladung mit 50 % MOX-Anteil und eine 100 %ige MOX-Beladung. Stationäre Kernausslegungsrechnungen mit dem russischen Code ACADEM ergaben, dass die geforderten Auslegungsparameter wie maximale Ungleichmäßigkeit der Leistungsverteilung für alle Kernbeladungen eingehalten werden. Eine Netto-Verbrennung von Plutonium findet erst bei einer 100 %igen MOX-Beladung statt, doch kommt es auch bei geringeren MOX-Anteilen zu einer Konversion des Pu-Vektors in waffen-untaugliches Reaktor-Plutonium.

Da die Reaktivitätseigenschaften von  $UO_2$ - und MOX-Kernen unterschiedlich sind, wurden beispielhafte Analysen von Reaktivitätstransienten (Auswurf und unkontrolliertes Ausfahren einer Regelgruppe) durchgeführt. Der größte Reaktivitätseintrag ergibt sich beim Auswurf einer Regelgruppe für die gemischte Beladung am Ende des Gleichgewichtszyklus. Für alle berechneten Fälle werden sicherheitsrelevante Parameter (max. Brennstofftemperatur, min. DNBR) nicht überschritten.

Das gleiche gilt für die Analyse einer Reaktivitätstransiente (Auswurf einer Regelgruppe) für einen beispielhaften Kern eines WWER-Reaktors mit Inertmatrix- oder ROX-Brennstoff. Hier wurde die Kernausslegung eines WWER-640-Reaktors, der einem WWER-1000 mit reduzierter Leistungsdichte entspricht, zugrund gelegt. Es wurden  $PuO_2$ -Brennstoff und  $PuO_2$ - $ThO_2$ -Brennstoff in einer Inertmatrix betrachtet. Auf Grund der höheren Wärmeleitfähigkeit von Inertmatrix-Brennstoff im Vergleich zu purem oxidischen Brennstoff ist die Doppler-Rückkopplung der Brennstofftemperatur schwächer. Das führt zu höheren Leistungspeaks bei niedrigeren Brennstofftemperaturen. Zugleich wird aber der Abstand zur kritischen Heizflächenbelastung verringert.

Die Auslegungs- und Transientenrechnungen mit DYN3D für Kerne mit MOX- und ROX-Brennstoff-Beladungen lieferten Aussagen zu den Möglichkeiten des Einsatzes dieser Brennstoffe in WWER.

## **4. 3D-Fluiddynamik-Berechnungen**

### **4.1 Aufgabenstellung**

Ziel des Vorhabens war die Validierung von 3D Fluiddynamikprogrammen (CFD-Codes) für die Berechnung der Kühlmittelvermischung innerhalb des RDB und im Reaktorkern zur Bestimmung von Randbedingungen für RIA-Analysen und Deborierungsstörfälle.

Die Kühlmittelvermischung stellt den wichtigsten mitigativen Mechanismus gegen einen Reaktivitätseintrag dar, der bei Deborierungs- und Kaltwassertransienten zu Kernschäden führen könnte. Zunehmend werden deshalb 3D Strömungsmodelle in die Analyse von Reaktivitätsstörfällen eingebunden, um die Vermischung unterboreiten oder unterkühlten Kühlmittels realistisch zu beschreiben. Dabei wurden bisher aus Rechenzeitgründen die 3D Fluiddynamikprogramme noch nicht direkt mit den neutronenkinetisch-thermohydraulischen Systemcodes gekoppelt, sondern entweder vereinfachte Modelle entwickelt, die in diese Codes eingebunden werden können oder mit CFD-Programmen Randbedingungen (Verteilungen der Kühlmitteltemperaturen oder Borsäurekonzentration am Kerneintritt) für die Störfallanalysen berechnet.

Im FZR wurden experimentelle Untersuchungen zur Kühlmittelvermischung am Vermischungsversuchsstand ROCOM und Nachrechnungen mit dem CFD-Code ANSYS CFX durchgeführt. Es wurde ein semi-analytisches Vermischungsmodell für unterboreite Kühlmittelpfropfen entwickelt, welches in das Codesystem DYN3D-ATHLET eingebaut wird. Bei russischen Partnern wurden verschiedene Fluiddynamikprogramme entwickelt (TREK und PORTER im IPPE Obninsk, BOR3D bei EREC Elektrogorsk), welche für die Berechnung der Kühlmittelvermischung in WWER-Reaktoren eingesetzt werden sollten. Zur Validierung dieser Codes sollten Experimente an der ROCOM-Anlage sowie am WWER-1000-Modell von EDO Gidropress herangezogen werden. Durch FZR und Gidropress wurden ausgewählte Experimente dokumentiert und für Nachrechnungen bereitgestellt. Die Nachrechnungen wurden im FZR mit dem Code CFX (Versionen 4 und 5) durchgeführt. Zusätzlich wurden im Kurchatov-Institut Moskau ROCOM-Vermischungsexperimente mit dem Thermohydraulik-Systemcode ATHLET simuliert. Dafür wurde eine neuartige Nodalisierungstechnologie entwickelt, die eine weitestgehend automatisierte Erstellung aufwändiger Eingabedatensätze mit Vernetzung der 1D ATHLET- Elemente ermöglicht. Die Möglichkeiten und Grenzen dieser quasi-3D-Modellierung wurden aufgezeigt.

Weiterhin wurde im Vorhaben die Eignung von CFD-Codes zur 3D Strömungsmodellierung im Reaktorkern untersucht. Im FZR wurde das Modell eines porösen Körpers mit anisotropen Reibungskräften in CFX implementiert. Zur Validierung des CFX-Modells und der Codes TREK und PORTER konnten Experimente am hydraulischen Stabbündelversuchsstand CCEF des FZR aufbereitet und nachgerechnet werden.

Gemäß der ursprünglichen Planung sollten für eine weitere Validierung Messdaten von Stabbündelversuchsständen des IPPE zur Verfügung gestellt werden. Die russischen Partner IPPE Obninsk und EREC Elektrogorsk führten jedoch keine Rechnungen mit ihren Fluiddynamik-Codes durch und stellten auch keine Versuchsdaten bereit. Entsprechend einer Arbeitsplanänderung wurden deshalb als Ersatzleistung CFD-Rechnungen zur Kühlmittelvermischung bei einem angenommenen Frischdampfleck in einer WWER-1000-Reaktoranlage im Rahmen der Phase II des o.g. OECD-Benchmarks durchgeführt. Damit wurde die Validerung hauptsächlich auf den international anerkannten Code ANSYS CFX fokussiert.

## 4.2 Detaillierte Ergebnisdarstellung

### 4.2.1 Codevalidierung anhand von Experimentaldaten zur Kühlmittelvermischung

#### 4.2.1.1 Nachrechnung von ROCOM-Experimenten

Durch FZR wurde eine Experimentaldatenbasis für die Validierung von CFD-Programmen für die Berechnung der Kühlmittelvermischung sowohl innerhalb des RDB als auch im Kern bereitgestellt. Es wurden verschiedene Experimente an der Versuchsanlage ROCOM zur Untersuchung der Kühlmittelvermischung dokumentiert. Dabei handelt es sich um das Anfahren der ersten HKP (relevant für Borverdünnungstransienten) und die experimentelle Bestimmung von Vermischungskoeffizienten bei stationärem Betrieb der HKP (relevant für Frischdampfleckszzenarien). Messdaten einzelner Experimente einschließlich einer Dokumentation der Geometrie der Versuchsanlage und der Randbedingungen für die Experimente wurden für die Validierung der Codes PORT3D (IPPE Obninsk) und BOR3D (EREC Elektrogorsk) verfügbar gemacht und an die russische Seite übergeben. Weiterhin wurden Daten an das Kurchatov Institut für Nachrechnungen mit dem Programm ATHLET und an EDO Gidropress übergeben. Tabelle 4.1 gibt einen Überblick über die bereitgestellten Experimente.

*Tabelle 4.1: Übersicht über die bereitgestellten Experimente*

Nr.	Name	Typ	Kurze Beschreibung	Empfänger
1	ROCOM_02	Transient	Anfahren der 1. HKP auf 100 %; unborierter Pfdropfen 20 m <sup>3</sup>	IPPE Obninsk KI Moskau EREC
2	ROCOM_08	Transient	Anfahren der 1. HKP auf 50 %	EDO Gidropress
3	ROCOM_12	Transient	Anfahren der 1. HKP auf 100 %; unborierter Pfdropfen 8 m <sup>3</sup>	EDO Gidropress
4	ROCOMstat_01	Stationär	Schleifen 1 - 4 im Nominalbetrieb	IPPE Obninsk KI Moskau EREC
5	ROCOMstat_04	Stationär	Schleifen 1 - 3 im Nominalbetrieb, Schleife 4 abgeschaltet	KI Moskau
6	ROCOMstat_08	Stationär	Schleifen 3 und 4 im Nominalbetrieb, Schleife 1 erhöhter, Schleife 2 reduzierter Volumenstrom	EDO Gidropress

Die angegebene Größe des unborierten Pfdropfens bezieht sich auf die Original-Reaktoranlage.

Im Folgenden sind die Experimente kurz beschrieben. In den transienten Experimenten ROCOM\_02 und ROCOM\_12 wurde die Borvermischung beim Start der Zirkulation durch das Anfahren der ersten HKP untersucht. In diesen Experimenten wurde das im Pumpenbogen vorgelegte deborierte Pfdropfenvolumen variiert. Abb. 4.1 zeigt den Zeitverlauf der normierten Deboration an verschiedenen Positionen innerhalb des RDB der Versuchsanlage ROCOM. Dargestellt ist jeweils der Mittel- und Maximalwert in der entsprechenden Messebene (DC-u:

oberer Teil des Downcomers; DC-I: unterer Teil des Downcomers; Core: Kerneintrittsebene). Aus den mehrfachen Wiederholungen der Experimente unter identischen Randbedingungen wurden Vertrauensintervalle für eine statistische Sicherheit von 95.4 % ermittelt, die ebenfalls mit dargestellt sind. Abb. 4.2 zeigt die Verteilung der normierten Deborierung in der Messebene des Kerneintrittssensors zum Zeitpunkt der maximalen Störung. Die entsprechenden Zeitverläufe und Werte für das Experiment ROCOM\_12 sind in den Abb. 4.5 und 4.6 dargestellt. Das Experiment ROCOM\_08 diente der Untersuchung des Einflusses der Variation der Reynolds-Zahl bei konstanter Strouhal-Zahl auf die Vermischung. Dazu wurde die Rampenlänge für den Start der Pumpe verdoppelt und gleichzeitig der Endwert des Volumenstroms halbiert. Die entsprechenden Ergebnisse sind in den Abb. 4.3 und 4.4 dargestellt.

Die stationären Experimente dienten der Bestimmung von Vermischungskoeffizienten unter stationären Nominalbedingungen (ROCOMstat\_01), bei Betrieb von drei HKP auf Nominalniveau (ROCOMstat\_04) und bei unterschiedlichen Werten für die Volumenströme in den einzelnen Schleifen (ROCOMstat\_08). Die in den drei Experimenten bestimmten Vermischungskoeffizienten sind in den Abb. 4.7 bis 4.8 dargestellt. Die Vermischungskoeffizienten beschreiben den Anteil des Kühlmittels aus einer Primärkreisschleife am Massenstrom durch jedes Brennelement am Kerneintritt.

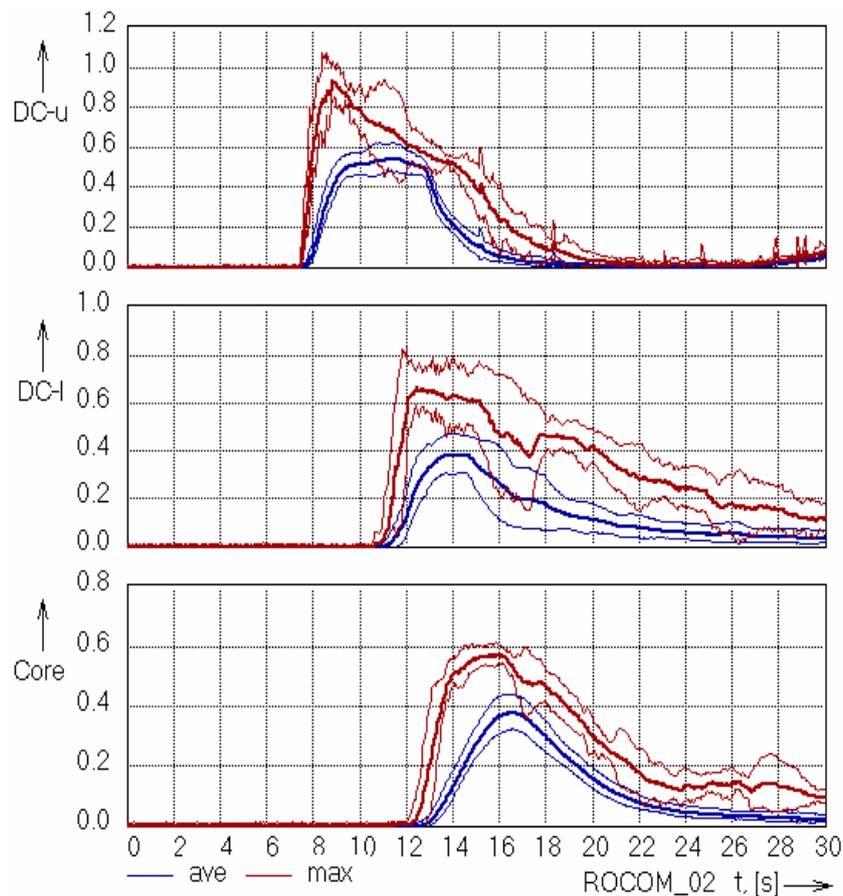
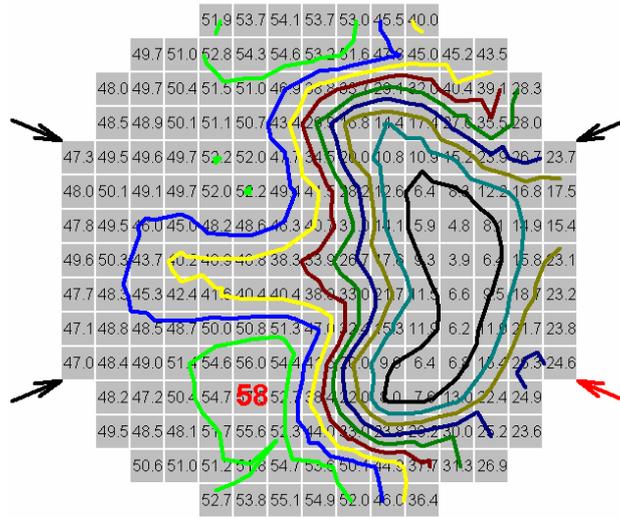


Abb. 4.1: Zeitverlauf des Mittel- und Maximalwertes der normierten Deborierung in den verschiedenen Messebenen einschließlich Vertrauensintervalle im Experiment ROCOM\_02



Stepwidth: 5.4  
 Stepwidth: Unterschied der Störung zwischen benachbarten Höhenlinien;  
 roter Pfeil: Winkelposition der Schleife mit Pfropfen

Abb. 4.2: Verteilung der normierten Deborierung in der Kerneintrittsebene zum Zeitpunkt des Maximums im Experiment ROCOM\_02

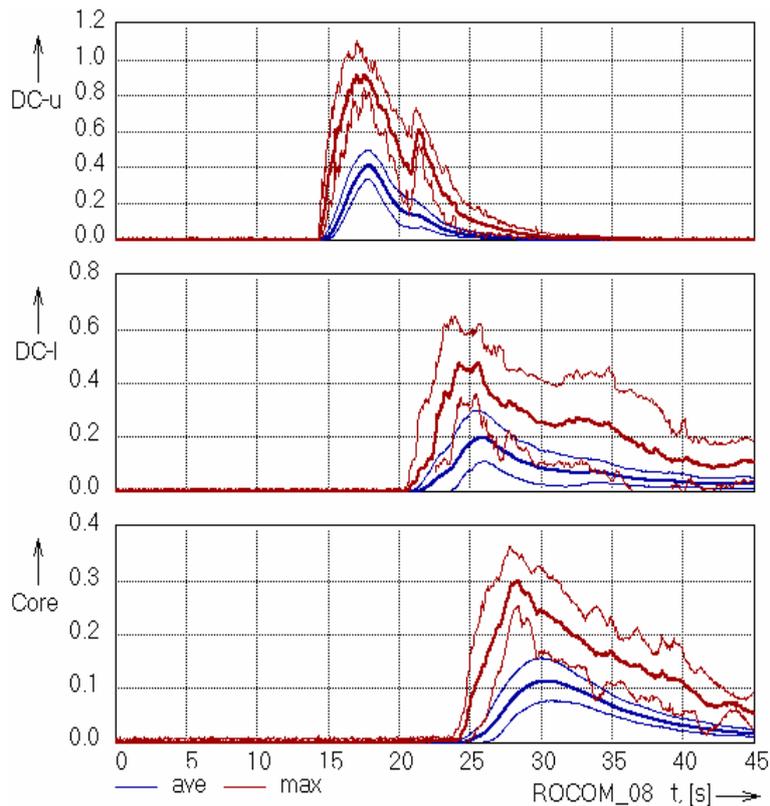


Abb. 4.3: Zeitverlauf des Mittel- und Maximalwertes der normierten Deborierung in den verschiedenen Messebenen einschließlich Vertrauensintervalle im Experiment ROCOM\_08

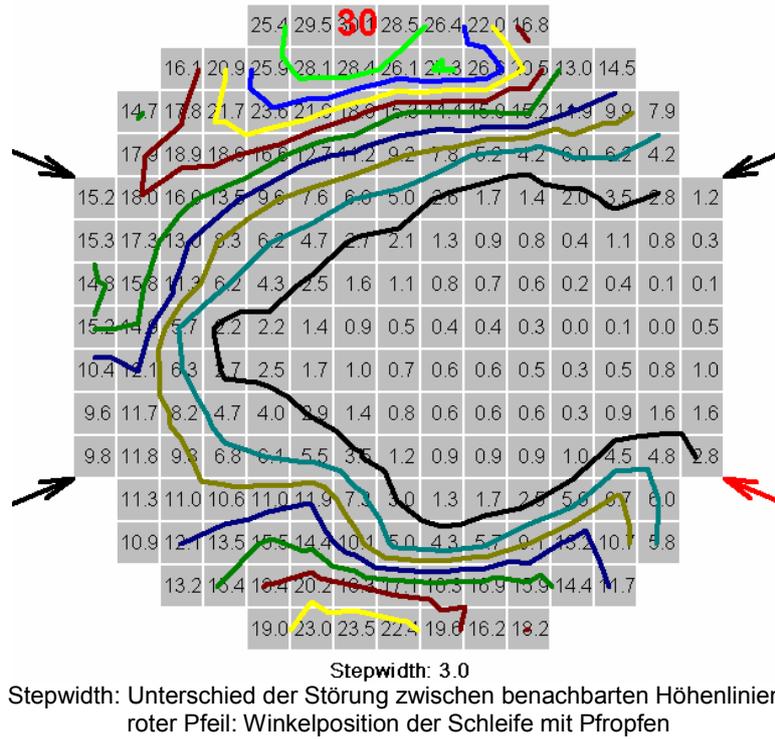


Abb. 4.4: Verteilung der normierten Deborierung in der Kerneintrittsebene zum Zeitpunkt des Maximums im Experiment ROCOM\_08

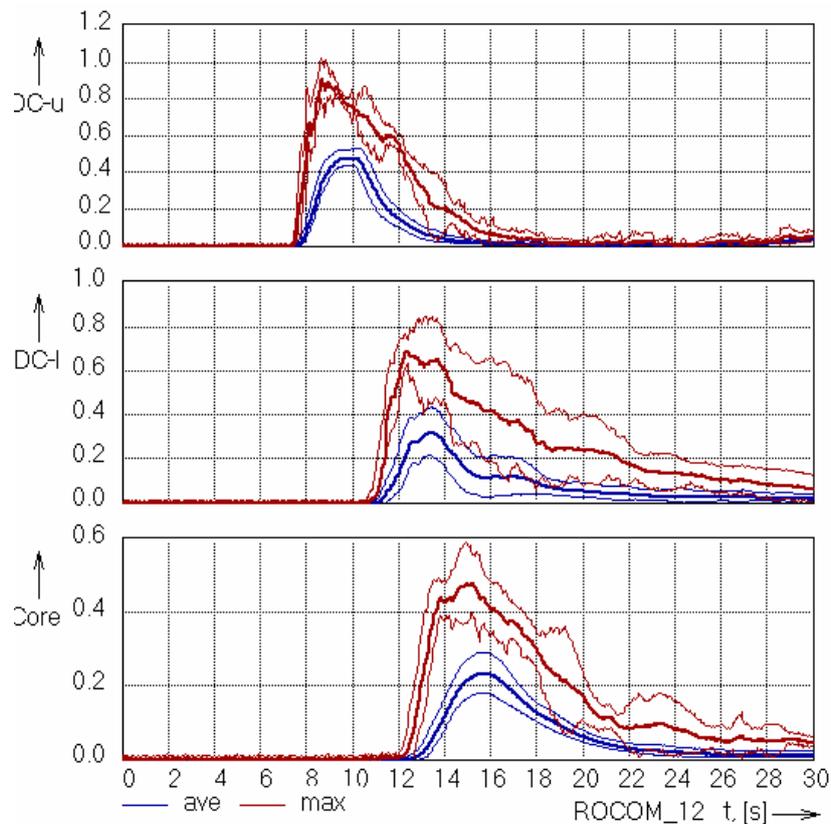
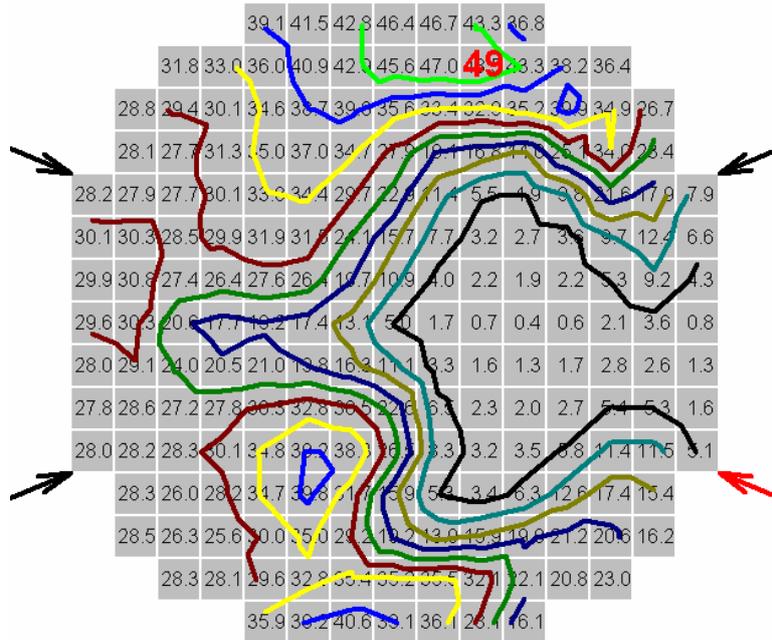


Abb. 4.5: Zeitverlauf des Mittel- und Maximalwertes der normierten Deborierung in den verschiedenen Messebenen und Vertrauensintervalle im Experiment ROCOM\_12



Stepwidth: 4.8  
 Stepwidth: Unterschied der Störung zwischen benachbarten Höhenlinien;  
 roter Pfeil: Winkelposition der Schleife mit Pfropfen

Abb. 4.6: Verteilung der normierten Deborierung in der Kerneintrittsebene zum Zeitpunkt des Maximums im Experiment ROCOM\_12

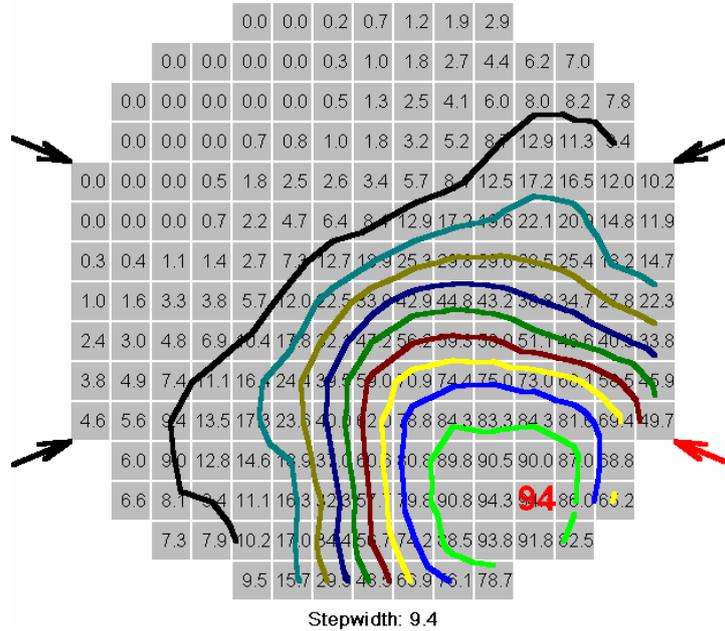


Abb. 4.7: Stationäre Vermischungskoeffizienten für jede Brennelementposition in der Kerneintrittsebene und Höhenlinien im Experiment ROCOMstat\_01

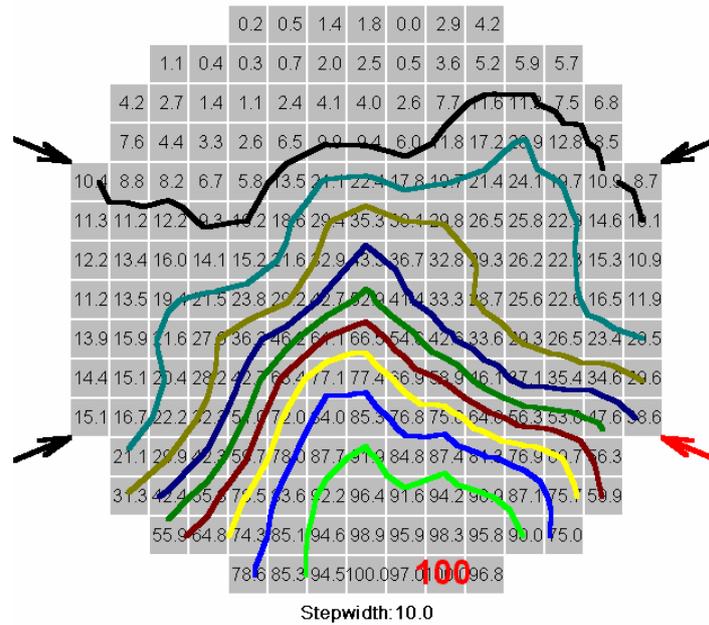


Abb. 4.8: Stationäre Vermischungskoeffizienten für jede Brennelementposition in der Kerneintrittsebene und Höhenlinien im Experiment ROCOMstat\_04 (bezogen auf 100 %)

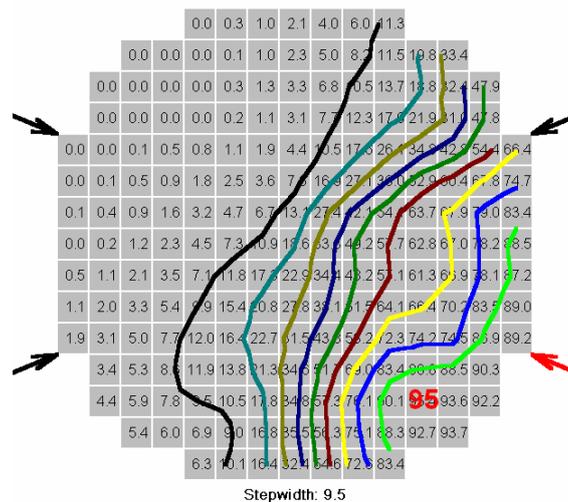


Abb. 4.9: Stationäre Vermischungskoeffizienten für jede Brennelementposition in der Kerneintrittsebene und Höhenlinien im Experiment ROCOMstat\_08

Durch das Kurchatov-Institut wurden Nachrechnungen der drei bereitgestellten ROCOM-Experimente mit ATHLET durchgeführt. Dafür wurde eine äußerst detaillierte ATHLET-Nodalisierung der ROCOM-Geometrie mit mehreren tausend Kontrollvolumina und entsprechenden „cross connections“ vorgenommen. Im Laufe der Projektbearbeitung wurde das ATHLET-Modell für die ROCOM-Anlage weiter verfeinert. Die Modellierung umfasste schließlich die gesamte Anlage einschließlich RDB, kalte und „heiße“ Stränge, Ausgleichsvolumina für DE und Druckhalter sowie Pumpen. Das Nodalisierungsschema zeigt Abb. 4.10. Im Bereich des RDB wurde eine quasi-3D-Modellierung mit „junctions“ als Querverbindungen zwischen den Strömungspfaden im Downcomer und unteren Plenum umgesetzt. Über die „junctions“ erfolgt konvektiver Queraustausch, wobei die Reibung über die Standardkorrelationen im ATHLET berücksichtigt wird. Turbulenter Queraustausch wird nicht erfasst.

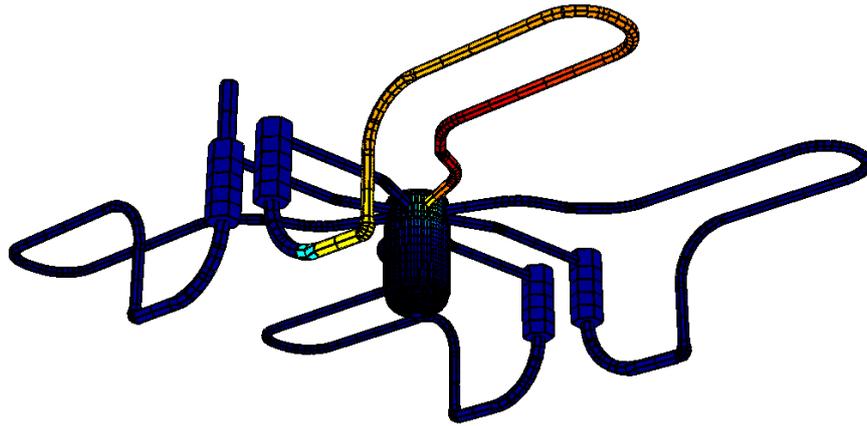


Abb. 4.10: ATHLET-Nodalisierung der Versuchsanlage ROCOM für die Nachrechnung von Vermischungsexperimenten

Es wurden zwei Vermischungsexperimente mit 4 bzw. 3 laufenden Kühlmittelpumpen und das Anfahren der ersten HKP nachgerechnet. Die Ergebnisse wurden während eines Arbeitstreffens im FZR vorgestellt und Möglichkeiten weiterer Verbesserungen diskutiert. Die ATHLET-Datensätze zur ROCOM-Anlage wurden an das FZR übergeben.

Die Nachrechnungen der quasistationären ROCOM-Vermischungsexperimente mit laufenden Pumpen mit ATHLET zeigen eine gute qualitative Übereinstimmung mit dem Experiment und CFD-Rechnungen des FZR. Der Vermischungsskalar (der einer dimensionslosen Temperatur oder Borkonzentration entspricht) erreicht den Kerneintritt im Wesentlichen in dem Sektor, der der Schleife mit der Störung zugeordnet ist. In der ATHLET-Rechnung wird jedoch die „Verschmierung“ dieses Sektors infolge der turbulenten Dispersion unterschätzt (Abb. 4.11). Keine gute Übereinstimmung ergibt sich dagegen für den Fall der anlaufenden Schleife. Im Experiment und in der CFD-Rechnung wird beobachtet, dass sich die Strömung im Ringraum in zwei Teilströme aufteilt, welche um den Reaktorkern herumfließen, so dass der Vermischungsskalar am Kerneintritt zuerst an zwei Positionen auftaucht, die der anlaufenden Schleife gegenüberliegen. In der ATHLET-Rechnung dagegen breitet sich der Fluidstrom beim Eintritt in den RDB im Wesentlichen homogen vom Eintrittsstutzen nach allen Richtungen aus (Abb. 4.12). Es wurden Möglichkeiten einer Verbesserung der ATHLET-Modellierung diskutiert. Möglicherweise bestehen aber hier prinzipielle Grenzen der quasi-3D-Näherung.

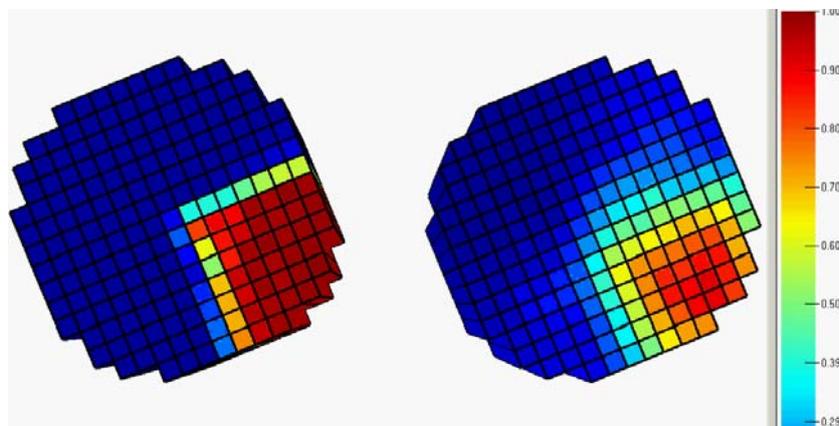


Abb. 4.11: Vermischungsskalar am Kerneintritt bei Störung in einer Schleife (alle Schleifen in Betrieb): links – ATHLET-Ergebnisse, rechts – Messdaten

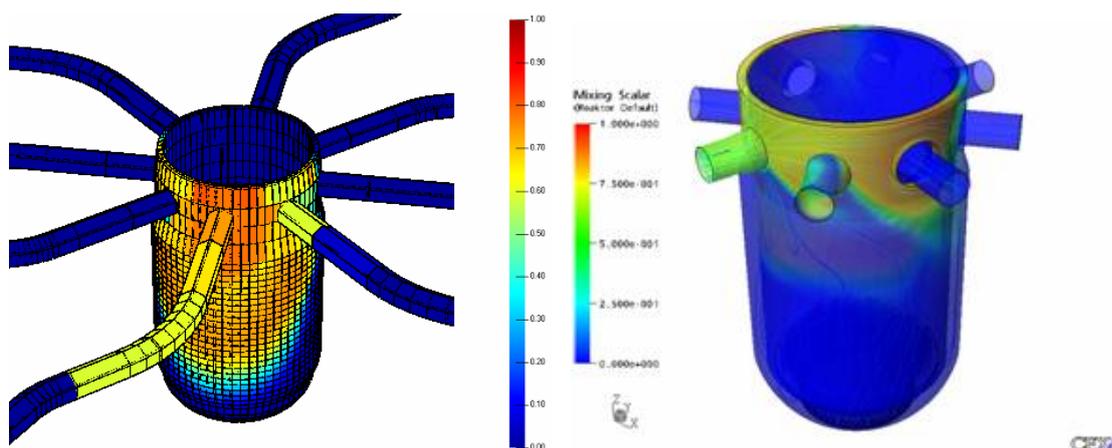


Abb. 4.12: Ausbreitung des Vermischungsskalars im Downcomer bei Start der ersten HKMP – links: ATHLET-Rechnung, rechts: CFD-Rechnung

#### 4.2.1.2 Nachrechnungen von Experimenten an einem russischen Vermischungsversuchsstand für den WWER-1000

Im Rahmen des EU-Projektes FLOMIX-R [4.1] wurden durch EDO Hidropress drei Experimente zur Kühlmittelvermischung beim Start der ersten Hauptkühlmittelpumpe verfügbar gemacht [4.2, 4.3]. Die Nachrechnung dieser Experimente erfolgte im Rahmen des abgeschlossenen WTZ-Vorhabens.

Die Versuchsanlage von EDO „Gidropress beschreibt den russischen Reaktortyp WWER-1000 im Maßstab 1:5. Eine Schleife wurde mit der Hauptkühlmittelpumpe (HKL) und dem Pumpenbogen simuliert. Die drei anderen Schleifen wurden im Modell kurzgeschlossen und nur die Druckverluste der Originalanlage modelliert. Das Schema der Versuchsanlage ist in Abb. 4.13 zu sehen. Der Kern hat 151 Brennelemente, welche gleiche Druckverlustbeiwerte wie die Originalanlage besitzen. Die Änderung der Borkonzentration im Kühlmittel wurde mittels Temperaturänderung simuliert (der deborierte Pfropfen wurde mit kälterem Wasser modelliert).

Im Downcomer und am Kerneintritt der Anlage wurden ca. 100 Thermoelemente platziert, um das Vermischungsverhalten zu studieren. Der deborierte Pfropfen wurde im Pumpenbogen eingebracht, welcher sich vor der HKL befindet. Der borierte Kreislauf wurde mit heißem Wasser (65-75 °C) simuliert, der Pfropfen mit kaltem Wasser (20-30 °C). Das Wasservolumen im Pumpenbogen entspricht dem Äquivalent der Originalanlage von 8.5 m<sup>3</sup>.

Drei Testserien (Abb. 4.14) wurden durchgeführt mit unterschiedlichen Durchflussraten (175, 470 und 815 m<sup>3</sup>) und Anlaufzeiten (2, 8 und 16 s) ohne Rückfluss in den restlichen Schleifen. Jede Serie wurde aus statistischen Gründen 5-6mal wiederholt.

Zur CFD Validierung wurde das Experiment Anlaufen der ersten Hauptkühlmittelpumpe (Schleife 1) von 0 auf 175 m<sup>3</sup>/h ausgewählt (siehe Abb. 4.14, Experiment 1).

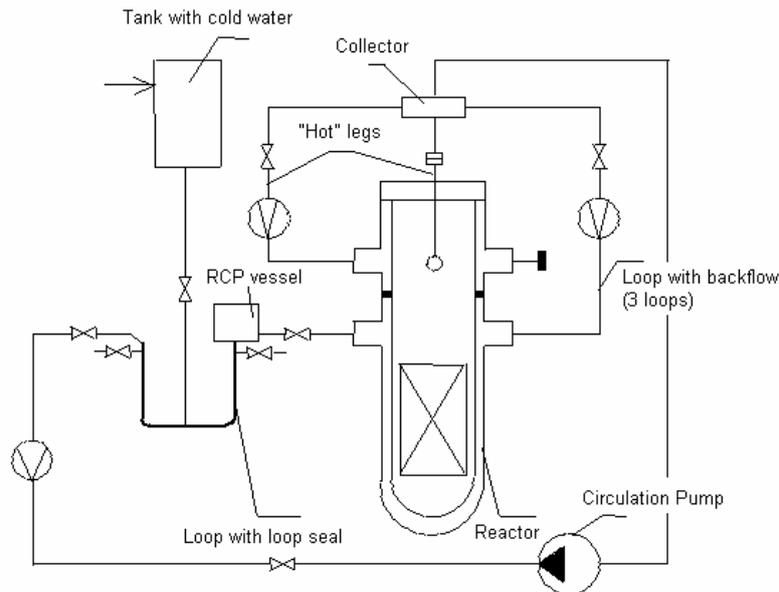


Abb. 4.13: Schema der Versuchsanlage Gidropress

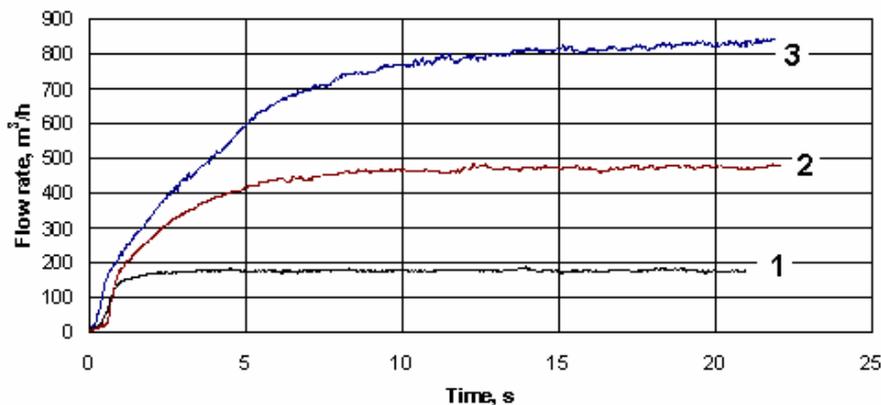


Abb. 4.14: Verschiedene Anfahrtrampen und Endvolumenströme

Ergebnisse der Nachrechnung eines Experiments zur Kühlmittelvermischung beim Start der ersten Hauptkühlmittelpumpe an der Versuchsanlage des EDO Gidropress mit CFX-5 [4.4] wurden mit Messdaten verglichen. Die Übereinstimmung mit dem Experiment konnte gegenüber früheren Rechnungen wesentlich verbessert werden. Dies ist zum großen Teil auf die deutlich verfeinerte geometrische Modellierung zurückzuführen. Das numerische Gittermodell wurde mit dem Gittergenerator IC4C erstellt und besitzt 2.5 Mio. Elemente (Abb. 4.15). Die Geometrie entspricht dem 1:5 skalierten WWER-1000 Reaktortyp und schließt einen Teil des kalten Stranges, die Eintrittsstutzen, den Downcomer und das untere Plenum ein. Die komplizierten Strukturen im unteren Plenum (elliptischer Siebboden, Führungsrohre) wurden mit dem Modell eines porösen Körpers und verteilten Widerstandskoeffizienten modelliert. Unter Anwendung von Erfahrungen aus den EU-Projekten FLOMIX-R und ECORA wurde zunächst eine optimierte numerische Lösung nach Best Practice Guidelines [4.5] generiert.

Ein typisches Strömungsbild beim Pumpenanlaufvorgang zeigt Abb. 4.16, den Anfahrvorgang mit Einbringung des deborierten Pfropfens illustriert Abb. 4.17. Das unterborierte Kühlmittel tritt in Bereichen, die der hochfahrenden Schleife gegenüberliegen, am Kerneintritt ein. Die rechnerisch ermittelte minimale mittlere Borkonzentration am Kerneintritt liegt in guter

Übereinstimmung mit den experimentellen Werten (Abb. 4.18). Es ist zu erkennen, dass die gemessene Kurve nach Durchlauf des Pfropfens nicht wieder den Ausgangswert erreicht. Dies ist darauf zurückzuführen, dass der deborierte Pfropfen durch kälteres Wasser modelliert wurde, das durch Wärmeentbindung aus den Strukturen des Strömungsmodells aufgeheizt wird.

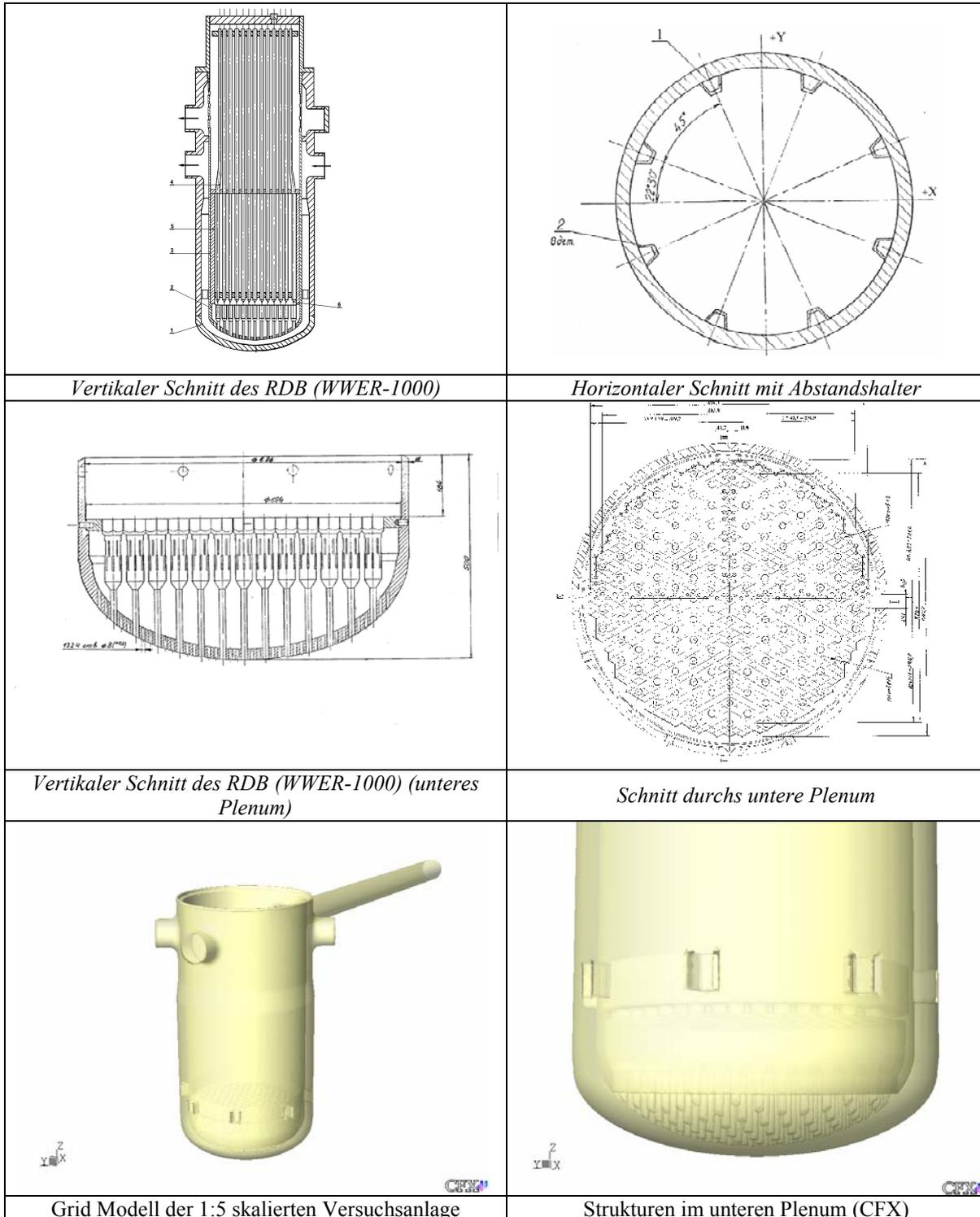


Abb. 4.15: Geometrie und Gitter der 1:5 skalierten Anlage

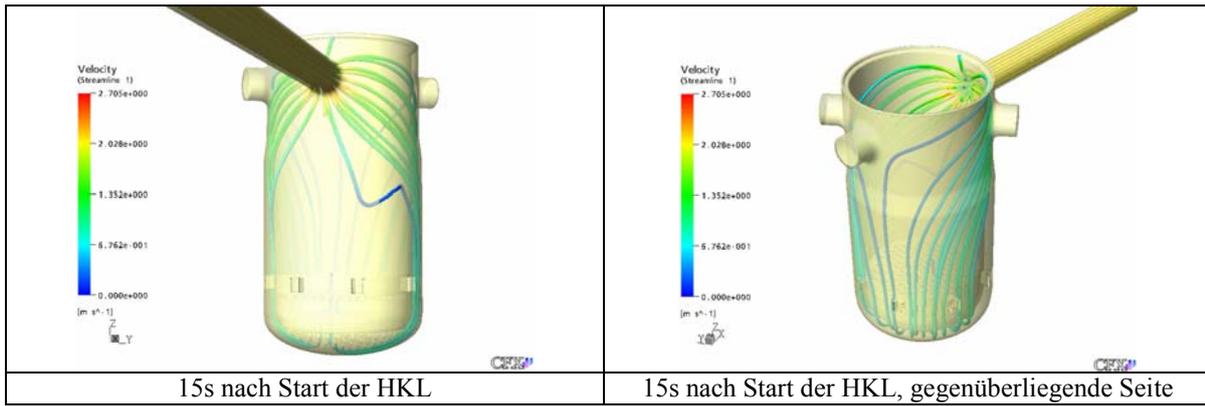


Abb. 4.16: Strömungsbilder während des Anfahrvorganges (CFX)

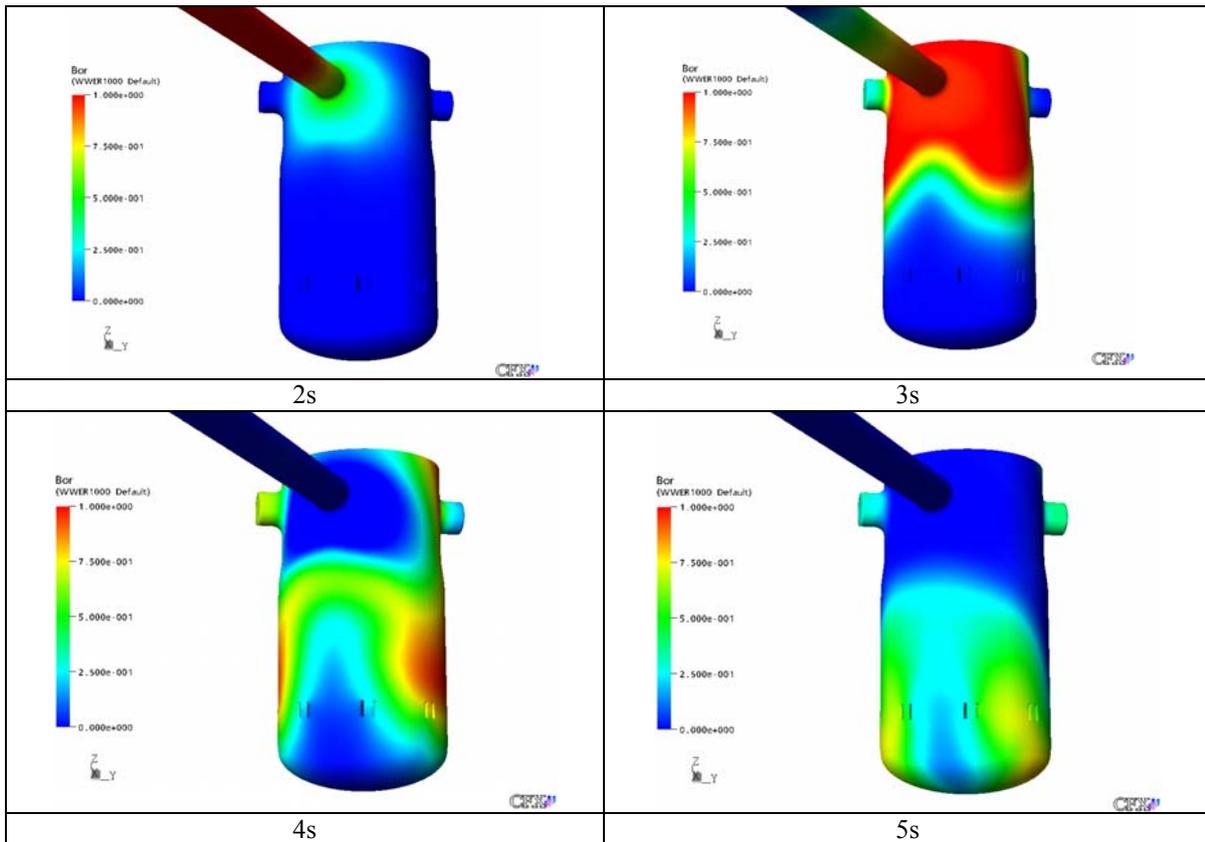


Abb. 4.17: Zeitabhängige Vermischungsbilder im RDB

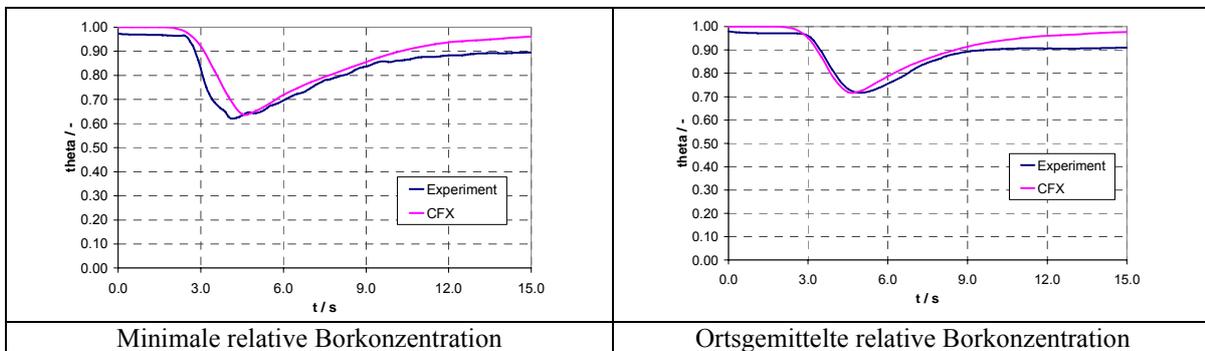


Abb. 4.18: Zeitabhängige minimale und ortsgemittelte relative Borkonzentration dargestellt mit Zeitversatz

### 4.2.1.3 Experimente zur Strömung in Stabbündeln

Am Versuchsstand CCEF (FZR) zur Untersuchung der Querströmung in Stabbündeln wurden detaillierte LDA-Messungen von Geschwindigkeitsfeldern im schräg angeströmten Bündel durchgeführt und mit Hilfe des CFD-Codes CFX-4 nachgerechnet. Die Messdaten werden ebenfalls für die Validierung der russischen CFD-Codes bereitgestellt [4.6].

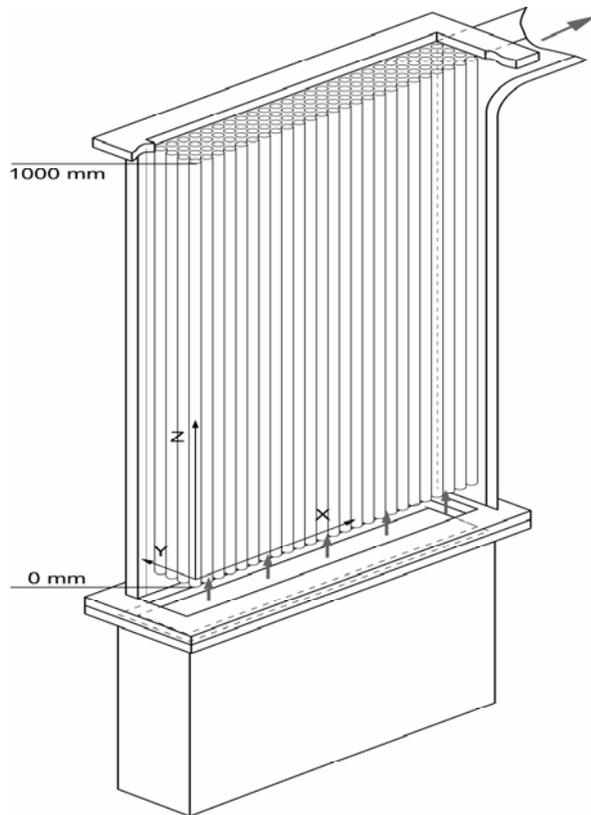


Abb. 4.19: Ansicht der Testsektion des Versuchsstandes CCEF

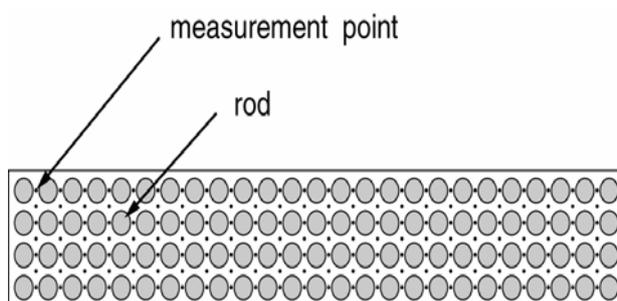


Abb. 4.20: Ansicht der Testsektion Draufsicht auf das Stabbündel mit Messpositionen

Abb. 4.19 zeigt die Testsektion der Versuchsanlage CCEF. Die Testsektion ist aus Plexiglas gefertigt und beinhaltet 100 umströmte Plexiglasstäbe mit einem Durchmesser von 15 mm, angeordnet in 4 Reihen, welche ein Stabbündel in einem Brennelement simulieren. Das Kühlmittel durchströmt die Testsektion von unten bis zu einem seitlich angeordneten Ausströmstutzen im oberen Teil. Die Stäbe sind unbeheizt, die Experimente wurden bei Raumtemperatur durchgeführt. Mit einem Laser-Doppler-Anemometer wurde das Geschwindigkeitsfeld im Bündel an Messpositionen innerhalb des Bündels (siehe Abb. 4.20) zwischen den Stäben in verschiedenen Höhenebene (22, 700, 800 und 900 mm) vermessen. Die Messungen wurden für fünf verschiedene Wasservolumenströme durchgeführt (siehe Tabelle 4.2).

Mit dem CFD-Code CFX-4 wurden Berechnungen des Geschwindigkeitsfeldes im Bündel in detailliert aufgelöster Geometrie auf einem Rechengitter mit ca. 140.000 Nodes unter Verwendung des  $K_\epsilon$ -Turbulenzmodells durchgeführt.

Alternativ wurden die Geschwindigkeitsfelder in der Näherung eines homogenen anisotrop-porösen Körpers berechnet [4.7] (Gitter mit ca. 40.000 Zellen). Eine Illustration des berechneten Geschwindigkeitsfeldes gibt Abb. 4.21.

Tabelle 4.2: Zusammenstellung der Messreihen mit verschiedenen Wasservolumenströmen

Exp. Nr.	Volumenstrom (l/s)	
	Individ. Messung	Mittelwert
1	3.00 – 3.31	3.16
2	4.89 – 5.11	5.00
3	7.43 – 7.68	7.56
4	8.35 – 8.57	8.46
5	9.30 – 9.53	9.42

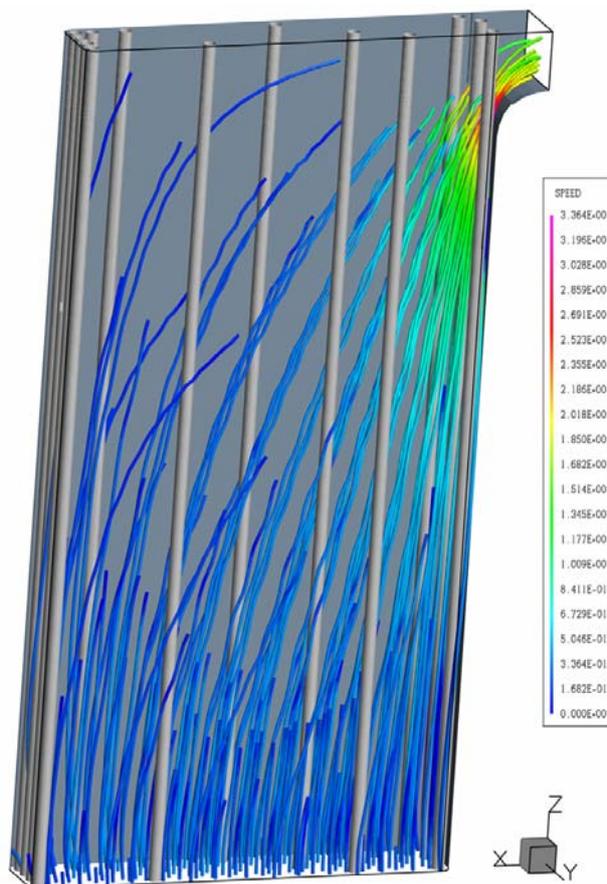


Abb. 4.21: Berechnetes Geschwindigkeitsfeld im Experiment 4

Tabelle 4.2 beinhaltet eine Zusammenstellung der durchgeführten Messungen. In jedem Experiment wurden die axiale und transversale Geschwindigkeitskomponente an jeweils 168 Messpositionen (siehe Abb. 4.20) auf 4 Höhenebenen gemessen.

Die gemessenen Geschwindigkeiten wurden mit den Ergebnissen der Rechnungen mit dem Modell des porösen Körpers und dem  $K, \varepsilon$ -Turbulenzmodell (in detailliert aufgelöster Geometrie) verglichen. Ein Beispiel des Vergleichs zeigt Abb. 4.22.

Die Rechnung mit dem Modell des porösen Körpers zeigt eine gewisse Unterschätzung des transversalen Geschwindigkeitsgradienten, während mit dem  $K, \varepsilon$ -Modell der Gradient überschätzt wird. Der Rechenaufwand ist allerdings mit dem Modell des porösen Körpers um Größenordnungen geringer, so dass nur diese Näherung für eine Vollkernberechnung praktikabel erscheint.

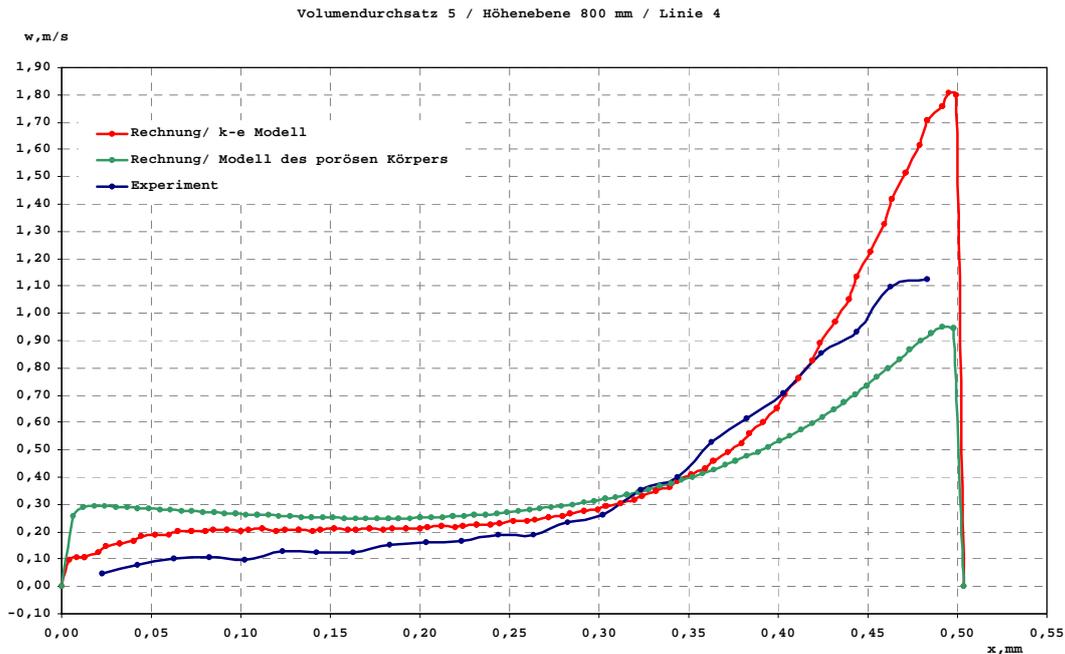


Abb. 4.22: Vergleich der berechneten und gemessenen axialen Geschwindigkeitskomponente für ein ausgewähltes Beispiel

#### 4.2.2 CFD-Rechnungen zum OECD-Benchmark V1000CT-1

Das OECD/NEA und AER Coupled Code Benchmark für Leichtwasserreaktoren [4.8 – 4.11] trägt zur Verbesserung der gekoppelten thermohydraulisch-neutronenkinetischen best-estimate-Codesysteme bei. Außerdem wird dieses Benchmark genutzt, um Vermischungsanalysen im Druckwasserreaktoren durchzuführen und ggf. die Vermischungstools in dem Codesystem zu verbessern. Das OECD-Benchmark V1000CT beinhaltet die Nachrechnung einer Transiente mit Zuschalten der 4. Hauptkühlmittelpumpe (HKP) bei 3 arbeitenden HKP bei etwa 30 % nominaler Reaktorleistung für einen VVER-1000-Reaktor (KKW Kozloduy, Unit 6). Die Benchmarkaufgabe wurde im Teilprojekt A 1.4 zur Validierung von DYN3D-RELAP5 nachgerechnet. Dabei wurde die Vermischung des Kühlmittels aus den 4 Schleifen im unteren Plenum während des Zuschaltens der Pumpe in den Systemcodes (ATHLET, RELAP5) durch eine Unterteilung des Plenums in Teilvolumina mit „cross connections“ modelliert. Um realistischere Randbedingungen für die 3D-Kernrechnungen bereitzustellen, wurden CFD-Rechnungen mit ANSYS CFX durchgeführt. Dazu wurden Vermischungsmatrizen berechnet, die die Verteilung des aus jeder Schleife eingespeisten Kühlmittels am Kerneintritt beschreiben. Diese Vermischungsmatrizen wurden quasistationär, gewichtet mit dem jeweiligen Massenstrom in der Schleife, überlagert. Auf diese Weise wurden realistischere Temperaturverteilungen am Kerneintritt während der Transiente erhalten. Das empirische, quasistationäre Vermischungsmodell beruht auf folgenden Annahmen:

- Innerhalb des RDB findet eine azimuthale Umverteilung der Massenströme aus den einzelnen kalten Strängen in der Weise statt, dass jeder Schleife ein Sektor zugeordnet wird, dessen Winkel proportional dem jeweiligen Massenstrom ist.
- Die azimuthale Nettodrift des Kühlmittelmassenstromes ist Null, d.h. es wird kein sog. Swirl-Effekt berücksichtigt, der in einigen Reaktoranlagen beobachtet wurde und dessen Ursachen noch weitestgehend ungeklärt sind.
- Die beschriebene Sektorformation liegt ungestört in der Kerneintrittsebene an.

Außerdem wird über einzugebende empirische Koeffizienten eine Vermischungsrate für das Kühlmittel zweier benachbarter Sektoren angesetzt. Innerhalb jeden Sektors ist der Vermischungsskalar (Borkonzentration oder Kühlmitteltemperatur) jedoch gleichverteilt. Das Modell wurde in das Interface der beiden gekoppelten Codes DYN3D und ATHLET implementiert. Zu jedem Zeitschritt der gekoppelten Rechnung wird die sektorweise Verteilung des Vermischungsskalars am Kerneintritt neu berechnet, so dass die Umverteilung des Kühlmittels etwa beim Start einer Hauptkühlmittelpumpe berücksichtigt wird. Das Modell ist allerdings nur für Fälle näherungsweise gültig, wenn bereits Kühlmittelpumpen in Betrieb sind. Das komplexe Strömungsbild beim Start der ersten Pumpe kann nicht auf diese einfache Weise reproduziert werden.

Die Abb. 4.23 zeigt die Eintrittsrandbedingungen der CFD-Rechnung, welche von DYN3D-ATHLET-Ergebnissen und den jeweiligen Eintrittsstutzen gewählt wurden.

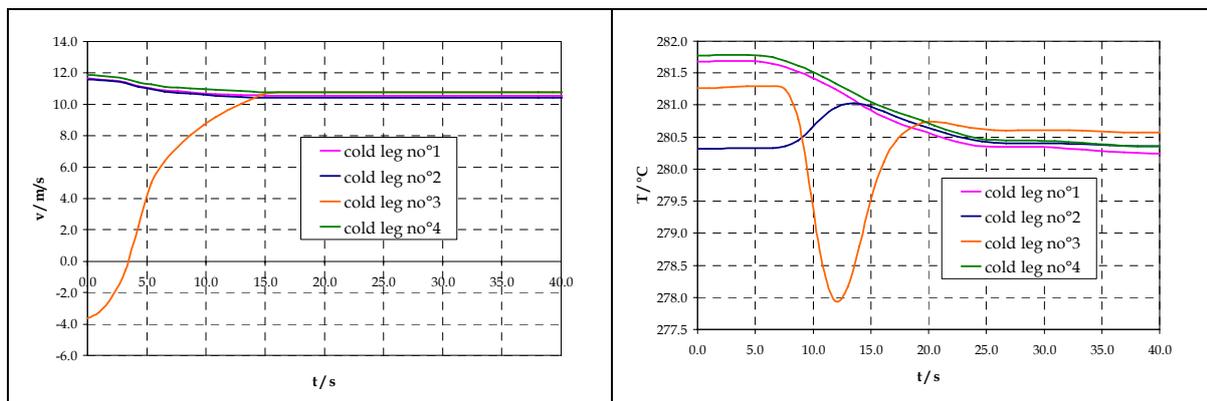


Abb. 4.23: Eintrittsrandbedingungen an den vier Eintrittsstutzen (links: Geschwindigkeit; rechts: Temperatur)

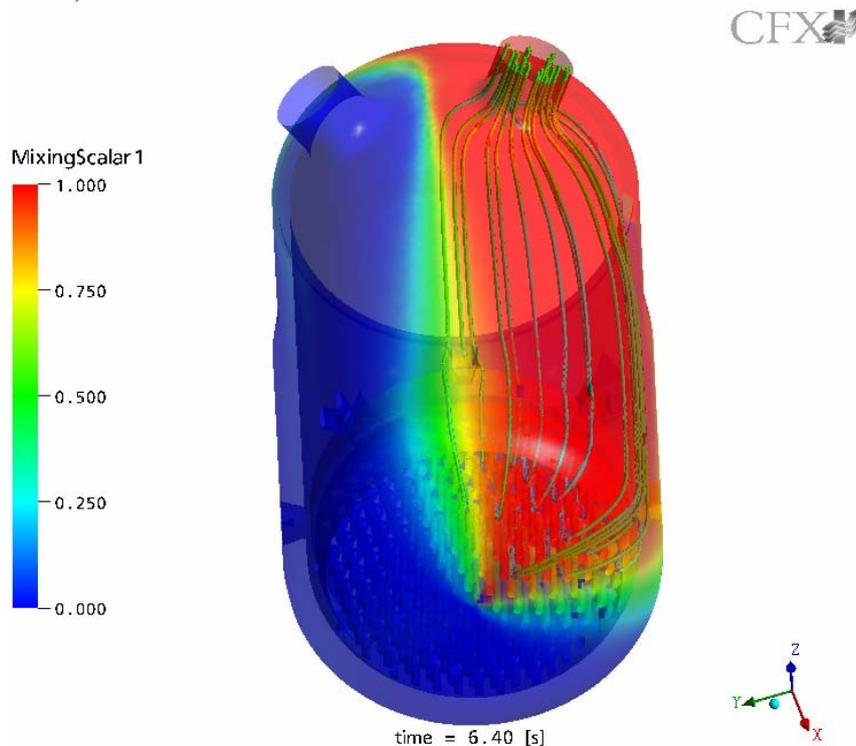


Abb. 4.24: Snapshot des Vermischungsskalars eingebracht in Schleife 1 und Stromliniendarstellung im Downcomer des WWER-1000

In Abb. 4.24 ist ein Snapshot des Vermischungsskalars in Schleife 1 und Stromlinien-darstellung der Geschwindigkeitsverteilung im Downcomer des WWER-1000 zu erkennen. Deutlich ist eine Sektorformation ersichtlic. In der Abb. 4.25 sind die Vermischungsskalarverteilungen am Kerneintritt für die jeweiligen Störungen in den einzelnen Schleifen erkennbar. Dazu wurden auch jeweils Ergebnisse des oben beschriebenen vereinfachten Sektormodells geplottet. Die Übereinstimmung zwischen den CFX- Rechnungen und dem analytischen Modell ist zufrieden stellend, so dass für den vorliegenden Fall zur Berechnung der Transiente das Modell im Codekomplex DYN3D-ATHLET verwendet werden konnte.

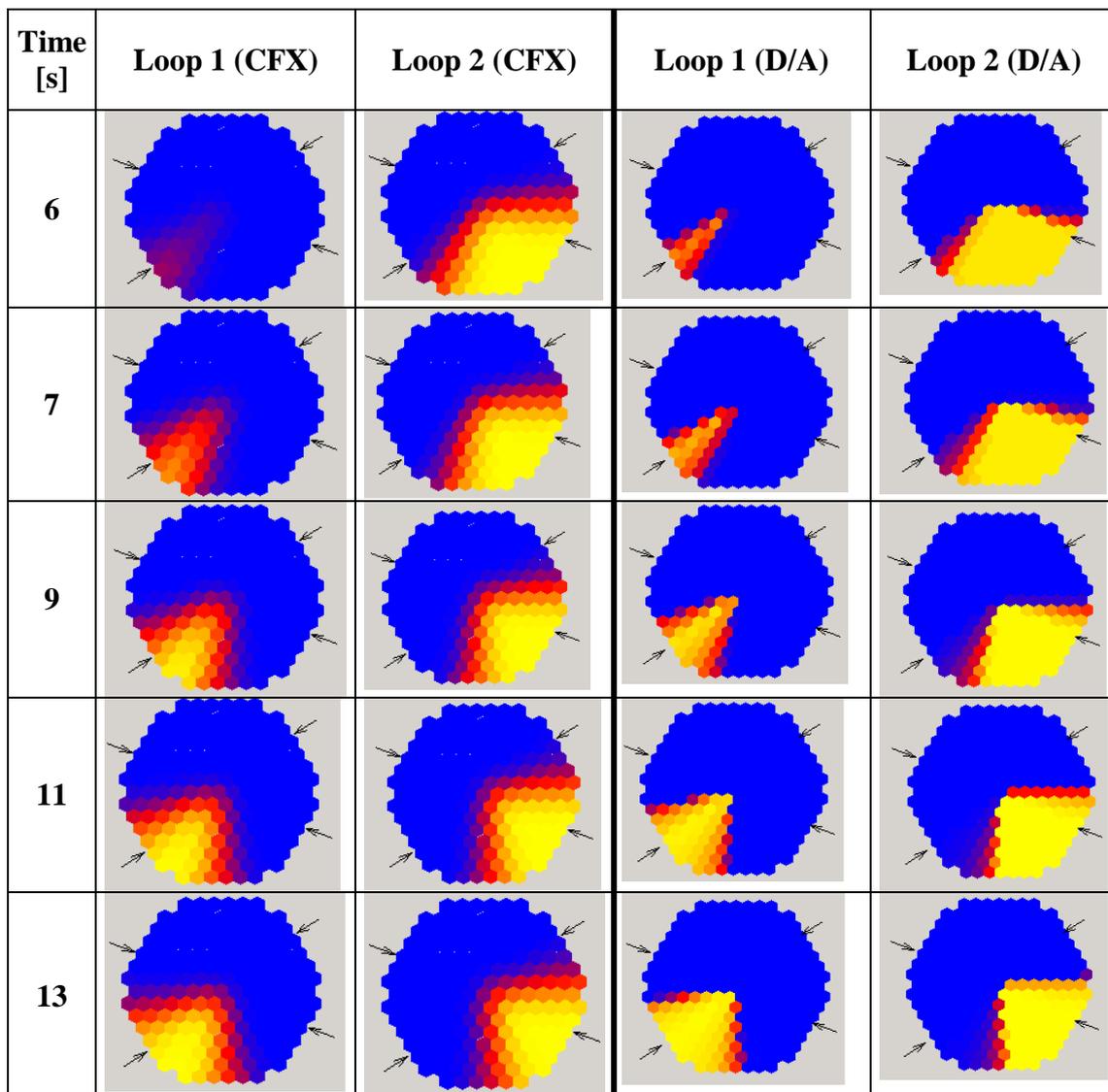


Abb. 4.25: Formation des Vermischungsskalars in der CFX-5 Rechnung und des vereinfachten Modells (D/A) während der Startphase der 4. Pumpe (Loop 1)

#### 4.2.3 CFD-Rechnungen zum OECD-Benchmark V1000CT-2

Vermischungsexperimente zur Inbetriebsetzung des WWER-1000 in Kozloduy Unit 6 wurden genutzt, um CFD-Codes zu validieren. Ziel war es, bei spezifischen Randbedingungen und Kernleistungsverteilungen die berechneten Daten mit den Messwerten zu vergleichen.

Das Experiment, welches für die CFD Validierung ausgewählt wurde, beinhaltete eine Aufheizung einer einzelnen Schleife durch das Öffnen eines Dampferzeugerventils bei geringer

Reaktorleistung im Bereich 5-14 % der nominellen Leistung und mit laufenden Hauptkühlmittelpumpen.

CFD-Rechnungen des Thermohydraulischen Benchmarks V1000CT-2 wurden mit dem Code ANSYS-CFX durchgeführt, mit dem Ziel, die gemessene Temperaturverteilung am Kerneintritt nachzurechnen. Das numerische Gittermodell wurde mit dem ICEM-Gittergenerator erzeugt und besitzt 4.7 Millionen Elemente. Die Best Practice Guidelines (BPG) zur Benutzung von CFD in der Reaktorsicherheitsforschung wurden angewandt. Verschiedene fortgeschrittene Turbulenzmodelle (das Zweigleichungsmodell SST, das hybride DES-Modell und ein Large Eddy Ansatz LES) wurden in den numerischen Simulationen getestet. Die beste Übereinstimmung mit den Messdaten ergab das Detached Eddy Simulation (DES) Turbulenzmodell (Abb. 4.26). Es zeigte starke Fluktuationen im Downcomer, aber auch am Kerneintritt des Reaktordruckbehälters. Die Resultate zeigen eine deutliche Sektorformation unterhalb der betroffenen Schleife im Downcomer des RDB und am Kerneintritt. Die Maximalwerte der relativen Temperaturerhöhung (Vermischungsskalar) gegenüber den Schleifendaten betrug 97.7 % im Experiment und 97.3 % in der Rechnung und zeigten damit eine gute Übereinstimmung der Rechnung mit den Messwerten (Abb. 4.27). Unsicherheiten bestehen noch hinsichtlich der Genauigkeit und Übertragbarkeit der gemessenen Daten.

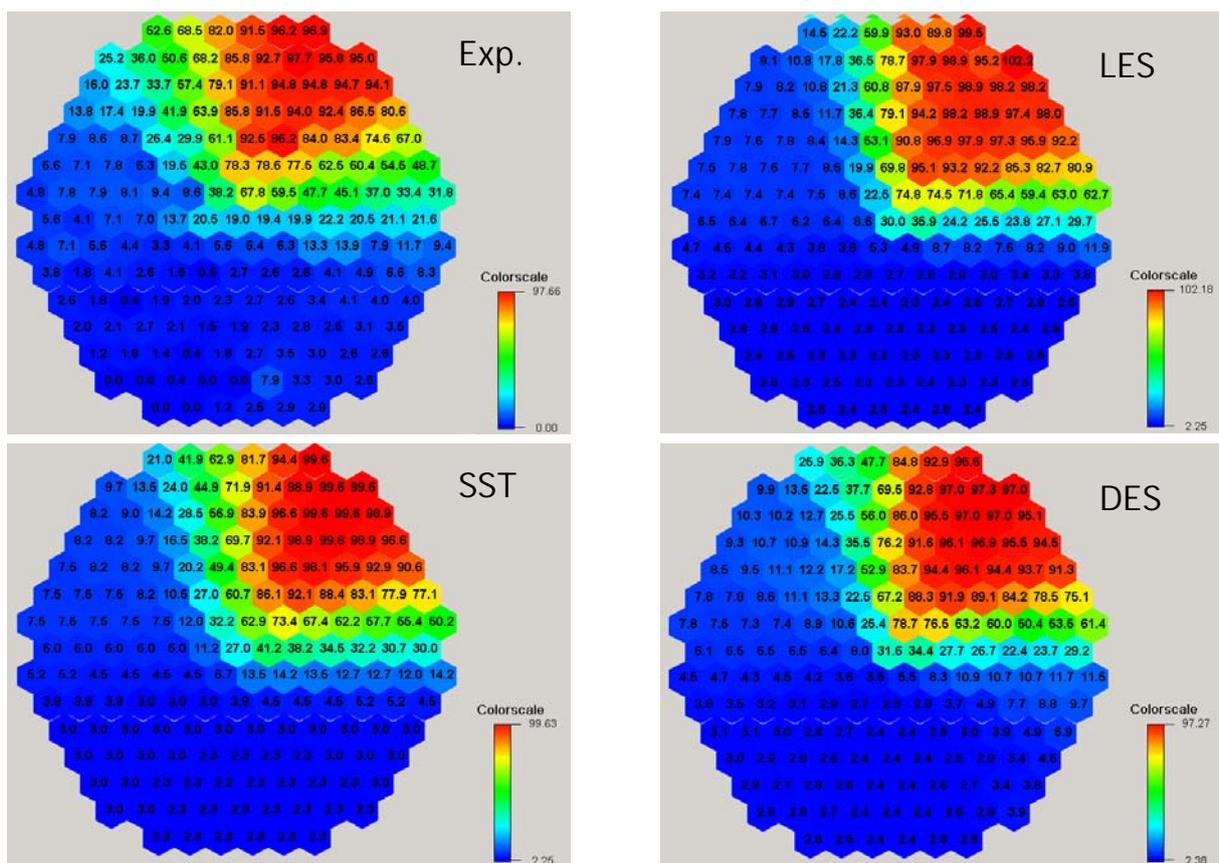


Abb. 4.26: Formation des Vermischungsskalars am Kerneintritt in der CFX-5 Rechnung mit verschiedenen Turbulenzmodellen und im Experiment)

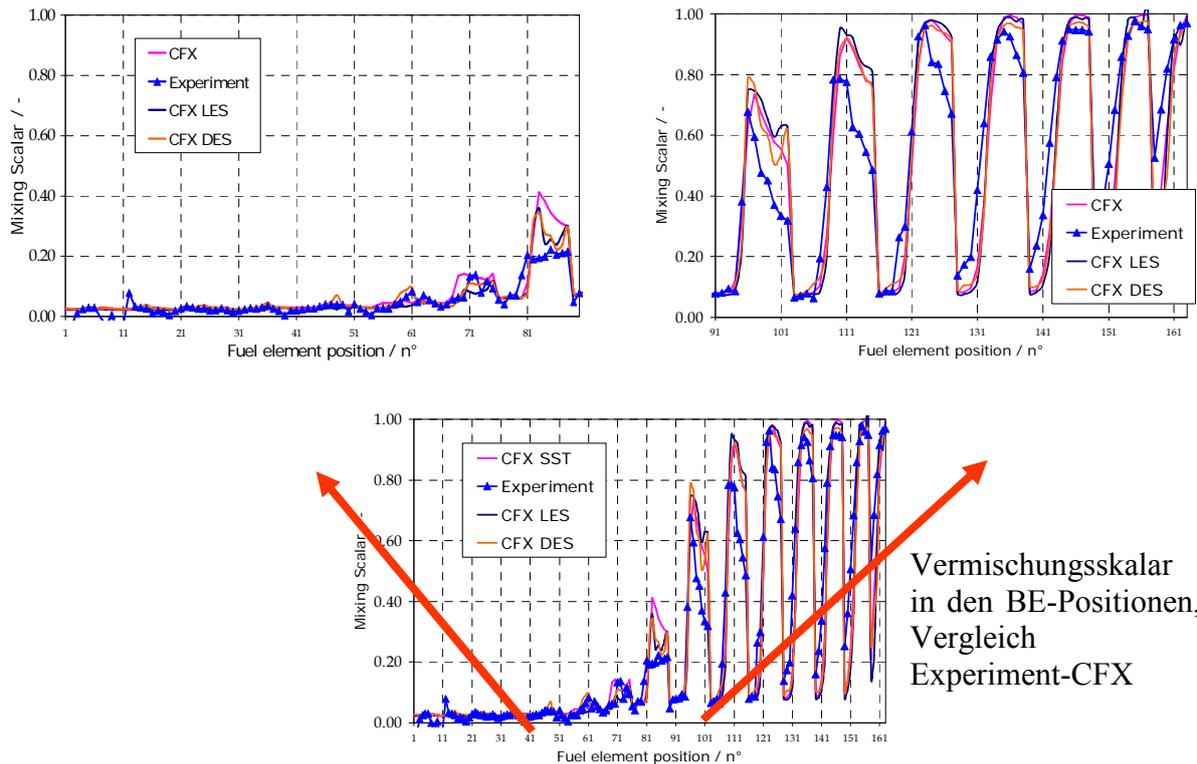


Abb. 4.27: Quantitativer Vergleich des Vermischungsskalars in der CFX-5 Rechnung mit verschiedenen Turbulenzmodellen und im Experiment)

### 4.3 Nutzen/Veröffentlichungen

Der Nutzen des Teilvorhabens A 1.5 „3D Fluidodynamik-Berechnungen“ besteht in Beiträgen zur Validierung von CFD-Codes für Anwendungen in der Reaktorsicherheitsforschung mit Fokussierung auf WWER-Reaktoren, aber auch der Entwicklung und Validierung einfacher Strömungs- und Vermischungsmodelle, die hinreichend genaue Ergebnisse bei praktikablen Rechenzeiten liefern.

Seitens des FZR wurden Messdaten sowie Beschreibungen der Experimente und Versuchsanlagen ROCOM und CCEF verfügbar gemacht. Die an ROCOM und CCEF durchgeführten Experimente betreffen Vermischungsvorgänge innerhalb des Reaktordruckbehälters, aber auch in Stabbündeln (Reaktorkern), die sowohl für Borverdünnungstransienten, aber auch für Frischdampfleckzenarien relevant sind.

Der vereinbarte Austausch von Experimentaldaten mit dem russischen Partner IPPE Obninsk (Bereich Fluidodynamik) fand jedoch nicht statt. Auch wurden von den russischen Partnern IPPE und EREC Elektrogorsk keine Ergebnisse von Nachrechnungen der Rossendorfer Experimente zur Verfügung gestellt. Lediglich EDO „Gidropress“ stellte im Rahmen des EU-Projektes FLOMIX-R Messdaten zur Borvermischung beim Anlaufen der ersten Hauptkühlmittelpumpe, wenn sich ein Pfropfen unborierten Wassers im kalten Strang befindet, zur Verfügung, die im WTZ-Vorhaben nachgerechnet wurden. Das Kurchatov-Institut (KI) Moskau leistete mit der Simulation der Borvermischung (Nachrechnung von ROCOM-Experimenten) mit ATHLET einen konstruktiven Beitrag zum Vorhaben. Für die Versuchsanlage ROCOM wurde eine eindrucksvolle detaillierte ATHLET-Nodalisierung mit vernetzten 1D-Elementen entwickelt. Es wurde die Möglichkeiten und Grenzen einer quasi-1D-Simulation dreidimensionaler Strömungsphänomene demonstriert. Der entsprechende ATHLET-Datensatz wurde vom KI zur Verfügung gestellt.

Auf Grund der mangelhaften Kooperationsbereitschaft einiger russischer Partner in Bezug auf das Teilprojekt „Fluiddynamik“ wurde der Schwerpunkt der Arbeiten auf die Validierung von Vermischungsmodellen im Rahmen des OECD/NEA-Benchmarks V1000CT verlagert. Damit wurden einerseits Beiträge zur Validierung von ANSYS CFX für WWER-Anwendungen geleistet. Andererseits wurde ein einfaches Vermischungsmodell (variables Sektormodell) entwickelt. Anhand von CFD-Rechnungen wurde gezeigt, dass dieses Modell für die Analyse von Frischdampfleckszzenarien, zumindest ohne Abschaltung der Hauptkühlmittelpumpen, eingesetzt werden kann und hinreichend genaue Ergebnisse liefert.

Die entwickelten Modelle und dokumentierten Messdaten stehen für weitere Projekte und im Rahmen von Kooperationsvereinbarungen auch anderen Partnern zur Verfügung. Die ROCOM-Experimente werden z.B. von der Uni Pisa für die CFD-Codevalidierung genutzt. Die CFD-Analysen von Borverdünnungstransienten erhöhten die Kompetenz deutscher Partner (FZR) im Hinblick auf diese Störfallszenarien auch für WWER-Reaktoren. Dieser Kompetenzgewinn wird u.a. für den Know-how-Transfer nach Russland und anderen WWER-Betreiberländern im Rahmen eines TACIS-Projektes und des EU-Projektes COVERS genutzt.

Im Rahmen des Teilprojekts A 1.5 “3D Fluiddynamische Berechnungen” entstanden folgende Publikationen:

Höhne, T.; Bezrukov, Y.; Kabanova, L.

CFD-Simulation of a Boron Dilution Transient During Start-Up of the Coolant Pump in the 1:5 Scaled VVER-1000 Reactor Model

*14th SYMPOSIUM of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, Espoo, Finland, 13-17 September 2004, Proceedings, S.581-593*

Höhne, T.; Bieder, U.; Kolev, N.

CFD-simulation of thermalhydraulic benchmark v1000ct –2

*OECD/DOE/CEA VVER-1000 Coolant Transient Benchmark - Third Workshop, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Garching, Germany, 03.-07.04.2005, Garching, Deutschland*

Höhne, T.

CFD-simulation of coolant transient benchmark v1000ct –1, exercise 3 using results of Dyn3d/Athlet coupled code calculation

*OECD/DOE/CEA VVER-1000 Coolant Transient Benchmark - Third Workshop, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Garching, Germany, 03.-07.04.2005, Garching, Deutschland*

Höhne, T.; Bezrukov, Y.

CFD calculation of a mixing experiment in the VVER-1000 reactor model

*The 4-th International Conference SAFETY ASSURANCE OF NUCLEAR POWER PLANTS WITH WWER, FSUE EDO, 23.-26.05.2005, Podolsk, Russian Federation*

Höhne, T.

CFD-simulation of OECD V1000CT2 with advanced turbulence models

*Annual meeting of Working Group C and G of AER, 22.-23.05.2006, Balatonfüred, Ungarn*

Höhne, T.

CFD-simulation of thermalhydraulic benchmark V1000CT2 - analysis with advanced turbulence models

*V1000CT4 Workshop, OECD/NEA, 24.-29.04.2006, Pisa, Italien*

Kliem, S.; Kozmenkov, Y.; Höhne, T.; Rohde, U.  
Analyses of the V1000CT-1 benchmark with the DYN3D/ATHLET and DYN3D/RELAP  
coupled code systems including a coolant mixing model validated against CFD calculations  
*Progress in Nuclear Energy* 48(2006), 830-848

Höhne, T.  
CFD-simulation of thermal hydraulic benchmark V1000CT-2 using ANSYS CFX, *15th  
International Conference on Nuclear Engineering Nagoya, Japan, April 22-26 2007, ICONE  
15- 10259*

#### 4.4 Literatur

- [4.1] Rohde, U.; Höhne, T.; Kliem, S.; Scheuerer, M.; Hemström, B.; Toppila, T.; Dury, T.; Klepac, J.; Remis, J.; Mühlbauer, P.; Vyskocil, L.; Farkas, I.; Aszodi, A.; Boros, I.; Lycklama a. Nijeholt, J.-A., The European project FLOMIX-R: Fluid mixing and flow distribution in the reactor circuit - Final summary report, *Wissenschaftlich-Technische Berichte / Forschungszentrum Rossendorf; FZR-432 August 2005*
- [4.2] Bezrukov, Yu., Study of Boron Dilution in the WWER-1000 Reactor Model during RCP Start-up, FSUE OKB Gidropress, 392Pr-097, May, 2003
- [4.3] Melikhov, O. I., Melikhov, V. I., Yakush, S. E., Y. A. Bezrukov, Y. A., Logvinov, S. A., 'Analysis of Boron Dilution in VVER-1000 Reactor' Proc. Annual Meeting on Nuclear Technology 2001, 117 – 120, INFORUM GmbH, Bonn, Germany (2001).
- [4.4] ANSYS CFX User Manual. *ANSYS-CFX*. 2005
- [4.5] F. Menter, CFD Best Practice Guidelines for CFD Code Validation for Reactor Safety Applications, ECORA FIKS-CT-2001-00154, 2002
- [4.6] M. Kliem, (2000), 3D flow simulations for a reactor core modelled as porous body using CFX-4.2, Proc. Ann. Meeting on Nucl. Technology 2000, pp. 69-73, INFORUM GmbH, Bonn
- [4.7] R. D. Lonsdale (1984), A simple turbulence model for flow in anisotropic porous media, Internal report, AEA Technology, ND-M-2947(D)
- [4.8] Ivanov B., Ivanov K., Groudev P., Pavlova M. and Hadjev V. 2003. VVER-1000 Coolant Transient Benchmark Volume I: Main Coolant Pump switch on NEA/OECD NEA/NSC/DOC (2002) 6
- [4.9] Kolev N., Milev A., Royer E., Bieder U., Popov D. and Tapalov Ts. 2004. VVER-1000 Coolant Transient Benchmark Volume II: Specifications of the RPV Coolant Mixing Problem NEA/OECD NEA/NSC/DOC (2004)
- [4.10] Topalov Ts., Popov D. 2004. Overview of the mixing tests, performed on WWER-1000, NPP Kozloduy. Paper presented at V1000-CT 2<sup>nd</sup> Workshop of OECD/DOE/CEA VVER-1000 Coolant Transient Benchmark, Sofia, 5-6 April 2004

- [4.11] Bieder, U., Gauthier Fauchet, Sylvie Bétin, Nikola Kolev, Dimitar Popov, SIMULATION OF MIXING EFFECTS IN A VVER-1000 REACTOR, The 11th Int. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11) Popes' Palace Conference Center, Avignon, France, October 2-6, 2005. Paper: 201

#### **4.5 Zusammenfassung**

Die Validierung von 3D Fluidodynamikprogrammen (CFD-Codes) für die Berechnung der Kühlmittelvermischung innerhalb des RDB und im Reaktorkern zur Bestimmung von Randbedingungen für RIA-Analysen und Deborierungsstörfälle war Gegenstand der in Kapitel 4 beschriebenen Untersuchungen.

Zur Validierung von numerischen Strömungsberechnungscodes wurden Experimente an der ROCOM-Anlage sowie am 1:5 skalierten WWER-1000-Modell von EDO Gidropress herangezogen. Durch FZR und EDO Gidropress wurden ausgewählte Experimente dokumentiert und für Nachrechnungen bereitgestellt. Die Nachrechnungen wurden im FZR mit dem Code CFX von beiden Partnern durchgeführt. Die Übereinstimmung mit dem Experiment konnte gegenüber früheren Rechnungen des russischen Partners wesentlich verbessert werden. Dies ist zum großen Teil auf die deutlich verfeinerte geometrische Modellierung zurückzuführen.

Zusätzlich wurden im Kurchatov-Institut Moskau ROCOM-Vermischungsexperimente mit dem Thermohydraulik-Systemcode ATHLET simuliert. Dafür wurde eine neuartige Nodalisierungstechnologie entwickelt, die eine weitestgehend automatisierte Erstellung aufwändiger Eingabedatensätze mit Vernetzung der 1D ATHLET- Elemente ermöglicht. Die Nachrechnungen der quasistationären ROCOM-Vermischungsexperimente mit laufenden Pumpen mit ATHLET zeigen eine gute qualitative Übereinstimmung mit dem Experiment und CFD-Rechnungen des FZR. Keine gute Übereinstimmung ergibt sich dagegen für den Fall der anlaufenden Schleife. Die Möglichkeiten und Grenzen dieser quasi-3D-Modellierung wurden aufgezeigt.

Am Versuchsstand CCEF (FZR) zur Untersuchung der Querströmung in Stabbündeln wurden detaillierte LDA-Messungen von Geschwindigkeitsfeldern im schräg angeströmten Bündel durchgeführt und mit Hilfe des CFD-Codes CFX-4 nachgerechnet. Die Messdaten werden ebenfalls für die Validierung der russischen CFD-Codes bereitgestellt.

CFD-Rechnungen zur Kühlmittelvermischung bei einem angenommenen Frischdampfleck in einer WWER-1000-Reaktoranlage wurden im Rahmen der Phase II des OECD-Benchmarks V1000CT mit dem Ziel durchgeführt, die gemessene Temperaturverteilung am Kerneintritt nachzurechnen. Die Maximalwerte der relativen Temperaturerhöhung (Vermischungsskalar) gegenüber den Schleifendaten betrug 97.7 % im Experiment und 97.3 % in der Rechnung und zeigten damit eine gute Übereinstimmung der Rechnung mit den Messwerten. Es wurde ein einfaches, empirisches Sektormodell für die Vermischung von Kühlmittelströmen aus den kalten Strängen von Primärkreisschleifen mit laufenden Pumpen entwickelt, anhand von CFD-Rechnungen validiert und für die Simulation eines Frischdampfleck-Szenariums mit dem gekoppelten Codesystem DYN3D-ATHLET eingesetzt.

Die entwickelten Modelle und dokumentierten Messdaten stehen für weitere Projekte und im Rahmen von Kooperationsvereinbarungen auch anderen Partnern zur Verfügung. Die CFD-Analysen von Borverdünnungstransienten erhöhten die Kompetenz deutscher Partner (FZD) im Hinblick auf diese Störfallszenarien auch für WWER-Reaktoren. Dieser Kompetenzgewinn wird u.a. für den Know-how-Transfer nach Russland und anderen WWER-Betreiberländern im Rahmen eines schon laufenden EU-TACIS-Projektes und des EU-Projektes COVERS genutzt.

## 5. Strahlenversprödung von WWER-Druckbehältern

### 5.1 Einleitung

Die Bestrahlung des Reaktordruckbehälterstahles (RDBs) mit schnellen Neutronen führt zu dynamischen Störungen und Umbauten der regelmäßigen Atomanordnung im Kristallaufbau des Metallgitters. Dieser Prozess ist verbunden mit der Erzeugung von charakteristischen Gitterdefekten, die sich sowohl auf die Mikrostruktur als auch auf die makroskopischen Eigenschaften auswirken. Die bestrahlungsbedingten Gefügemodifikationen entwickeln sich dabei in sehr komplexen, mehrstufigen Prozessen, in deren Ergebnis ein vielfältiges Spektrum von bestrahlungsbedingten Strukturveränderungen entsteht. Es können neben RDB-Stahl-typischen Phasen, wie Karbiden und Phosphiden, diffus strukturierte Fremdatom-Anreicherungen, wie z.B. Cu-reiche oder Mn-Ni-reiche Komplexe, gebildet werden. Auch größere Leerstellencluster (Nanovoids) sind möglich.

Die entscheidenden Parameter für die Bewertung der Gefügemodifikationen durch Bestrahlung sind Typ, Größe und Anzahl der sich bildenden Gefügebestandteile. Typische bestrahlungsbedingte Defekte sind nur wenige Nanometer groß und nicht scharf strukturiert. Ihre Größe bleibt nahezu unabhängig von der Neutronenexposition, während ihre Anzahldichte zunimmt. Prinzipiell lassen sich zwei Hauptformen von bestrahlungsbedingten Strukturerscheinungen unterscheiden:

- Ausscheidungen und ausscheidungsähnliche Defekte,
- Matrixdefekte.

Als Strahlendefekt des Ausscheidungstyps waren frühzeitig Cu-Ausscheidungen postuliert worden. In RDB-Stählen, deren Cu-Gehalt üblicherweise kleiner als 0.4 Masse-% ist, werden jedoch keine Cu-Ausscheidungen gefunden. Es lassen sich aber Cu-reiche Defekte, die von einer bestrahlungsbedingten Verringerung des Cu-Gehaltes in der Fe-Matrix begleitet werden, nachweisen [5.1-5.3]. Diese Defekte enthalten auch Mn, Ni, Si und Fe [5.4-5.6]. Matrixdefekte sind Versetzungsringe, leerstellenreiche Komplexe und Nanovoids [5.7, 5.8]. Die Übergänge zu den verschiedenen Typen der strahlenbedingten Gefügemodifikationen sind fließend. Als Grenzfälle der auftretenden Strukturen sind die Cu-reichen Ausscheidungen in den stärker Cu-haltigen RDB-Stählen (> 0.2 Masse-%) auf der einen Seite und Leerstellencluster (Nanovoids) in sehr reinen Fe-Basislegierungen auf der anderen Seite zu betrachten. Abweichend von diesen Erscheinungen tritt eine weitere strahlenbedingte Gefügemodifizierung auf – die Segregation von Fremdatomen an Korngrenzen oder Phasengrenzflächen. Insbesondere Phosphor wird als ein zur Segregation neigendes Element betrachtet.

Die strukturanalytischen Untersuchungen im Rahmen dieses Projektes waren auf die Methode der Neutronen-Kleinwinkelstreuung (SANS, Small-angle neutron scattering) ausgerichtet. Dabei handelt es sich um ein über makroskopische Volumina integrierendes Verfahren, mit dem bestrahlungsinduzierte Gefügeänderungen nachweisbar sind. Grundsätzlich ist es möglich, eine statistisch abgesicherte Größenverteilung der nanometerskaligen Strahlendefekte zu bestimmen. Neben der Untersuchung von neutronenbestrahlten Werkstoffen lassen sich nützliche Hinweise zur Art der Bestrahlungsdefekte aus ihrer thermischen Stabilität ziehen. Deshalb waren Strukturuntersuchungen nach Ausheilglühungen ein weiteres Anliegen der Arbeit.

Infolge der bestrahlungsbedingten mikrostrukturellen Veränderungen kommt es im RDB-Stahl zu Eigenschaftsänderungen, die sich vorzugsweise in einer Zunahme der Festigkeits-

parameter, wie Härte, Streckgrenze, Zugfestigkeit, und einer Abnahme der Zähigkeitsparameter, hier vor allem die Verschiebung der Sprödbruchübergangstemperatur zu höheren Temperaturen, manifestieren und insgesamt eine Verschlechterung des mechanischen Verhaltens des Druckbehälters bedeuten. Die o.g. Änderungen der mechanischen Eigenschaften korrelieren zwar mit der Strahlenbelastung, sind aber nicht immer monotone Funktionen der Strahlenbelastung. Es werden auch Inkubation, Sättigung oder sogar Reaktivierung festgestellt. Zudem reagieren die verschiedenen mechanischen Eigenschaften nicht stets synchron auf die Strahlenbelastung. Offensichtlich sind der Stahltyp und dessen chemische Zusammensetzung oder die metallurgische Vorbehandlung von wesentlichem Einfluss. Nicht zuletzt spielt die Bestrahlungstemperatur eine wichtige Rolle.

Für ein besseres Verständnis des Werkstoffverhaltens nach Neutronenbestrahlung und letztendlich für die Vorhersage einer zu erwartenden bestrahlungsbedingten Materialalterung bei fortschreitender Strahlenbelastung werden Korrelationen zwischen den bestrahlungsbedingten Gefügeveränderungen und Eigenschaftsänderungen aufgezeigt.

## **5.2 Experimentelles**

### **5.2.1 Untersuchte Werkstoffe**

#### **5.2.1.1 Werkstoffcharakteristik**

Im Rahmen des Projektes waren mikrostrukturelle Untersuchungen an Eisenbasis-Modelllegierungen mit unterschiedlichen Gehalten an Cu, P, Ni, aber auch Si und Mn vorgesehen, welche in Russland hergestellt und auf Surveillance-Positionen von russischen Kernreaktoren des Typs WWER-440 bestrahlt wurden. Trotz mehrfacher Bemühungen seitens des FZR war es im Vorhabenszeitraum nicht möglich, das bestrahlte Probenmaterial vom Kooperationspartner CRISM Prometey (St. Petersburg) für die vorgesehenen Untersuchungen zu erhalten. Die russische Seite sah sich aus formalen Gründen (Zoll und Strahlenschutzgenehmigungen) nicht in der Lage, die Proben zu liefern, obwohl die Voraussetzungen im FZR gegeben waren. Die bereits beantragten und genehmigten Messzeiten an SANS-Anlagen wurden für die Untersuchungen an IAEA-Modelllegierungen (RDB-Stähle des Typs A533B-1) mit variierten Phosphor- und Kupfergehalten genutzt (Bezeichnung JPA, JPB, JPC und JWQ). Bei JPA sind beide Elemente erhöht, bei JPB nur der P-Gehalt, wohingegen bei JPC Cu- und P-Gehalt minimal sind. Die Schweiße JWQ hat einen geringeren C-Gehalt, etwas erhöhten Ni-Gehalt und bezüglich der Elemente Cu und P eine ähnliche Zusammensetzung wie JPA. Der RDB-Stahl JRQ (mittlerer Cu-Gehalt mit 0.15 Masse-%) und der WWER-440 Grundwerkstoff KAB (erhöhter Cu-Gehalt, siehe Tabelle 5.1) waren bereits Untersuchungsgegenstand in einem vorangegangenen Vorhaben (Förderkennzeichen 150 1012) und zeigten eine hohe Strahlenanfälligkeit in Bezug auf die Bildung von Strahlendefekten. Unterschiedliche Wärmebehandlungen der bestrahlten Zustände dieser Werkstoffe dienten nun zur Untersuchung der Auflösungskinetik der Strahlendefekte. Die chemische Zusammensetzung aller Werkstoffe ist in Tabelle 5.1 zusammengefasst.

#### **5.2.1.2 Bestrahlungsbedingungen**

Kleinzugproben und Charpy-Proben von den o.g. Werkstoffen wurden im WWER-2 des KKW Rheinsberg jeweils mit bis zu 3 verschiedenen Neutronenfluenzen bestrahlt. Die Bestrahlungstemperatur war 255 °C. Bei Neutronenflussdichten  $\phi$  von etwa 3.1 und  $5.5 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$  und einer Bestrahlungszeit von 297 Tagen wurden die Proben mit einer Neutronenfluenz  $\Phi$  von etwa 80 und  $140 \times 10^{18} \text{ cm}^{-2}$  ( $E_n > 0.5 \text{ MeV}$ ) exponiert. Die dritte Bestrahlung bei niedriger Neutronenflussdichte ( $\phi = 0.15 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ) führte bei 788

effektiven Bestrahlungstagen zu einer Neutronenfluenz von etwa  $10 \times 10^{18} \text{ cm}^{-2}$ . Die individuellen Neutronenfluenzen der untersuchten Werkstoffe sind der Tabelle 5.2 zu entnehmen.

*Tabelle 5.1: Chemische Zusammensetzung der untersuchten Werkstoffe (Zahlenangaben in Masse-%, Rest Fe).*

Material	Kürzel	C	Si	Mn	Ni	Cr	Mo	V	S	Cu	P
WWER-440	KAB	0.14	0.24	0.55	0.24	2.6	0.62	0.27	0.013	0.22	0.011
A533B-1	JRQ	0.21	0.24	1.30	0.73	0.13	0.50	0.008	0.005	0.14	0.017
	JPA	0.18	0.26	1.33	0.73	0.16	0.55	0.006	0.004	0.29	0.020
	JPB	0.20	0.24	1.30	0.74	0.17	0.57	0.009	0.004	0.03	0.020
	JPC	0.19	0.24	1.32	0.73	0.16	0.55	0.006	0.004	0.03	0.005
Schweißgut	JWQ	0.09	0.30	1.29	1.09	0.04	0.47	0.002	0.005	0.26	0.026

*Tabelle 5.2: Härte (HV10), Streckgrenze ( $R_{p0.2}$ ) und Sprödbruchübergangstemperatur ( $T_{T(48J)}$ ) der untersuchten Werkstoffe im unbestrahlten Referenzzustand, nach Neutronenbestrahlung und nach Wärmebehandlung.*

Werkstoff	Fluenz	Flussdichte	Glühtemp./ °C	HV10	$R_{p0.2}$ / MPa	$T_{T(48J)}$ / °C
KAB	0	-	-	210	505	-43
	143	5.5	bestrahlt	284	739	
	143	5.5	350	275		
	143	5.5	375	264		
	143	5.5	400	251		
	143	5.5	425	248		
	143	5.5	450	237		
	143	5.5	475	228		
JRQ	0	-	-	204	488	-9
	139	5.4	bestrahlt	307	843	212
	139	5.4	350	316		
	139	5.4	375	297		
	139	5.4	400	291		
	139	5.4	425	267		
	139	5.4	450	228		
	139	5.4	475	219		
JPA	0	-	-	222	523	-65
	10	0.15	bestrahlt	309	801	
	80	3.1	bestrahlt	335	877	167
	143	5.5	bestrahlt	343	967	
	80	3.1	350	316		
	80	3.1	400	297		
	80	3.1	425	272		
	80	3.1	475	249		
JPB	0	-	-	226	511	-62
	78.9	3.1	bestrahlt	265	637	8
	143	5.5	bestrahlt	287	734	
JPC	0	-	-	209	496	-48
	76.1	3.0	bestrahlt	245	590	-19
	143	5.5	bestrahlt	270	626	
JWQ	0	-	-	217	546	-45
	80	3.1	bestrahlt	335	946	266

Fluenz in  $10^{18} \text{ cm}^{-2}$ , Flussdichte in  $10^{12} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ , Wärmebehandlung über jeweils 10 h.

### 5.2.1.3 Wärmebehandlungen

Nach Bestrahlung mit einer Fluenz von  $140 \times 10^{18} \text{ cm}^{-2}$  wurden die Werkstoffe KAB und JRQ bei Temperaturen im Bereich von  $350 \text{ }^\circ\text{C}$  bis  $475 \text{ }^\circ\text{C}$  über jeweils 10 h unter Schutzgasatmosphäre gegläht. Für das Material JPA erfolgte eine derartige Wärmebehandlung am Bestrahlungszustand mit  $\Phi = 80 \times 10^{18} \text{ cm}^{-2}$ . Alle Glühtemperaturen sind in Tabelle 5.2 enthalten.

### 5.2.1.4 Datenbasis der mechanischen Materialeigenschaften

Zur Ermittlung von Festigkeits- und Zähigkeitseigenschaften der unbestrahlten, bestrahlten und wärmebehandelten Materialien wurden Härteprüfungen, Zugversuche und Kerbschlagbiegeversuche durchgeführt. Die Härte hat sich als versuchstechnisch leicht zugänglicher Indikator der Strahlenhärtung bewährt. Die Messungen erfolgten an etwa 1 mm dicken Scheiben, die mit einer Trennschneideinrichtung von halben Kerbschlagbiegeproben in ausreichender Entfernung ( $> 8 \text{ mm}$ ) von der Bruchfläche abgetrennt worden waren. Die Scheiben für die Härtemessung waren teils identisch mit, teils unmittelbar benachbart den Proben-scheiben für die SANS-Experimente. In Tabelle 5.2 sind ausgewählte mechanische Materialkennwerte gemeinsam mit den Bestrahlungsbedingungen zusammengefasst.

## 5.2.2 Neutronen-Kleinwinkelstreuexperimente

Um für das Untersuchungsprogramm ausreichend Neutronenmesszeit zu haben, wurden für folgende SANS-Anlagen an Europäischen Forschungszentren Vorschläge für wissenschaftliche Experimente („Proposals“) eingereicht:

- Instrument D11 am Institut Laue-Langevin (ILL Grenoble), Frankreich, [<http://www.ill.fr>],
- Instrument V4 am Berliner Neutronenstreuzentrum (BENSZ) des Hahn-Meitner Instituts (HMI Berlin), [<http://www.hmi.de>] und
- Instrument PAXE am Laboratoire Léon Brillouin (LLB Saclay), Frankreich [<http://www-llb.cea.fr>].

Eine umfassende Beschreibung der Messdaten-Behandlung bei einem SANS-Experiment enthält die Publikation [5.9]. Mit Hilfe einer Referenzprobe, die an allen drei Einrichtungen gemessen wurde, konnten mögliche Abweichungen bei der Absolutkalibrierung der Streuintensitäten zwischen den verschiedenen SANS-Anlagen überprüft und gegebenenfalls korrigiert werden.

Um magnetische und nukleare SANS-Intensitätsbeiträge (Indizes: mag, nuc) voneinander trennen zu können, wurden die etwa 1 mm dicken Proben während der Messung einem Sättigungsmagnetfeld senkrecht zur Richtung des einfallenden Neutronenstrahls ausgesetzt. Aus der gestreuten Intensität, dem kohärenten makroskopischen Streuwirkungsquerschnitt pro Raumwinkelelement,

$$\frac{d\Sigma}{d\Omega}(\vec{Q}) = \frac{1}{V_G} \left| \int_{V_G} \Delta\eta(\vec{r}) e^{-i\vec{Q}\vec{r}} d^3\vec{r} \right|^2 = \int c_R \Delta\eta^2 V S_K dR, \quad (5.1)$$

konnte nach Fouriertransformation, die auf den Volumenanteil bezogene Größenverteilung der Streuzentren  $c_R$  berechnet werden. In Gl. (5.1) ist  $\vec{Q}$  der Streuvektor,  $V_G$  das Gesamtvolumen der durchstrahlten Probe,  $\Delta\eta(\vec{r})$  die Abweichung von der mittleren Streulängendichte des Materials am Ort  $\vec{r}$ ,  $V$  das Volumen eines einzelnen Streuers mit dem Radius  $R$  und  $S_K$  die Einteilchenstreuungsfunktion, der sogenannte Formfaktor des Streuers. Die Integration über alle Größen  $R$  liefert den Volumenanteil  $c$ .

Informationen zum Streukontrast  $\Delta\eta^2$  sind notwendig, um Volumenanteil bzw. Anzahl der Cluster berechnen zu können. Ausgehend vom bekannten ferromagnetischen Verhalten der Grundsubstanz wurde angenommen, dass die Cluster kein magnetisches Moment besitzen. Damit lässt sich aus dem magnetischen SANS-Wirkungsquerschnitt direkt der Volumenanteil der Cluster bestimmen. Mit Hilfe des  $A$ -Verhältnisses

$$A = \frac{\frac{d\Sigma}{d\Omega_{\perp}}}{\frac{d\Sigma}{d\Omega_{\parallel}}} = \frac{\frac{d\Sigma}{d\Omega_{\text{mag}}}}{\frac{d\Sigma}{d\Omega_{\text{nuc}}}} + 1, \quad (5.2)$$

der Streuintensität senkrecht und parallel zur Magnetisierungsrichtung der Probe, können zusätzlich Aussagen über die chemische Zusammensetzung gewonnen werden.

Eine ausführliche Beschreibung der angewandten Mess- und Auswertemethoden ist in der Dissertation [5.10] enthalten, die im Rahmen dieses Projektes entstand.

### 5.3 Ergebnisse

Die gemessenen kohärenten Streuwirkungsquerschnitte in Abhängigkeit vom Streuvektor  $Q$  sind für den Bestrahlungszustand mit einer Neutronenfluenz  $\Phi = 80 \times 10^{18} \text{ cm}^{-2}$  sowie dem unbestrahlten Referenzzustand der drei Modelllegierungen vom Stahltyp A533B-1, Kurzbezeichnungen JPA, JPB, JPC und der Schweiße JWQ in Abb. 5.1 dargestellt.

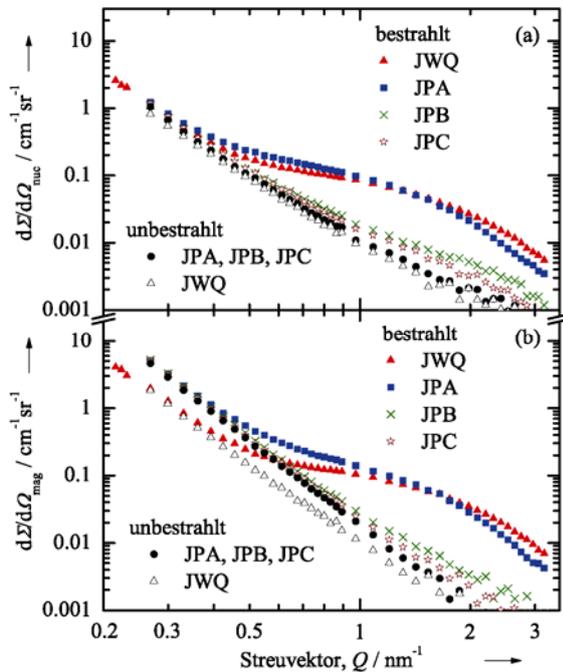


Abb. 5.1: Kohärente nukleare (a) und magnetische (b) Streuwirkungsquerschnitte der Modelllegierungen vom Typ A533B-1 im unbestrahlten Referenzzustand und im bestrahlten Zustand mit  $\Phi = 80 \times 10^{18} \text{ cm}^{-2}$ .

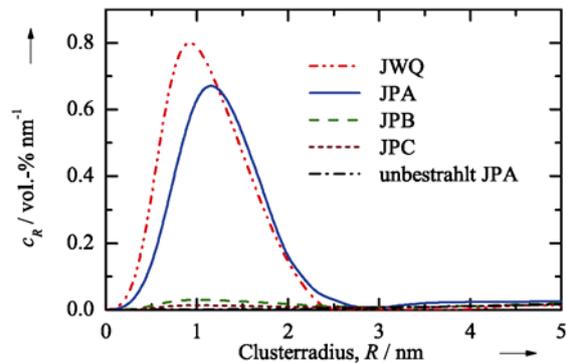


Abb. 5.2: Größenverteilung von Streuzentren berechnet aus den Streukurvenverläufen der Abb. 5.1(b).

Die Streuwirkungsquerschnitte sind erhöht ab Streuvektoren mit  $Q > 0.5 \text{ nm}^{-1}$  für den bestrahlten Zustand. Dies trifft sowohl für den nuklearen als auch für den magnetischen Streubeitrag zu (Abb. 5.1 (a) und (b)). Während dieser Effekt für die Cu-reichen Materialien (JPA, JWQ) sehr ausgeprägt ist, weisen die Cu-armen Materialien (JPB, JPC) nur geringe Unterschiede zum unbestrahlten Referenzzustand auf. Die Streuintensität des unbestrahlten Referenzzustandes der Schweiße JWQ ist im gesamten Streuvektorbereich geringer als die Intensität der Grundwerkstoffe (Abb. 5.1(b)). Grund hierfür ist der geringere Gehalt an Kohlenstoff und damit an Karbiden, die einen wesentlichen Anteil der Untergrundstreuintensität liefern. Abb. 5.2 zeigt die aus den gemessenen SANS-Verläufen berechneten Größenverteilungen an Streuzentren. Durch die Bestrahlung haben sich Cluster gebildet, deren Radius bis zu einer Größe von etwa 2.5 nm reicht. Ihr mittlerer Radius liegt bei etwa 1 nm. Die Schweiße weist den größten Anteil an Strahlendefekten auf. Das Maximum in ihrer Größenverteilung liegt bei einem Clusterradius von 0.90 nm. Für JPA beträgt diese Größe 1.16 nm. Volumenanteil, Peakradius (Lage des Maximums der Größenverteilung von bestrahlungsinduzierten Clustern) und  $A$ -Verhältnis sind in Tabelle 5.3 für alle untersuchten Werkstoffe zusammengefasst.

*Tabelle 5.3: Volumenanteil  $c$ , Peakradius  $R_p$  und  $A$ -Verhältnis bestrahlungsinduzierten Cluster sowie ihre Parameter nach verschiedenen Wärmebehandlungen.*

Werkstoff	Fluenz	Glühtemp./ °C	$c$ / vol.- %	$R_p$ / nm	$A$ -Verhältnis
KAB	143	bestrahlt	$0.27 \pm 0.01$	$1.00 \pm 0.05$	$2.9 \pm 0.1$
	143	350	$0.24 \pm 0.01$	$1.17 \pm 0.05$	$3.0 \pm 0.1$
	143	375	$0.23 \pm 0.01$	$1.17 \pm 0.05$	$3.9 \pm 0.1$
	143	400	$0.18 \pm 0.01$	$1.20 \pm 0.05$	$4.7 \pm 0.1$
	143	425	$0.18 \pm 0.01$	$1.20 \pm 0.05$	$4.7 \pm 0.1$
	143	450	$0.17 \pm 0.01$	$1.20 \pm 0.05$	$6.1 \pm 0.1$
	143	475	$0.14 \pm 0.01$	$1.45 \pm 0.05$	$5.5 \pm 0.5$
JRQ	139	bestrahlt	$0.50 \pm 0.02$	$1.04 \pm 0.05$	$2.6 \pm 0.2$
	139	350	$0.48 \pm 0.02$	$1.08 \pm 0.05$	$2.4 \pm 0.2$
	139	375	$0.46 \pm 0.02$	$1.08 \pm 0.05$	$2.4 \pm 0.2$
	139	400	$0.39 \pm 0.02$	$1.10 \pm 0.05$	$2.4 \pm 0.2$
	139	425	$0.29 \pm 0.02$	$1.10 \pm 0.05$	$2.2 \pm 0.2$
	139	450	$0.06 \pm 0.01$	$1.06 \pm 0.05$	$2.0 \pm 0.2$
	139	475	$0.02 \pm 0.01$	$1.1 \pm 0.1$	$2.0 \pm 0.2$
JPA	10	bestrahlt	$0.62 \pm 0.03$	$1.04 \pm 0.05$	$2.7 \pm 0.2$
	80	bestrahlt	$0.75 \pm 0.03$	$1.16 \pm 0.05$	$2.5 \pm 0.1$
	143	bestrahlt	$0.83 \pm 0.04$	$1.10 \pm 0.05$	$2.7 \pm 0.2$
	80	350	$0.73 \pm 0.03$	$1.08 \pm 0.05$	$2.5 \pm 0.1$
	80	400	$0.64 \pm 0.03$	$1.10 \pm 0.05$	$2.5 \pm 0.1$
	80	425	$0.57 \pm 0.02$	$1.14 \pm 0.05$	$2.5 \pm 0.1$
	80	475	$0.24 \pm 0.02$	$1.25 \pm 0.1$	$4.0 \pm 0.2$
JPB	78.9	bestrahlt	$0.04 \pm 0.01$	$1.0 \pm 0.1$	$1.7 \pm 0.1$
	143	bestrahlt	$0.21 \pm 0.01$	$1.0 \pm 0.05$	$2.5 \pm 0.1$
JPC	76.1	bestrahlt	$0.02 \pm 0.01$	$1.0 \pm 0.1$	$1.6 \pm 0.1$
	143	bestrahlt	$0.20 \pm 0.01$	$1.0 \pm 0.05$	$2.4 \pm 0.1$
JWQ	80	bestrahlt	$0.86 \pm 0.03$	$0.90 \pm 0.05$	$2.4 \pm 0.1$

Isotherme Ausheilbehandlungen bei 350 bis 475 °C über einen Zeitraum von jeweils 10 h erfolgten an den Werkstoffen JRQ, JPA und KAB nach deren Bestrahlung mit  $\Phi = 80 \times 10^{18} \text{ cm}^{-2}$  bzw.  $140 \times 10^{18} \text{ cm}^{-2}$ . Die gemessenen SANS-Kurven (magnetischer Streubeitrag) und die daraus berechneten Größenverteilungen an Clustern sind in den Abb. 5.3 bis 5.8 dargestellt.

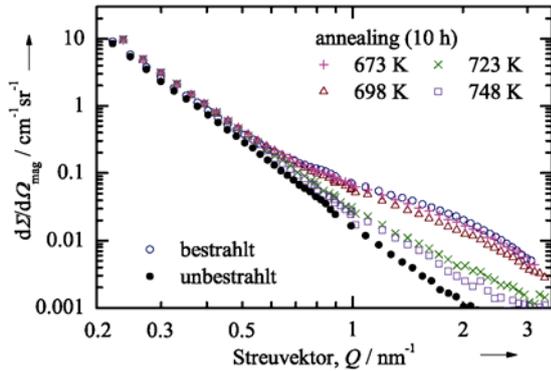


Abb. 5.3: Magnetische Streuwirkungsquerschnitte des Werkstoffs JRQ nach Bestrahlung und nach anschließenden Wärmebehandlungen.

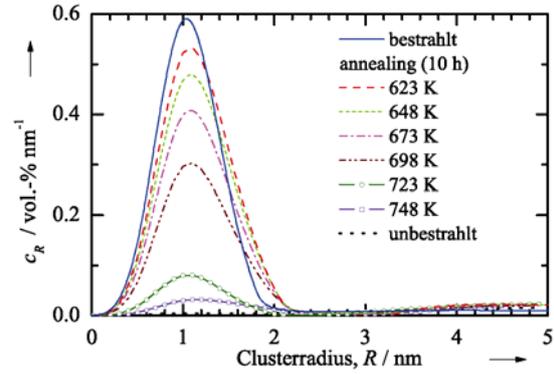


Abb. 5.4: Größenverteilung von Streuzentren im Werkstoff JRQ nach Bestrahlung und nach anschließenden Wärmebehandlungen.

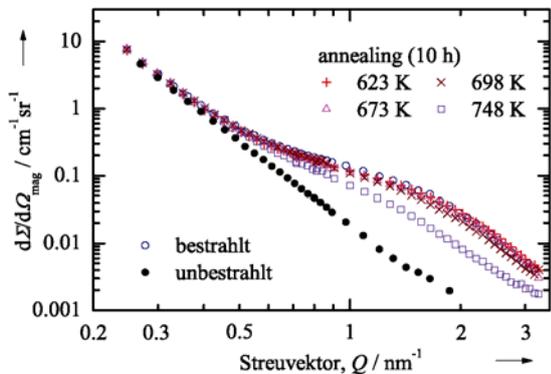


Abb. 5.5: Magnetische Streuwirkungsquerschnitte des Werkstoffs JPA nach Bestrahlung und nach anschließenden Wärmebehandlungen.

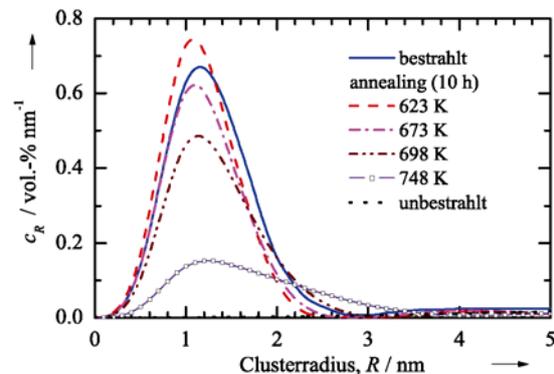


Abb. 5.6: Größenverteilung von Streuzentren im Werkstoff JPA nach Bestrahlung und nach anschließenden Wärmebehandlungen.

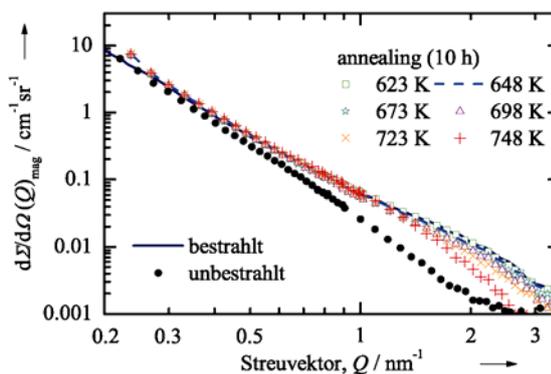


Abb. 5.7: Magnetische Streuwirkungsquerschnitte des Werkstoffs KAB nach Bestrahlung und nach anschließenden Wärmebehandlungen.

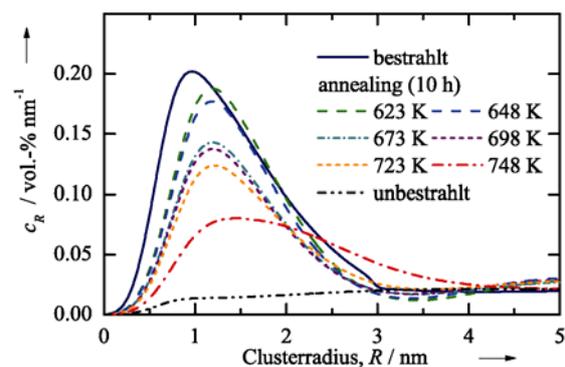


Abb. 5.8: Größenverteilung von Streuzentren im Werkstoff KAB nach Bestrahlung und nach anschließenden Wärmebehandlungen.

Die bestimmten mikrostrukturellen Parameter enthält die Tabelle 5.3. Wie die Abb. 5.4 und die Tabelle 5.3 für den Werkstoff JRQ zeigen, nimmt der Volumenanteil an Clustern mit zunehmender Wärmebehandlungstemperatur ab. Dabei bleibt der Radius der Cluster annähernd unverändert. Nach 475 °C Wärmebehandlung (Annealing) sind die bestrahlungs-

induzierten Cluster nahezu vollständig verschwunden. Die Werkstoffe JPA und KAB (Abb. 5.6 und 5.8) zeigen zunächst ein ähnliches Verhalten wie JRQ, denn der Anteil an bestrahlungsinduzierten Clustern sinkt mit zunehmender Wärmebehandlungstemperatur. Nach 475 °C Wärmebehandlung wurde in beiden Werkstoffen jedoch noch ein beträchtlicher Anteil (etwa 30 % in JPA und 50 % in KAB relativ zum bestrahlten Zustand, s. Abb. 5.6 und 5.8 sowie Tabelle 5.3) an Clustern nachgewiesen. Die Größenverteilung dieser verbliebenen Cluster ist etwas breiter und ihre Zusammensetzung hat sich im Vergleich zu der des Bestrahlungszustandes deutlich geändert (unterschiedliche A-Verhältnisse, s. Tabelle 5.3).

## 5.4 Diskussion

### 5.4.1 Einflussfaktoren auf das Bestrahlungsverhalten

#### 5.4.1.1 Neutronenfluenz

Bei allen untersuchten Werkstoffen wurde mit wachsender Neutronenfluenz eine Zunahme des Volumenanteils an bestrahlungsinduzierten Clustern nachgewiesen, wobei sich ihre Größe nicht oder nur geringfügig ändert. Die Zunahme ist, wie in Abb. 5.9 dargestellt, stark materialabhängig. Es lassen sich prinzipiell zwei Arten der Fluenzabhängigkeit unterscheiden. Zum einen tritt ein steiler Anstieg mit anschließender Sättigung auf. Der Werkstoff KAB entspricht diesem Verhalten näherungsweise. Dies lässt sich mit der Bildung von Cu-reichen Clustern in Verbindung bringen. Im anderen Extrem wird ein geringer aber stetiger Zuwachs an bestrahlungsinduzierten Clustern beobachtet (wie bei den Werkstoffen JPB und JPC), was auf Matrixdefekte hindeutet. Es sind auch Mischformen beider Fälle möglich, wie das Verhalten der Werkstoffe JPA und JRQ zeigt. In diesem Falle ist von der Bildung beider Defektarten auszugehen.

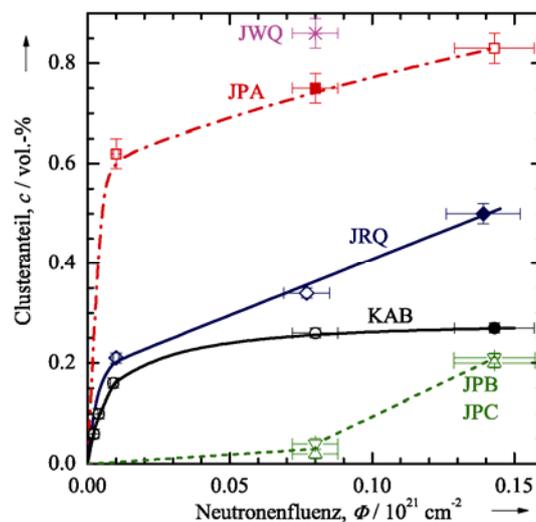


Abb. 5.9: Volumenanteil bestrahlungsinduzierter Cluster in Abhängigkeit von der Neutronenfluenz. Die vollen Symbole kennzeichnen den Bestrahlungszustand, der für die Wärmebehandlungen ausgewählt wurde.

### 5.4.1.2 Chemische Zusammensetzung und Gefüge

Der Cu-Gehalt der Werkstoffe beeinflusst die Bildung bestrahlungsinduzierter Cluster am stärksten. Diese bekannte Tatsache lässt ein Ranking gemäß JPB und JPC → JRQ → KAB → JPA und JWQ erwarten. Der Werkstoff KAB fällt jedoch aus dieser Reihenfolge heraus, was auf den deutlich niedrigeren Ni-Gehalt zurückzuführen ist. Die Schweiße JWQ weist trotz etwas geringerem Cu-Gehalt gegenüber JPA einen höheren Anteil an bestrahlungsinduzierten Clustern auf. Ursachen hierfür liegen im nochmals erhöhten Ni-Gehalt der Schweiße und ihrem gegenüber dem Grundwerkstoff stark abweichenden Gefüge (geringerer Karbidanteil).

Der P-Gehalt hat hingegen keinen Einfluss auf die Bildung bestrahlungsinduzierter Cluster. Die Werkstoffe JPB und JPC unterscheiden sich bezüglich dieses Elements um das Vierfache, weisen aber vergleichbare Volumenanteile an Clustern auf. Für bekanntermaßen auftretende Anreicherungen von Phosphor an Korngrenzen ist die Neutronen-Kleinwinkelstreuung nicht empfindlich.

### 5.4.2 Ausheilverhalten

Das auffälligste Ergebnis einer der Neutronenbestrahlung nachgelagerten isochronen thermischen Ausheilbehandlung ist die Abnahme des Volumenanteils der bestrahlungsinduzierten Cluster mit steigender Ausheiltemperatur bei gleichbleibender Form der Clustergrößenverteilung. Diese Beobachtung kann nur als Auflösung von Clustern interpretiert werden, wobei die für ein Einzelcluster erforderliche Auflösungszeit viel kleiner ist als die Dauer der Ausheilbehandlung von 10 Stunden. Andernfalls würde sich eine Veränderung der Form der Clustergrößenverteilung mit abnehmendem mittleren Clusterradius ergeben. Im Falle des RDB-Stahls JRQ wird bei der höchsten Ausheiltemperatur von 475 °C die nahezu vollständige Auflösung aller Cluster beobachtet. Für KAB und JPA tritt dagegen keine vollständige Auflösung auf, sondern es verbleibt ein Rest. Dieser Unterschied kann nur mit der chemischen Zusammensetzung erklärt werden, speziell mit den unterschiedlichen Cu-Gehalten.

Der bezogene Anteil der aufgelösten Cluster ist in Abb. 5.10 und 5.11 als Funktion der inversen absoluten Ausheiltemperatur aufgetragen. Diese sogenannte Arrhenius-Darstellung ermöglicht unter bestimmten Voraussetzungen Aussagen über den geschwindigkeitsbestimmenden Teilschritt des Auflösungsprozesses. Hierzu wird angenommen, dass der bei einer gegebenen Temperatur gemessene Anteil der aufgelösten Cluster einen stationären Zustand darstellt oder in einer festen Beziehung zu einem solchen steht.

Im Falle der Werkstoffe JRQ und JPA (Abb. 5.10) wird im gesamten Temperaturbereich (mit Ausnahme der höchsten Ausheiltemperatur, bei der vollständige oder nahezu vollständige Auflösung eingetreten ist) eine lineare Abhängigkeit von der inversen Temperatur beobachtet. Die Anstiege beider Geraden stimmen im Rahmen der Messgenauigkeit überein und betragen  $(1.2 \pm 0.1)$  eV. Aus diesem „Arrhenius-Verhalten“ können folgende Erkenntnisse abgeleitet werden:

- Der geschwindigkeitsbestimmende Teilschritt des Auflösungsprozesses ist ein thermisch aktivierter Vorgang.
- Für beide Werkstoffe und im gesamten analysierten Temperaturbereich bestimmt ein und derselbe thermisch aktivierte Vorgang die Auflösungsrate.
- Diesem Vorgang kommt eine scheinbare Aktivierungsenergie von 1.2 eV zu.

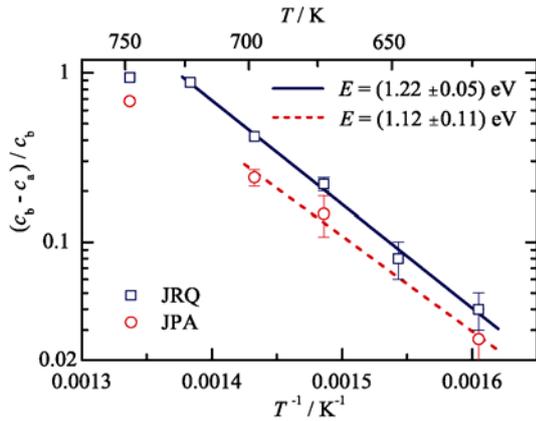


Abb. 5.10: Arrhenius-Diagramm des Anteils an aufgelösten Strahlendefekten  $(c_b - c_a)/c_b$  als Funktion der Temperatur für die Werkstoffe JRQ und JPA.

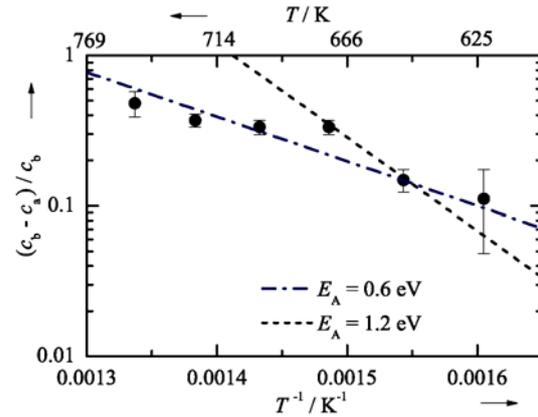


Abb. 5.11: Arrhenius-Diagramm des Anteils an aufgelösten Strahlendefekten  $(c_b - c_a)/c_b$  als Funktion der Temperatur für den Werkstoff KAB.

Mit dieser Angabe kann die Natur des geschwindigkeitsbestimmenden Teilschritts nicht eindeutig identifiziert werden, da es unterschiedliche Prozesse mit Aktivierungsenergien im fraglichen Bereich gibt. Literaturvergleiche zeigen aber, dass die beobachtete Aktivierungsenergie auf eine besondere Rolle der Leerstellendiffusion hindeutet oder mit dieser zumindest nicht im Widerspruch steht [5.11]. In der Tat ist zu erwarten, dass der Leerstellendiffusion beim Abtransport der Clusteratome eine besondere Rolle zukommt.

Das Verhalten des Werkstoffs KAB weicht von o.g. Arrhenius-Verhalten ab (Abb. 5.11). Möglicherweise bestimmen in unterschiedlichen Temperaturbereichen verschiedene Teilprozesse die Geschwindigkeit des Auflösungsvorgangs.

Bei den Cu-reichen Werkstoffen JPA und KAB ( $> 0.2$  Masse-%) wird im oberen Temperaturbereich eine beginnende Vergrößerung von Clustern beobachtet (Abb. 5.6 und 5.8) bevor es zur vollständigen Auflösung kommt. Die zunehmenden  $A$ -Verhältnisse weisen auf einen im Mittel erhöhten Anteil an Cu in diesen Clustern im Vergleich zu den unmittelbar nach der Bestrahlung gebildeten Clustern hin. Offensichtlich wandeln sich die am stärksten mit Cu-angereicherten Cluster in stabilere Ausscheidungen um und entgehen so ihrer Auflösung. Die Umwandlung von metastabilen, kubisch-raumzentrierten Cu-Ausscheidungen in eine als 9R bezeichnete Zwischenform zu stabilen kubisch-flächenzentrierten Cu-Ausscheidungen wurde ab Radien von 2 nm beobachtet [5.12].

### 5.4.3 Korrelationen mit mechanischen Eigenschaften

Die fein verteilten bestrahlungsinduzierten Cluster wirken als Hindernisse auf Versetzungsbewegungen. Zur Beschreibung von Teilchen-Versetzungswechselwirkungen existieren verschiedene theoretische Näherungen für durch die Versetzungsbewegung nicht-schneidbare und schneidbare Teilchen. All diesen Näherungen ist gemeinsam, dass die kritische Schubspannung, bei der die Hindernisse überwunden werden können, zumindest näherungsweise proportional zur Quadratwurzel des Volumenanteils  $c$  dieser Hindernisse ist, wenn sich die Hindernisse als einheitlich große Teilchen approximieren lassen. Die bestrahlungsinduzierten Cluster, deren Größenverteilungen für alle Werkstoffe ein scharfes Maximum bei etwa 1 nm im Radius zeigen, erfüllen diese Bedingung. Die gemessene Festigkeitssteigerung bzw. die

Härtung  $\Delta HV_{10}$  der bestrahlten Werkstoffe sollte deshalb eine Proportionalität mit  $\sqrt{c}$  aufweisen. Abb. 5.12 zeigt diesen Zusammenhang für den Werkstoff JRQ. Die vollen Symbole markieren die Ergebnisse zu den verschiedenen Bestrahlungszuständen und die leeren Symbole die der Wärmebehandlungen bei 350 bis 475 °C nach der Bestrahlung mit  $\Phi = 139 \times 10^{18} \text{ cm}^{-2}$ . Es wird eine ausgeprägte Korrelation zwischen Härteänderung und Wurzel aus dem Volumenanteil an Clustern nachgewiesen. Insbesondere fallen die Kurven für die Neutronenbestrahlung und für die nachfolgende Ausheilung zusammen. Dieser Sachverhalt ist ein Argument dafür, dass es sich bei der Bildung und der Auflösung der Cluster um Prozesse handelt, die in umgekehrter Weise ablaufen. Für die Werkstoffe JPA und KAB lassen sich ebenfalls derartige Korrelationen aufzeigen [5.10], wobei keine derartige Umkehrbeziehung zwischen Bildungs- und Auflösungsprozess besteht. Eine werkstoffübergreifende Korrelation ist deutlich schwächer, was auf das Vorliegen weiterer Einflussfaktoren hindeutet. Hierzu zählen die Stärke der Behinderung der Versetzungsbewegung durch einzelne Cluster und ihr Zusammenwirken mit anderen Härtungsmechanismen.

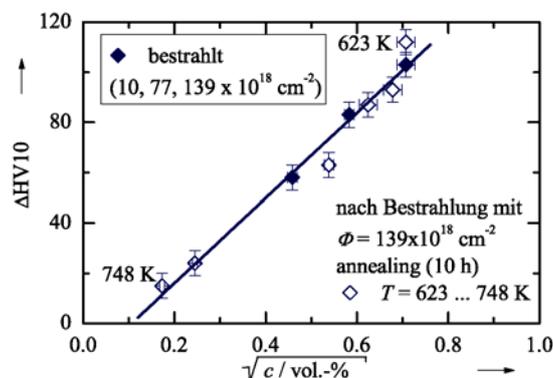


Abb. 5.12: Härteänderung des Werkstoffs JRQ in Abhängigkeit von der Wurzel des Volumenanteils an bestrahlungsinduzierten Clustern (volle Symbole) und des noch vorhandenen Volumenanteils nach anschließenden Wärmebehandlungen bei 350 bis 475 °C (offene Symbole).

## 5.5 Nutzen/Veröffentlichungen

Im Ergebnis der durchgeführten Neutronen-Kleinwinkelstreuexperimente an neutronenbestrahlten Reaktordruckbehälterstählen und Modelllegierungen steht eine Datenbasis über Gefügeveränderungen zur Verfügung, die eine vergleichende Bewertung unterschiedlicher Stahltypen gestattet und dabei den Einfluss von Bestrahlungsbedingungen und Werkstoffzusammensetzung in weiten Grenzen berücksichtigt.

Mit der Neutronen-Kleinwinkelstreuung steht eine Methodik zur Verfügung, mit der der Ausheileneffekt für RDB-Stähle an kleinsten Materialmengen nachgewiesen werden kann. Im Fall von großtechnischen Ausheilungen wird empfohlen, dieses Verfahren in Verbindung mit anderen Messtechniken für eine sicherheitstechnische Bewertung einzusetzen.

### Veröffentlichungen

A. Ulbricht, F. Bergner, C. D. Dewhurst, A. Heinemann, Small-angle neutron scattering study of post-irradiation annealed neutron irradiated pressure vessel steels, J. Nucl. Mater. 353 (2006) 27-34.

A. Ulbricht, Untersuchungen an neutronenbestrahlten Reaktordruckbehälterstählen mit Neutronen-Kleinwinkelstreuung, Dissertation, TU BA Freiberg 2006.

## 5.6 Literatur

- [5.1] J. T. Buswell, P. J. E. Bischler, S. T. Feuton, A. E. Ward (1993), Microstructural developments in neutron-irradiated mild steel submerged-arc weld metal, *J. Nucl. Mater.* 205, 198
- [5.2] R. G. Carter, N. Soneda, K. Dohi, J. M. Hyde, C. A. English, W. L. Server (2001), Microstructural characterization of irradiation-induced Cu-enriched clusters in reactor pressure vessel steels, *J. Nucl. Mater.* 298, 211
- [5.3] B. D. Wirth, G. R. Odette, W. A. Pavinich, G. E. Lucas, S. E. Spooner (1999), Small angle neutron scattering study of Linde 80 RPV welds, in "Effects of Radiation on Materials: 18th Int. Symp." (eds. R. K. Nanstad, M. L. Hamilton, F. A. Garner, A. S. Kumar), ASTM STP 1325, pp. 102-121, American Society for Testing and Materials, West Conshohocken, PA
- [5.4] P. Auger, P. Pareige, M. Akamatsu, J.-C. Van Duysen (1994), Microstructural characterization of atom clusters in irradiated pressure vessel steels and model alloys, *J. Nucl. Mater.* 211, 194
- [5.5] P. Pareige, J. C. Van Duysen, P. Auger (1993), An APFIM study of the microstructure of a ferrite alloy after high fluence neutron irradiation, *Appl. Surf. Sci.* 67, 342
- [5.6] P. Pareige, M. K. Miller (1996), Characterization of neutron-induced copper-enriched clusters in pressure vessel steel weld: an APFIM study, *Appl. Surf. Sci.* 94/95, 370
- [5.7] W. J. Phythian, C. A. English (1993), Microstructural evolution in reactor pressure vessel steels, *J. Nucl. Mater.* 205, 162
- [5.8] G. R. Odette, G. E. Lucas (1998), Recent progress in understanding reactor pressure vessel steel embrittlement, *Rad. Eff. Def. Solids* 144, 189
- [5.9] P. Strunz, J. Saroun, U. Keiderling, A. Wiedenmann, R. Przenioslo (2000), General formula for determination of cross-section from measured SANS intensities, *J. Appl. Cryst.* 33, 829
- [5.10] A. Ulbricht (2006), Untersuchungen an neutronenbestrahlten Reaktordruckbehälterstählen mit Neutronen-Kleinwinkelstreuung, Dissertation, TU BA Freiberg
- [5.11] A. Hardouin Duparc, C. Moingeon, N. Smetniansky-de-Grande, A. Barbu (2002), Microstructure modelling of ferritic alloys under high flux 1 MeV electron irradiations, *J. Nucl. Mater.* 302, 143
- [5.12] P. J. Othen, M. L. Jenkins, G. W. Smith (1994), High resolution electron microscopy studies of the structure of Cu-precipitates in alpha-iron, *Phil. Mag. A* 70, 1

## 5.7 Zusammenfassung

Das Bestrahlungs- und Ausheilverhalten von Reaktordruckbehälterstählen und Modelllegierungen mit gezielt eingestellten Elementgehalten wurde mittels Neutronen-Kleinwinkelstreuung untersucht. Die bestrahlungsinduzierte Clusterbildung wird primär und in charakteristischer Weise durch den Gehalt an Cu und sekundär durch den Ni-Gehalt bestimmt, während Phosphor keinen Einfluss auf die Clusterbildung hat. Wärmebehandlungen nach der Bestrahlung führen zu vollständiger oder teilweiser Auflösung der Cluster und in Cu-reichen Werkstoffen bei hohen Temperaturen zu Teilchenwachstum. Das Auflösungsverhalten für den Stahl A533B-1 mit zwei verschiedenen Cu-Gehalten folgt einer Arrhenius-Beziehung. Es besteht ein eindeutiger Zusammenhang zwischen dem Anteil an bestrahlungsinduzierten Clustern und der Härteänderung des Werkstoffs.

Durch die Untersuchungen konnte gezeigt werden, dass die empirisch bekannten bestrahlungsinduzierten Änderungen der mechanischen Eigenschaften eine Folge der Bildung von Clustern im Werkstoff sind, wobei ihr Volumenanteil und ihre Zusammensetzung die bestimmenden Faktoren darstellen. Erstmals wurde der Nachweis erbracht, dass der Auflösung der Cluster ein universeller Prozess zugrunde liegt, der sich durch eine Aktivierungsenergie von 1.2 eV auszeichnet.

## 6. Validierung von Neutronenflussrechnungen

### 6.1 Aufgabenstellung

Neben der Überwachung der Neutronenbelastung im Bereich der Spaltzone ist für die Gewährleistung der Integrität des Reaktordruckbehälters eine belastbare Auflagekonstruktion (Support) erforderlich. Bei schweren Störfällen ist diese besonders hohen mechanischen Spannungen ausgesetzt, so dass hier eine wesentlich geringere Strahlenbelastung im Vergleich zur Druckbehälterwand in der Mittelebene als zulässig angenommen werden muss. Im Falle des WWER-1000, trifft dasselbe für die Schweißnaht Nr. 5 zu, die kurz oberhalb des Supports liegt. Deshalb ist die Kenntnis der Neutronen- und Gammafluenzen an der Supportkonstruktion und der sich dort befindenden oberen Schweißnaht von großer Bedeutung für die Sicherheitsbewertung des RDB. Ein weiterer Aspekt ist der in letzter Zeit diskutierte mögliche Einfluss der Gammastrahlung auf Versprödungs- und Alterungsprozesse von RDB-Stahl, der auch Materialalterungsprozesse unter Einwirkung relativ geringer Strahlendosen bewirken könnte [6.1].

Die Bestimmung der Neutronenfluenzen des RDB durch Experimente und Rechnungen im Bereich der Spaltzone gehört heute zu den Standardaufgaben der Reaktordosimetrie. Der Strahlenbelastung der Supportkonstruktion wurde bisher wegen der zu erwartenden, niedrigen Neutronenfluenz nur geringe Bedeutung beigemessen. Die Ergebnisse neuerer Fluenzberechnungen des RDB im Bereich des Reaktorkerns und auf deren Grundlage abgeschätzte Maximalwerte der Strahlenbelastung im Bereich der Auflagekonstruktion eines WWER-1000 haben jedoch ergeben, dass die in den russischen Zulassungsbestimmungen als oberer Grenzwert festgelegte Neutronenfluenz ( $E_n > 0.5 \text{ MeV}$ ) von  $1 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$  im RDB-Support überschritten werden könnte. Dann wären die Bedingungen für neue Untersuchungen zur Belastbarkeit der Auflagekonstruktion gegeben.

Das Projekt hatte die Zielstellung, die Strahlenbelastung durch Neutronen- und Gammastrahlung in den kritischen Punkten der Auflagekonstruktion und der Schweißnaht Nr. 5 eines WWER-1000 zu bestimmen. Die Supportkonstruktion liegt etwa 25 cm oberhalb der Spaltzonenoberkante und somit im Bereich von starken Gradienten der Strahlungen. Für eine hinreichend genaue Bestimmung der Strahlungsfluenzen in dieser Region ist deshalb eine detaillierte, 3-dimensionale Modellierung der Geometrie notwendig. Für diesen Zweck sind Monte-Carlo-Programme am besten geeignet. Daher sollten mit dem Monte-Carlo-Programmsystem TRAMO [6.2, 6.3] die Energiespektren der Neutronen- und Gammafluenzen in den Bereichen der Supportkonstruktion und der oberen Schweißnaht berechnet werden. Parallel zu den TRAMO-Berechnungen sollten vom russischen Partner Vergleichsrechnungen mit dem Programm DORT/Synthese [6.4] durchgeführt werden.

Zur Absicherung der Rechenergebnisse sollten sie mit Messwerten von Aktivierungsdetektoren verglichen werden, die an der Außenwand des RDB während des vierten Zyklus von Block 3 des KKW Rovno angebracht waren. Die Monitore waren horizontal in der Mittelebene der Spaltzone und vertikal über die gesamte Höhe des RDB einschließlich des Supportbereichs verteilt.

## **6.2 Detaillierte Darstellung der Rechnungen und Ergebnisse**

### **6.2.1 Programmsystem TRAMO**

Das Programmsystem TRAMO berechnet bei gegebener Quellverteilung von Neutronen oder Gammas über Energiegruppen integrierte Neutronen- und Gammaflüsse für vorgegebene Volumina und Flächen [6.2, 6.3]. Die Hauptanwendung des Programms liegt in der Berechnung von Neutronen- und Gammafluenzen im Bereich des Reaktordruckbehälters und dessen Umgebung. Es kann aber auch zur Berechnung von Neutronen/Gammafeldern bei Castorbehältern oder an Forschungsreaktoren angewendet werden.

Entsprechend dem Hauptanwendungsgebiet sind die geometrischen Möglichkeiten des Programms für Konstruktionen, die bei Leistungsreaktoren vorkommen, entwickelt worden. Es kann ein System von beliebig geschachtelten sich nicht schneidenden achsenparallelen Körpern berechnet werden. Diese Körper können beliebige Höheneinteilungen besitzen. Rotationssymmetrische Körper können zusätzlich in Kreissegmente unterteilt werden.

Die verwendeten Gruppenkonstanten basieren auf modernen Kerndatenbibliotheken, die mit Hilfe der Programme NJOY [6.7] und MODAJ [6.3] erzeugt werden. Zur besseren Berücksichtigung des Einflusses der Resonanzstruktur verschiedener Wirkungsquerschnitte für Neutronen ist die Verwendung von Abschirmfaktoren, die von der Materialkomposition und von der Temperatur abhängen, möglich.

Sehr wichtig für eine erfolgreiche Anwendung von Monte-Carlo-Programmen ist die Verwendung von Varianzreduzierenden Methoden, um bei vertretbaren Rechenzeiten, Ergebnisse mit ausreichender statistischer Genauigkeit zu erhalten. Deshalb sind in TRAMO verschiedene Varianzreduzierende Verfahren implementiert. Eines der wichtigsten Verfahren ist die so genannte „Weight Window Method“ („Methode der Gewichtsfenster“). Für deren Anwendung steht ein spezielles Programm, das auf der Basis eines rekursiven Monte-Carlo-Spiels entwickelt wurde, zur Verfügung. Mit dessen Hilfe wurden zuvor optimale zonen- und energieabhängige „Fenster“ für die statistischen Gewichte, die in der nachfolgenden Monte-Carlo-Rechnung simulierten Teilchen, berechnet.

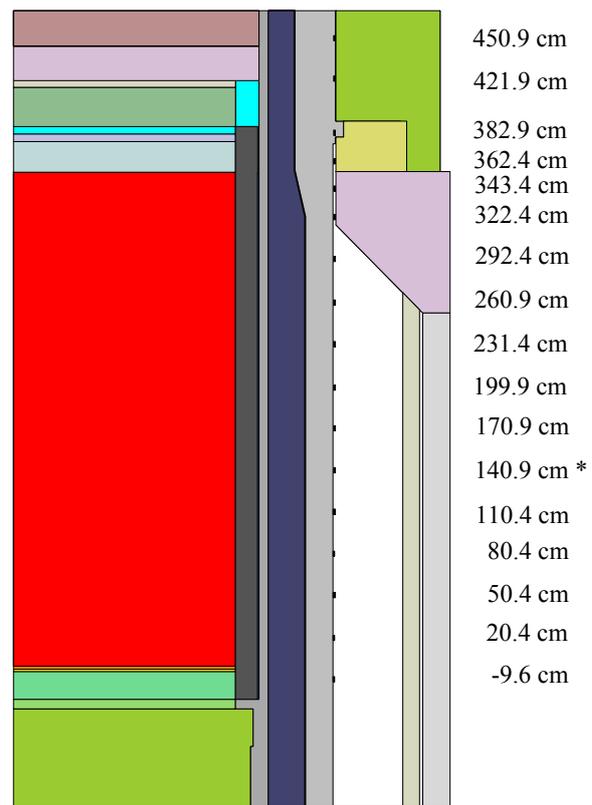
### **6.2.2 Dreidimensionale Reaktormodelle**

Die Geometriedaten wurden aus den vom russischen Partner bereitgestellten Unterlagen entnommen. Diese Daten basieren auf einem Standardmodell des WWER-1000. Auf dieser Grundlage wurde auch das Geometriemodell für die deterministischen DORT-Rechnungen entwickelt. Erste Rechnungen zeigten aber, dass dieses Modell im Bereich der Supportkonstruktion zu ungenau war. Deshalb wurde das Geometriemodell im Bereich der RDB-Auflage an Hand von Konstruktionszeichnungen des Herstellers modifiziert.

Für die Rechnungen wurde standardmäßig ein 60°-Sektor modelliert. Entsprechend der Vorgabe, wurden im Modell die Spaltzone und die Bereiche unterhalb und oberhalb der Spaltzone als homogenisierte Zonen berücksichtigt. Diese Vereinfachung ist vertretbar, da der Einfluss auf die Strahlungsfluenzen im Bereich der Auflage wegen des großen Abstandes zum Reaktorkern als sehr gering angenommen werden kann. Da keine Angaben über die Existenz von Voreilprobenbehältern in dem entsprechenden Sektor vorlagen und nicht eingeholt werden konnten, wurde ein Modell mit und ein Modell ohne Behälter entwickelt. Der Behälter selbst wurde dabei homogenisiert. Abbildung 6.1 zeigt den Vertikalschnitt des

Rechenmodells und Abbildung 6.2 den Horizontalschnitt. Im Bereich der Supportkonstruktion wurde die Sekante des RDB durch Kreisringausschnitte angenähert.

Da Reaktionsraten von Aktivierungsmonitoren berechnet werden sollten, die über einen sehr großen Höhenbereich verteilt waren, war es zur Optimierung der Monte-Carlo-Rechnungen notwendig, verschiedene Rechenmodelle für jeweils Gruppen von Detektoren zu entwickeln. So umfasste zum Beispiel das Modell zur Berechnung der Reaktionsraten der Monitore in der horizontalen Mittelebene nur den Bereich der Spaltzone. Für die Berechnung der vertikalen Monitore wurden zwei Modelle mit verschiedenen Höhenteilungen erstellt. Mit einem Modell wurden die Reaktionsraten der Monitore von -9.6 cm bis 362.4 cm und mit dem anderen die Raten der Monitore der Höhen von 199.9 cm bis 450.9 cm berechnet. Für die Bestimmung der Fluenzen innerhalb der Auflagekonstruktion wurde ein spezielles Modell entwickelt, das im Bereich der Auflage eine hohe Ortsauflösung der Fluenzwerte realisiert.



\* horizontale Monitore  
 Abb. 6.1: Vertikalschnitt vom Rechenmodell des WWER-1000 mit den Monitorpositionen

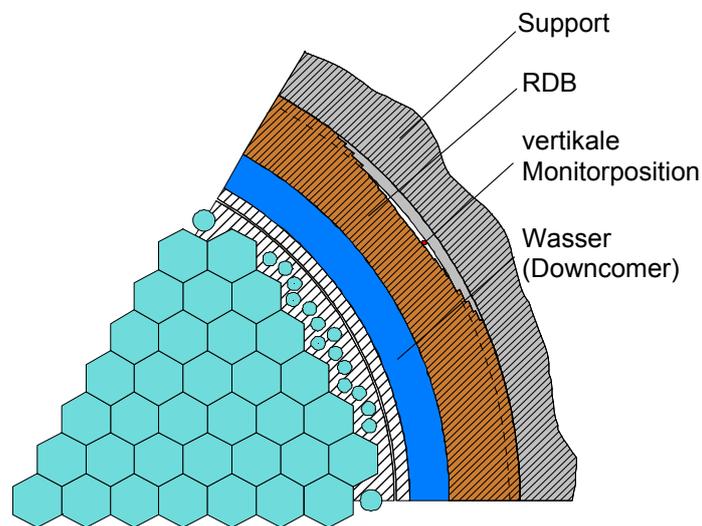


Abb. 6.2: Horizontalschnitt durch das Modell des WWER-1000 Reaktors in Höhe des Supports

Zur optimalen Anwendung der „Gewichtsfenster-Methode“ wurden große homogene Materialzonen zusätzlich unterteilt. So wurden zum Beispiel für die Berechnung der horizontal angebrachten Monitore die Materialzonen vorwiegend in vertikaler Richtung und entsprechend für die vertikalen Monitore die Zonen in azimuthaler Richtung unterteilt.

### 6.2.3 Bestrahlungsexperiment

Die Monitore wurden während des 4. Zyklus (1990 bis 1991) im KKW Rovno am Block 3 bestrahlt. Der Zyklus wurde mit der Standardbeladung gefahren, das heißt, dass in der äußeren Brennelementreihe frische Brennelemente standen. Der Reaktor wurde in diesem Zyklus rund 300 Tage (273.1 EFPD, effektive Volleistungstage) betrieben. Die Detektoren waren an der Außenseite vom RDB montiert. Die horizontal angebrachten Monitore befanden sich im vertikalen Flussmaximum. Die vertikalen Monitore waren über die gesamte Höhe des RDB einschließlich der Supportkonstruktion verteilt. In der Abbildung 6.1 sind die vertikalen Monitore eingezeichnet. Nicht in der Zeichnung enthalten sind sechs Monitore, die sich weit unterhalb der Spaltzone befanden. Für diese wurden auch keine Rechnungen durchgeführt. Die Position der horizontalen Monitore ist ebenfalls in der Zeichnung markiert. Als Monitormaterial wurde hauptsächlich Fe-54, an ausgewählten Positionen auch Cu-63 und Co-59 eingesetzt. Die Ergebnisse der Monitorauswertung sind in einem gesonderten Arbeitsbericht dargestellt worden.

### 6.2.4 Herstellung der mikroskopischen und makroskopischen Gruppendaten

Die Grundlage der Datenaufbereitung für TRAMO bildet das international häufig verwendete Programm NJOY [6.7]. Mit diesem Code wurden für Neutronen und Gammas temperaturabhängige, mikroskopische Energiegruppenquerschnitte und andere Kerndaten jeweils für verschiedene Materialverdünnungen berechnet. Die Neutronenkerndaten, einschließlich der Gammaproduktionsdaten, wurden der Bibliothek ENDF/B-VI entnommen. Die Wirkungsquerschnitte für den Gammatransport aus den Daten der PHOTX-Bibliothek [6.8, 6.9]. Als Energiestruktur wurde, die in der Reaktordosimetrie häufig als Standard benutzte BUGLE-96 Struktur mit 47 Neutronen- und 20 Gammagruppen gewählt. Das hatte den Vorteil, dass dadurch ein direkter Vergleich mit den Ergebnissen des russischen Partners möglich war.

Bei der Simulation von Streuungen, die zu Übergängen zwischen den Energiegruppen führen, nutzt TRAMO verschiedene Datenformate für die Darstellung der Abhängigkeit vom Streuwinkel, die direkt von NJOY bereitgestellt werden. Das sind für die inelastischen Gruppenübergangsquerschnitte Koeffizienten für Legendre Polynome bis zur Ordnung  $P_5$  und, für die elastische Streuung und die Streuung im thermischen Energiebereich, Verteilungen über gleichwahrscheinliche Winkelintervalle. Dabei wurde für die thermische Streuung im Falle des „Wasserstoffs im Wasser“ das Modell der Alpha/Beta-Faktoren und für Wasserstoff in anderen Verbindungen das Freigasmodell verwendet.

Mit Hilfe des eigenen Programms MODAJ [6.3] wurden anschließend makroskopische Daten für die homogenisierten Materialkompositionen, der in den Rechenmodellen auftretenden Medien, erzeugt und in die Datenformate transformiert, die von TRAMO verwendet werden. Die Angaben zur Zusammensetzung der verschiedenen Materialien wurden aus dem Bericht des russischen Partners entnommen. Bei der Erzeugung von makroskopischen Querschnitten wurde die Selbstabschirmung mit Hilfe der f-Faktormethode berücksichtigt. Für den makroskopischen Datensatz wurden 24 verschiedene Materialkompositionen aus 26 Nukliden erzeugt. Die Veränderung der Zusammensetzung durch den Abbrand während des Reaktorzyklus wurde wegen des geringen Einflusses auf den Transport der Teilchen nicht berücksichtigt [6.10].

## 6.2.5 Aufbereitung der Neutronen- und Gammaquellverteilungen

Dreidimensionale, zeitabhängige Abbrand- und Leistungsverteilungen der Kassetten wurden vom SEC GOSATOMNADZOR auf der Basis von neutronenphysikalischen Rechnungen bereit gestellt. Diese Angaben beruhen auf der Leistungsgeschichte des Zyklus 4 von Block 3 des KKW Rovno, während dessen die Aktivierungsmessungen durchgeführt worden waren.

Die Quellintensitäten waren in Zeitschritten von etwa 20 Effektivtagen für jeweils 10 Höhenabschnitte pro Kassette eines 60°-Sektors gegeben. Für die äußere Kassettenreihe waren entsprechend normierte Leistungsverteilungen der Brennstäbe bereitgestellt. Zusätzlich waren abbrand- und kassettentypabhängige Spaltneutronenausbeuten gegeben. Auf dieser Basis wurden die Gesamtneutronenquellstärken und die entsprechenden Verteilungen berechnet.

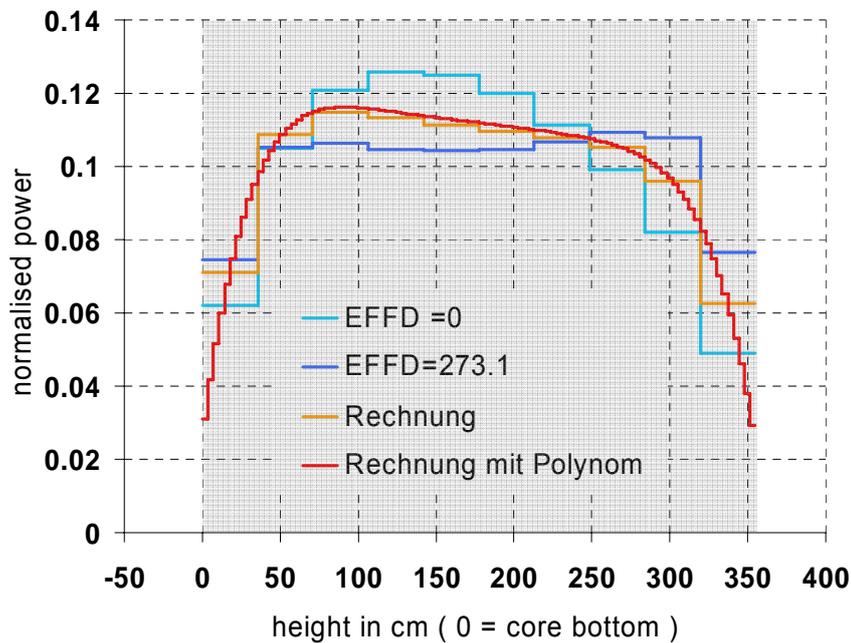
Die Gesamtquellstärke und die Verteilung der prompten Spaltgammas wurden proportional zu denen der Neutronen angenommen. Die verzögerten Spaltgammas wurden nicht berücksichtigt, da für deren Bestimmung spezielle Abbrandrechnungen notwendig wären. Aus durchgeführten ORIGEN-Rechnungen ist bekannt, dass etwa ebenso viele verzögerte Spaltgammas wie prompte Spaltgammas entstehen, deren Energiespektrum aber etwas weicher ist. Damit kann eine obere Grenze der Strahlenbelastung durch verzögerte Spaltgammas mit ausreichender Genauigkeit abgeschätzt werden.

Als Energieverteilungen der Spaltneutronen und der prompten Spaltgammas wurden die Spektren, die NJOY für U-235 bereit stellt, verwendet. Der Fehler durch diese Vereinfachung ist sehr gering, da ausschließlich frische Brennstoffkassetten in den äußeren Reihen der Spaltzone standen und somit die U-235-Spaltungen dominierten. Die Quelle wurde im Energiebereich von 10 eV bis 20 MeV in der SAND-II-Energiestruktur (640 Energiegruppen) erzeugt und für die TRAMO-Rechnungen entsprechend angepasst.

Beim Vergleich der ersten Ergebnisse wurden große Differenzen im Bereich der Supportkonstruktion festgestellt. Die berechneten Werte lagen bis zu 50 % über denen der Messungen. Als Ursache dieser Diskrepanz hat sich die relativ grobe Quellverteilung in vertikaler Richtung herausgestellt. So war im Rechenmodell zunächst eine konstante Quellstärke über jedes Höhenintervall von 35.5 cm eines Brennelements angenommen worden. Im Bereich der Mittelebene ist diese Annahme akzeptabel. In den Randbereichen führt sie jedoch zu einer Anhebung der Quellen zum Randbereich der Spaltzone hin und deshalb zur Überschätzung des Flusses im Bereich der Auflage. Deshalb wurde auf Basis der vorgegebenen Quellverteilung für die äußeren Brennelemente ein Polynom 6. Grades angepasst, welches den tatsächlichen Abfall der äußeren Quellen im Fuß- bzw. Kopfbereich der Brennelemente besser modelliert als die stufenweise Verteilung. Eine entsprechende Anpassung des Monte-Carlo-Programms TRAMO wurde vorgenommen. Abbildung 6.3 zeigt die entsprechenden Quellverläufe. Mit diesem Polynom werden mögliche physikalische Randeffekte, wie z. B. eine Flussaufbucklung, nicht berücksichtigt. Die Ergebnisse der Nachrechnungen zeigen aber, dass mit der auf diese Weise angepassten Quellen gute Übereinstimmung erzielt wird.

Ein weiterer Punkt, der im allgemeinen bei der Berechnung der Quellverteilung für eine Fluenzberechnung im/am RDB beachtet werden muss, ist die zeitliche Änderung des Leistungsprofils über die Höhe (siehe Abbildung 6.3). Allerdings ergab eine Abschätzung, dass ihr Effekt auf die Fe-54-Monitore im Bereich der Auflage maximal 3 % betragen könnte.

Da sich dieser Einfluss als so gering heraus gestellt hat, wurde auf eine separate Rechnung mit speziell aufbereiteten, effektiven Quellen, die diesen Effekt berücksichtigen könnten, aber nur mit großem Aufwand vor der TRAMO-Rechnung berechnet werden müssten, verzichtet.



## 6.2.6 Allgemeine Angaben zu den Transportrechnungen mit TRAMO

Entsprechend der Aufgabenstellung wurden innerhalb des Projekts unterschiedliche Transportrechnungen mit TRAMO ausgeführt. Die Neutronenaktivierungen der Monitore wurden in einer reinen Neutronentransportsimulation berechnet. Dagegen wurden die Neutronen- und Gammafluenzen im Supportring und in der oberen Schweißnaht in gekoppelten Neutronen/Gamma-Transportsimulationen bestimmt. Bei diesen Rechnungen wurde entweder die Neutronenquelle oder die Gammaquelle als „externe“ Quelle vorgegeben, deren Ortsverteilungen vom russischen Partner berechnet worden waren. Daraus wurden mit weiteren Annahmen über Energie- und Winkelverteilungen der Quellteilchen die von TRAMO benötigten, vollständigen Verteilungen aufbereitet. Zu bemerken ist, dass in der Simulation des Neutronentransports die Spaltreaktion nur als Absorption behandelt wird.

In TRAMO ist noch kein Modell für die Simulation der  $(\gamma, n)$ -Reaktion implementiert. Für die gestellte Aufgabe ist deren Vernachlässigung eine akzeptable Approximation.

Zur Verbesserung der Statistik der berechneten Neutronenspektren wurden für den Vergleich mit den Aktivierungsmessungen separate Rechnungen für die oberen Energiegruppen ausgeführt, nämlich jeweils nur mit den ersten 3, 7, 14 und 21 oberen Energiegruppen.

Die Rechnungen wurden auf dem LINUX Cluster (mit Xeon-Prozessoren) des FZR durchgeführt. In den meisten Fällen betrug die Rechenzeit bis zu einem Tag, in wenigen Fällen auch bis zu sieben Tagen.

In westlichen Ländern wird standardmäßig der RDB-Materialzustand mit der Neutronenfluenz für Neutronenenergien  $E_n > 1$  MeV korreliert. Deshalb werden im folgenden auch die für diese Energiegrenze berechneten Neutronenfluenzen angegeben. In den Russischen Zulassungsbestimmungen für WWER-Reaktoren wird aber auf die Neutronenfluenz für Energien  $E_n > 0.5$  MeV Bezug genommen. Die in den folgenden Abschnitten dargestellten funktionalen Abhängigkeiten der Fluenz für  $E_n > 1$  MeV sind ganz ähnlich denjenigen für die Energie  $E_n > 0.5$  MeV, nur sind die Werte der letzteren entsprechend größer. Im Abschnitt 6.2.10 sind für die maximalen Fluenzen, die in der Supportkonstruktion auftreten, die Werte für beide Energiegrenzen angegeben.

### **6.2.7 Optimierung der TRAMO-Rechnungen**

Um die Energiespektren der Fluenzen an der Außenwand des RDB und speziell im Bereich der Auflagekonstruktion mit akzeptablen statistischen Fehlern in vertretbaren Rechenzeiten berechnen zu können, war die Anwendung von varianzreduzierenden Verfahren zwingend erforderlich. Die Verwendung von „statistischen Gewichten“ der simulierten Teilchen spielt dabei im Rahmen der „Weight-Window-Methode“ die entscheidende Rolle. Die optimale Anwendung der Methode setzt entsprechende Parametersätze voraus, die in TRAMO eingegeben werden müssen. Mit Hilfe des Codes TRAWEL, der zum TRAMO-Programmpaket gehört, wurden optimale, energie- und ortsabhängige Parameter der „Gewichtsfenster“ näherungsweise berechnet. Solche optimierten Parametersätze wurden für die einzelnen Geometriemodelle separat bestimmt. Zur Berechnung der Fluenzen für die vertikalen Monitore war es wegen deren Verteilung über einen sehr großen räumlichen Bereich notwendig, für die Monitore im Bereich der Auflagekonstruktion einen separaten Parametersatz für die Gewichtsfenster zu erzeugen. Diese Rechnungen wurden mit dem ABBN-78 Gruppensatz (26 Energiegruppen) durchgeführt. In den Gammatransportrechnungen wurden die Gewichte der obersten Neutronenenergiegruppe verwendet.

Neben der „Weight-Window-Methode“ wurden auch die standardmäßigen Monte-Carlo-Techniken „Quell-Biasing“ und „Impliziter Einfang“ mit näherungsweise optimierten Parametern angewandt.

### **6.2.8 Rechnungen des russischen Partners**

Neben dem Vergleich mit dem Aktivierungsexperiment wurden die Ergebnisse auch mit Werten aus Rechnungen verglichen, die vom russischen Partner durchgeführt wurden. Die Rechnungen beruhen auf der geeigneten Synthese von dreidimensionalen Fluenzverteilungen aus den Ergebnissen einer zweidimensionalen DORT-Rechnung in der  $r, z$ -Koordinatenebene und einer eindimensionalen Rechnung in radialer Richtung bei einem bestimmten azimuthalen Winkel [6.4]. Die Wirkungsquerschnitte wurden aus der Datenbibliothek BUGLE-96 entnommen [6.11]. Details zu den Rechnungen werden in der geplanten Publikation beschrieben.

### **6.2.9 Vergleiche mit den Ergebnissen von Messungen und DORT-Rechnungen**

#### **6.2.9.1 Horizontale Monitore**

Der Vergleich zwischen Rechen- und Messergebnissen von Aktivierungsdetektoren am Außenrand eines RDB in der Mittelebene des Reaktorkerns gehört seit einigen Jahren zu den Standardaufgaben in der Reaktordosimetrie. Diese Werte dienen neben der Bestimmung der maximalen Fluenzwerte im RDB auch zur Absicherung der Ergebnisse von Experimenten

und Rechnungen für Monitorpositionen außerhalb der Mittelebene. Der Vergleich zwischen TRAMO-Ergebnissen und den Messergebnissen der Aktivierungsmonitore wurde nur für das Detektormaterial Fe-54 vorgenommen. Insgesamt wurden die Ergebnisse für 42 Monitorpositionen verglichen. Die Berechnung der Reaktionsraten der Monitore aus den Neutronenfluenzspektren erfolgte mit Hilfe der Querschnittsbibliothek IRDF-90 rev. 2 [6.12].

*Tabelle 6.1: Reaktionsraten von Fe-54, die Neutronenfluenz  $E_n > 1$  MeV und C/E-Verhältnisse für die Monitore auf der Höhe von 140 cm oberhalb der Kernunterkante*

Azim. Winkel	Fluenz $E_n > 1$ MeV		Reaktionsraten von Fe-54		TRAMO C/E	DORT C/E	DORT/ TRAMO
	Wert	Fehler in %	Rechnung	Experiment			
4.2	4.3736E+16	0.06	1.0471E-16	1.097E-16	0.95	1.04	1.09
6.9	4.6367E+16	0.08	1.0975E-16	1.134E-16	0.97	1.03	1.06
9.5	4.4222E+16	0.09	1.0632E-16	1.079E-16	0.99	1.06	1.07
13.3	3.8970E+16	0.10	9.4101E-17	9.602E-17	0.98	1.05	1.08
17.0	3.0904E+16	0.10	7.6697E-17	7.701E-17	1.00	1.08	1.08
20.9	2.5768E+16	0.12	5.8173E-17	6.085E-17	0.96	1.09	1.14
24.6	2.0282E+16	0.13	4.9989E-17	5.055E-17	0.99	1.08	1.10
29.5	1.8450E+16	0.18	4.2876E-17	4.640E-17	0.92	1.06	1.15
31.6	1.8798E+16	0.09	4.9009E-17	4.808E-17	1.02	1.04	1.02
34.5	3.3290E+16	0.07	5.2337E-17	4.995E-17	1.05	1.06	1.01
34.5*	2.1201E+16	0.04	4.8656E-17	4.995E-17	0.97		
37.1	2.4339E+16	0.10	5.6966E-17	5.827E-17	0.98	1.02	1.04
39.7	2.8313E+16	0.11	6.9918E-17	6.673E-17	1.05	1.03	0.98
44.7	3.8489E+16	0.11	9.4317E-17	8.576E-17	1.10	1.07	0.97
48.4	4.5118E+16	0.10	1.0860E-16	1.058E-16	1.03	1.03	1.00
52.2	4.7687E+16	0.10	1.0957E-16	1.136E-16	0.96	1.02	1.06
56	4.4898E+16	0.10	1.0283E-16	1.109E-16	0.93	1.02	1.10
59.5	4.1889E+16	0.10	9.7664E-17	1.067E-16	0.92	1.01	1.10
62.3	4.2952E+16	0.09	1.0504E-16	1.068E-16	0.98	1.03	1.05
64.5	4.3994E+16	0.09	1.0545E-16	1.101E-16	0.96	1.04	1.08

\*Dieser Wert wurde der Rechnung für die vertikal angebrachten Monitore entnommen.

In der Tabelle 6.1 sind die Neutronenfluenz  $E_n > 1$  MeV, die gemessenen bzw. berechneten Reaktionsraten von Fe-54, die C/E-Verhältnisse der TRAMO- und DORT-Rechnungen und das Verhältnis beider Rechenwerte gegeben. Die Fehlerangabe bei den integralen Fluenzwerten ist der reine statistische Fehler der Rechnung. Eine Abschätzung eines Gesamtfehlers ist sehr schwierig, da hier Ungenauigkeiten der Geometrie, der Materialzusammensetzung und der Querschnitte mit erfasst werden müssten. Sie wurde in dieser Arbeit nicht vorgenommen.

Der Vergleich zeigt eine sehr gute Übereinstimmung der berechneten Reaktionsraten mit den Messergebnissen. Der Mittelwert der C/E-Verhältnisse für TRAMO ist 0.99 und für DORT 1.05. Die größten Differenzen von 15 % traten beim Vergleich der Rechenergebnisse auf. Die TRAMO-Ergebnisse sind im Schnitt etwas kleiner und die DORT-Ergebnisse etwas größer als die experimentell ermittelten Werte. Die Unterschiede liegen aber innerhalb eines Bereichs der im Vergleich zu durchgeführten internationalen Benchmarks deutlich kleiner ist. Abbildung 6.4 zeigt die berechneten und gemessenen Reaktionsraten für die azimuthalen Monitorpositionen.

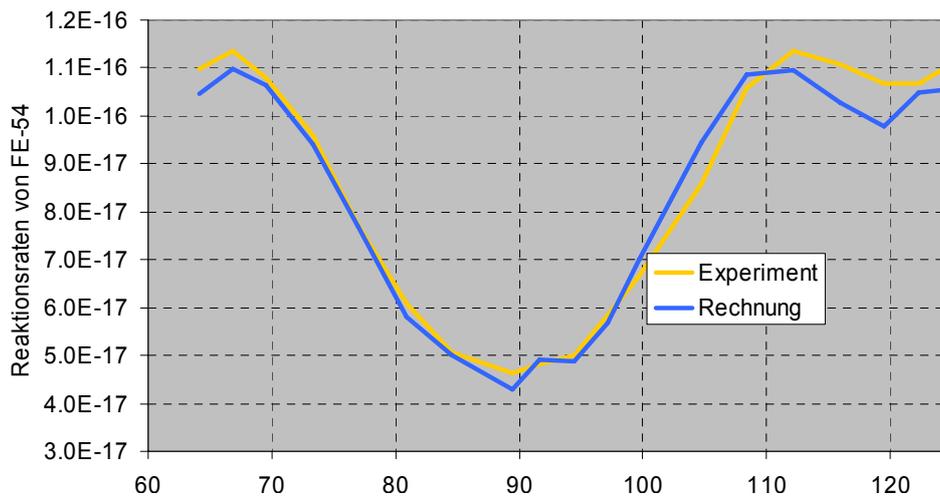


Abb. 6.4: Azimuthaler Verlauf der Reaktionsraten von Fe-54 auf einer Höhe von 140 cm oberhalb der Unterkante des Reaktorkerns

### 6.2.9.2 Vertikale Monitore

Es sind zwei getrennte Rechnungen, jeweils für eine Gruppe von Monitoren durchgeführt worden. Die erste Rechnung erfasste die Monitore bis zur Höhe von 262.4 cm (Spaltzonenunterkante entspricht der Höhe 0 cm) und die zweite die Monitore ab der Höhe 199.9 cm. Auf diese Weise konnte erreicht werden, dass die statistischen Fehler für alle Ergebnisse unter 1 % lagen. Dadurch, dass einige Monitorpositionen in beiden Rechnungen enthalten waren, war auch eine gegenseitige Überprüfung beider Rechnungen möglich.

Tabelle 6.2 zeigt die Neutronenflusswerte für Neutronenenergien  $E_n > 1$  MeV und die Vergleiche zwischen TRAMO- und DORT-Ergebnissen und die jeweils zu den Messwerten. Die Rechenergebnisse sind die des Modells „mit Voreilprobenbehälter“. Bei der Bestimmung der Höhenpositionen der Monitore ist die Wärmeausdehnung des Monitorgestells berücksichtigt worden. Es zeigt sich ein ähnliches Bild, wie bei den horizontalen Monitoren: Die Abweichungen zwischen den berechneten und den gemessenen Werten sind im Allgemeinen kleiner als 10 %. Eine deutliche Differenz trat nur bei dem Wert des Monitors in der obersten Position (450.9 cm) auf. Für diesen Monitor ergibt sich der C/E-Wert zu 0.65. Als Ursache für die große Differenz wird die räumliche Nähe zum oberen Rand des Rechenmodells (nur noch 20 cm) vermutet.

Tabelle 6.2: Reaktionsraten von Fe-54, die Fluenz  $E_n > 1 \text{ MeV}$  und C/E-Verhältnisse von Monitoren zwischen -9.6 bis 450.9 cm (Spaltzonenunterkante entspricht der Höhe = 0 cm) in der Nähe des azimuthalen Flussminimums bei  $\sim 34.5^\circ$

Höhe	Fluenz $E_n > 1 \text{ MeV}$		Reaktionsraten von Fe-54		TRAMO C/E	DORT C/E	DORT/ TRAMO
	Wert	Fehler in %	Rechnung	Experiment			
450.9	3.36E+13	0.37	5.11E-20	7.86E-20	0.65	0.52	0.81
421.9	1.19E+14	0.15	2.05E-19	2.00E-19	1.02	1.06	1.04
382.9	1.40E+15	0.06	1.90E-18	1.90E-18	1.00	1.10	1.11
362.4	4.58E+15	0.04	7.06E-18	7.83E-18	0.90	1.01	1.12
343.4	8.44E+15	0.03	1.68E-17	1.73E-17	0.97	1.06	1.09
322.4	1.37E+16	0.03	3.06E-17	3.28E-17	0.93	1.03	1.11
292.4	1.91E+16	0.04	4.24E-17	4.75E-17	0.89	0.95	1.07
260.9	1.98E+16	0.04	4.66E-17	5.07E-17	0.92	0.97	1.06
231.4	2.07E+16	0.04	4.79E-17	5.10E-17	0.94	1.00	1.06
199.9	2.09E+16	0.04	4.81E-17	5.21E-17	0.92	1.00	1.08
170.9	2.17E+16	0.04	5.00E-17	5.25E-17	0.95	1.01	1.06
155.9	2.12E+16	0.04	5.00E-17	5.05E-17	0.99	1.05	1.06
140.9	2.12E+16	0.04	4.87E-17	5.00E-17	0.97	1.07	1.10
110.4	2.18E+16	0.05	4.80E-17	5.02E-17	0.96	1.07	1.11
80.4	2.10E+16	0.04	4.69E-17	5.01E-17	0.94	1.04	1.11
50.4	1.93E+16	0.04	4.34E-17	4.34E-17	1.00	1.06	1.06
20.4	1.37E+16	0.05	2.93E-17	2.83E-17	1.04	1.11	1.07
-9.6	6.32E+15	0.10	1.31E-17	1.24E-17	1.06	1.06	1.00

Zu bemerken ist, dass für den Fall „ohne Voreilprobenbehälter“ die Rechenergebnisse bis zu 30 % von den Messwerten an Monitorpositionen, die in der Nähe dieses Gebietes liegen, abweichen. Aus Testrechnungen war die allgemeine Tendenz zu erkennen, dass bereits kleine Änderungen im Geometriemodell zu größeren Änderungen in den Fluenzwerten und Reaktionsraten an denjenigen Monitorpositionen führten, die im Bereich starker Flussgradienten bezüglich der Höhenkoordinate lagen.

### 6.2.10 Fluenzwerte in der Supportkonstruktion und oberen Schweißnaht

Um den maximalen Wert der Neutronenfluenz in der Auflagekonstruktion zu ermitteln, wurde ein spezielles Geometriemodell erstellt, das eine detaillierte räumliche Auflösung ermöglichte. Im  $60^\circ$ -Sektor wurde die Auflagekonstruktion in 60 Winkel- und 5 Höhenelemente unterteilt. Um einen Vergleich dieser Rechnung mit den Rechnungen zu den Fluenzen und Reaktionsraten an den Monitorpositionen zu haben, wurden hier auch ausgewählte Monitorpositionen mit berechnet. Die Abbildung 6.6 zeigt den azimuthalen Verlauf der Neutronenfluenz für  $E_n > 1 \text{ MeV}$  in verschiedenen Höhenschichten. Die berechneten Maximalwerte sind: In der Auflage  $\sim 1.3 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$  und im Auflagering des RDB  $\sim 5.4 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2$ . Die Fluenzen zeigen den typischen azimuthalen Verlauf. Auffallend ist, dass das Fluenzminimum leicht von der  $30^\circ$ -Achse verschoben ist. Als Ursache wird der asymmetrische Ausschnitt im Supportring des RDB vermutet. Die unterschiedlichen Fluenzmaxima bei  $0^\circ$  und  $60^\circ$  können allerdings damit nicht erklärt werden. Die Verhältnisse zwischen den Minimal- und Maximalwerten der Fluenz liegen je nach Berechnungsebene zwischen 0.39 und 0.55.

Die Neutronenfluenz ( $E_n > 0.5 \text{ MeV}$ ) zeigt ganz ähnliche Verläufe, allerdings mit etwa um den Faktor 2 höheren Werten. Das Maximum in der Auflage tritt am Punkt auf, der dem

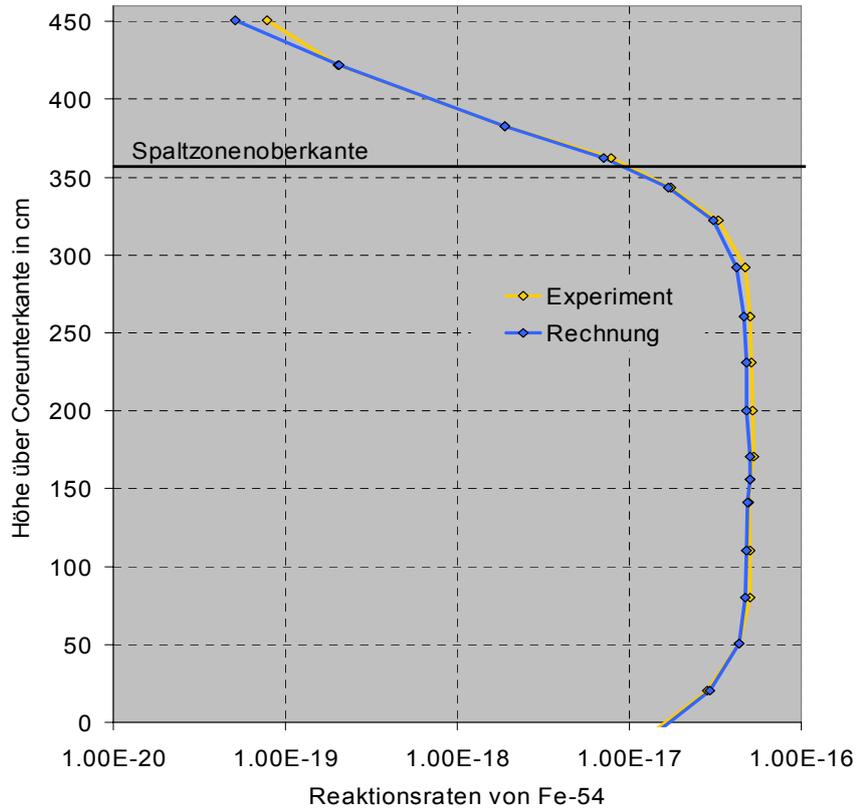


Abb. 6.5: Vertikaler Verlauf der Reaktionsraten von Fe-54 Monitoren, die bei  $\sim 34.5^\circ$  positioniert waren.

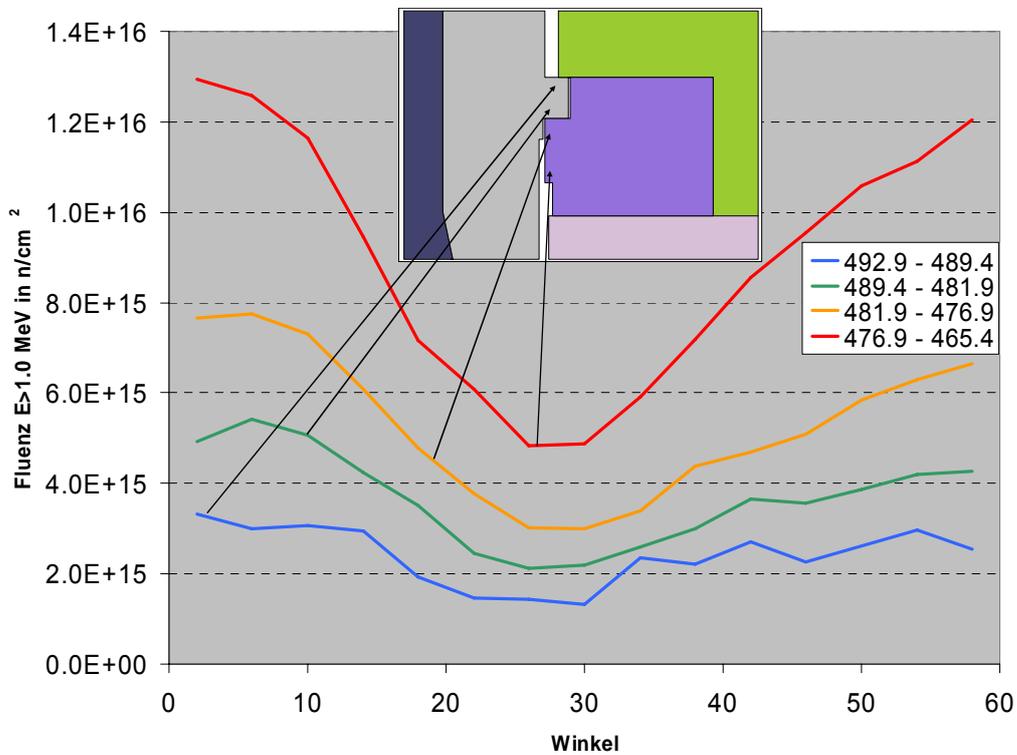


Abb. 6.6: Azimuthale Abhängigkeiten der Neutronenfluenzen  $E_n > 1 \text{ MeV}$  in verschiedenen Höhenschichten der Supportkonstruktion

Reaktorkern am nächsten ist und beträgt  $\sim 5.3 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$ . Nimmt man an, dass der 4. Betriebszyklus typisch war, kann man für 40 solcher Jahreszyklen die Fluenz von  $\sim 2.1 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$  abschätzen, die also deutlich über dem Grenzwert liegt. Der Maximalwert im Auflagering des RDB beträgt  $\sim 3.3 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$  und liegt ebenfalls über dem Grenzwert.

Für die Schweißnaht Nr. 5 wurden an der Innenseite des RDB die folgenden Maximalwerte für die Neutronenfluenzen berechnet: für  $E_n > 1 \text{ MeV}$  –  $\sim 2.7 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2$ , für  $E_n > 0.5 \text{ MeV}$  –  $\sim 5.5 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2$ . Zur Illustration zeigt Abbildung 6.7 über Volumina gemittelte Fluenzwerte in einer Höhenschicht der Schweißnaht über einen  $60^\circ$ -Sektor des RDB. Der letztgenannte Wert hat zur Folge, dass bei einem Reaktorbetrieb über die projektierte Laufzeit ebenfalls der Grenzwert überschritten wird.

Die Gammafluenzen ( $E_\gamma > 1 \text{ MeV}$ ) sind an der RDB-Innenseite etwa 2 bis 3 Größenordnungen größer, nehmen aber sehr schnell in der Tiefe der RDB-Wand ab. Ursache der hohen Gammafluenz an der RDB-Innenseite ist die hohe Einfangrate thermischer Neutronen, die im Kühlwasser aus den hochenergetischen Neutronen des Reaktorkerns entstehen, in Atomkernen des Eisens.

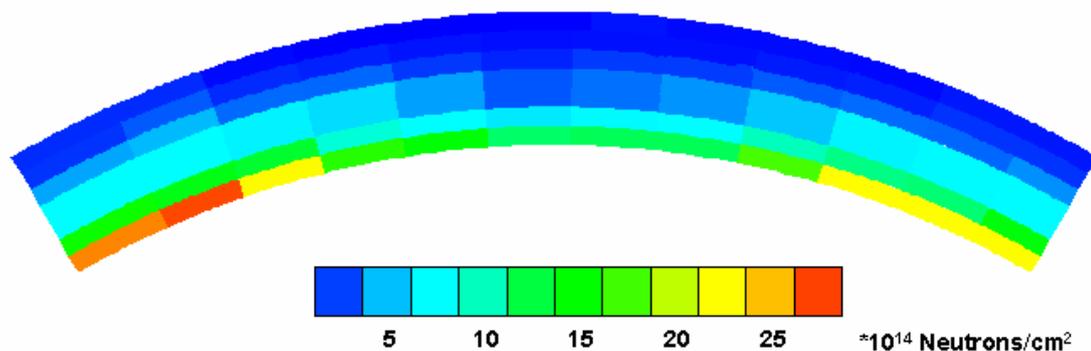


Abb. 6.7: Über Volumina gemittelte Werte der Neutronenfluenz  $E_n > 1 \text{ MeV}$  in der Schweißnaht Nr. 5

### 6.3 Nutzen/Veröffentlichungen

Das Teilprojekt hat einen großen Nutzen für beide Partner erbracht. Von besonderer Relevanz sind die berechneten Werte der Neutronenfluenz ( $E_n > 0.5 \text{ MeV}$ ), die als Schlussfolgerung aus den russischen Zulassungsvorschriften für WWER-Reaktoren die Notwendigkeit einer Neubewertung der mechanischen Belastungen des RDB in der Umgebung der Schweißnaht Nr. 5 und der Auflagekonstruktion ergeben haben. Dieses Ergebnis wird direkt in die Praxis der Staatlichen Aufsichtsbehörde Russlands für Reaktorsicherheit einfließen. Der unmittelbare Nutzen für den deutschen Partner besteht darin, dass der Rossendorfer Monte-Carlo-Code TRAMO, der für die Reaktordosimetrie entwickelt wurde, erstmalig für Neutronenfluenzberechnungen des RDB eines WWER-1000 Reaktors bis in den Höhenbereich bis weit über dem Reaktorkern an Hand von Aktivierungsmessungen validiert werden konnte.

Die im Rahmen des Teilprojekts durchgeführten Arbeiten und deren Ergebnisse werden in einem Artikel in einer referierten Zeitschrift publiziert werden.

Gennady Borodkin, Nikolay Khrennikov, Joerg Konheiser, Klaus Noack;  
“Neutron dosimetry in application to reactor support structures of VVER-1000 type reactors”.  
An dem Manuskript wird gegenwärtig gearbeitet.

#### **6.4 Literatur**

- [6.1] D.E. Alexander and L.E. Rehn, Defect production considerations for gamma ray irradiation of reactor pressure vessel steels, *J. Nucl. Mater.* 240 (1997) 196-204
- [6.2] H.-U. Barz, TRAMO - A Flexible Multigroup Neutron Transport Code on the Basis of the Monte Carlo Method for Flux Calculations, Report ZfK-705, Rossendorf 1990
- [6.3] H.-U. Barz, J. Konheiser, Monte-Carlo Programm TRAMO - Möglichkeiten und Anleitung zur Nutzung , FZR Bericht-245, Rossendorf , Dezember 1998
- [6.4] Rhoades, W. and Childs, R. (1991) TORT/DORT: Two- and Three-Dimensional Discrete Ordinates Transport (CCC-543, RSIC, ORNL, TN)
- [6.5] Ošmera, B.; Boehmer, B.; Ballesteros, A.; Konheiser, J.; Kyncl, J.; Hordosy, G.; Keresztúri, A.; Belousov, S.; Ilieva, K.; Kirilova, D.; Mitev, M.; Smutný, V.; Polke, E.; Zaritsky, S.; Töre, C.; Ortego, P; Accurate determination and benchmarking of radiation field parameters relevant for pressure vessel monitoring. A review of some REDOS project results, Twelfth International Symposium on Reactor Dosimetry, ASTM International, 08.-13.05.2005, Gatlinburg, Tennessee, USA *Journal of ASTM International* (2006)
- [6.6] Report on Computing Radiation Dose to Reactor Pressure Vessel and Internals, State-of-the-Art, NEA/NSC/DOC (96) 5, October 1996
- [6.7] R. E. MacFarlane, D. W. Muir (1994), The NJOY Nuclear Data Processing System (Version 91), Los Alamos, LA-12740-M
- [6.8] V. McLane, ENDF-102 DATA FORMATS AND PROCEDURES FOR THE EVALUATED NUCLEAR DATA FILE ENDF-6, Revised April 2001, BNL-NCS-44945-01/04-Rev.
- [6.9] R.W. Roussin, J.R. Knight, J.H. Hubbell, R.J.Howerton, Description of the DLC-99/HUGO Package of Photon Interaction Data in ENDF/B-V Format, ORNL/RSIC-46 (ENDF-335) (Dezember 1983)
- [6.10] H.-U. Barz, B. Boehmer, J. Konheiser, I. Stephan, Monte Carlo Calculations of Neutron Fluence Spectra, Activation Measurements, Uncertainty Analysis and Spectrum Adjustment for the KORPUS Dosimetry Benchmark, Reactor Dosimetry, ASTM STP 1398, John G. Williams, David W. Vehar, Frank H. Ruddy, and David M. Gilliam, Eds., American Society for Testing and Materials, West Conshohocken, PA, 2000
- [6.11] J.E. White et al., BUGLE 96: A Revised Multigroup Cross Section Library for LWR Applications Based on ENDF/B-VI Release 3 (presented at the American Nuclear Society Radiation Protection & Shielding Topical Meeting, April 21 25, 1996, Falmouth, MA) (April 1996)
- [6.12] N.P. Kocherov, P.K. McLaughlin, The International Reactor Dosimetry File (IRDF-90 Version 2), IAEA-NDS-141 Rev. 2, Oct. 1993

#### **6.5 Zusammenfassung**

In dem bearbeiteten Projekt wurde zum ersten Mal auf der Grundlage von Neutronenaktivierungsmessungen und Neutronen/Gammatransportrechnungen die Strahlenbelastung der Supportkonstruktion eines WWER-1000 Reaktors und an dessen Schweißnaht Nr.5 bestimmt. Das Thema ist eines der aktuellen Probleme, die im SEC des GOSATOMNADZOR Russlands bearbeitet werden. Mit dem Rossendorfer Monte-Carlo-Programm TRAMO wurden Neutronen- und Gammafluenzen mit sehr kleinen statistischen

Fehlern im Bereich von 1 % auch an Positionen, die weit vom Reaktorkern entfernt sind, bestimmt. Allerdings mussten in einigen Fällen die Rechnungen bis zu 7 Tagen fortgesetzt werden.

An Hand der vorliegenden Ergebnisse kann gezeigt werden, dass die Supportkonstruktion eines WWER-1000 Reaktors bei der projektierten Betriebszeit von 40 Jahren mit einer Neutronenfluenz (für  $E_n > 0.5$  MeV) von mehr als  $1 \times 10^{18}$  n/cm<sup>2</sup> belastet wird. Das trifft sowohl auf die Auflage als auch auf den Auflagering des RDB zu. Bei der Schweißnaht Nr. 5 wird der Grenzwert an der Innenseite ebenfalls überschritten. Die russische Zulassungsdokumentation schreibt für diesen Fall eine Neubewertung der Belastbarkeit der Komponenten mit neuen Spannungs- und Belastungsberechnungen insbesondere für bestimmte Störfallszenarien vor. Die Ergebnisse des Vorhabens belegen die Notwendigkeit für neue Untersuchungen sowohl zur Supportkonstruktion als auch zur Schweißnaht.

Die hohe Zuverlässigkeit der erhaltenen Rechenergebnisse ist dadurch nachgewiesen worden, dass mit TRAMO und denselben Rechenmodellen Neutronenaktivierungsmessungen, die am Block 3 des KKW Rovno während des vierten Zyklus durchgeführt worden waren, nachgerechnet wurden und die erhaltenen Ergebnisse sehr gut mit den Messungen übereinstimmen. Die mittlere Differenz zwischen den gemessenen und den berechneten Werten der Aktivierungsraten von Fe-54 Monitoren lag bei den in der Mittelebene azimuthal angeordneten Monitoren bei 2 % und bei den vertikal angebrachten Monitoren bei 5 %. Etwas größere Abweichungen traten beim Vergleich der TRAMO-Ergebnisse mit den vom russischen Partner mit Hilfe des deterministischen Programms DORT erhaltenen Werten auf. Hier betrug die maximale Differenz 15 %.

## **7. Nachbestrahlungsuntersuchungen an RDB - Material des KKW Greifswald Neutronenflussberechnungen am Block 1**

### **7.1 Aufgabenstellung**

Eine wichtige Aufgabe bei der Beurteilung der Sicherheit von KKW ist die zuverlässige Bestimmung des Materialzustandes von Reaktordruckbehältern. Eine neue Qualität kann erreicht werden, wenn authentisches Material aus stillgelegten Reaktoren untersucht werden wird. Die Nachbestrahlungsuntersuchungen an den 4 stillgelegten Blöcken des KKW Greifswald bieten erstmalig dazu die Chance. Das Material ist repräsentativ für die russischen WWER-Reaktorbaulinie der 70er Jahre und damit für die KKW-Anlagen, für deren Bewertung gegenwärtig die größten Unsicherheiten bestehen.

Als Voraussetzung des geplanten längerfristigen Untersuchungsprogramms ist im Rahmen der WTZ die Lösung von vorbereitenden technologischen Aufgaben (Probenschnittplan, Transporttechnologien) sowie die Durchführung von räumlich hochaufgelösten Fluenzberechnungen für die interessierenden Teile des RDB vorgesehen. Die Notwendigkeit neuer Rechnungen ergibt sich unter anderen aus der Tatsache, dass die Fluenzwerte aus den früheren Rechnungen nur in einem relativ groben Gitter vorliegen. Für den Block 1 ist der Probenschnittplan fertig zu stellen und die Probennahme vorzubereiten.

Für jede vorgesehene Probenposition werden Neutronentransportrechnungen bei vorgegebener Quelle durchgeführt. Die Berechnungen erfolgen mit Hilfe des Programmsystems TRAMO. Auf Basis der berechneten Spektren werden dann, die für die Versprödung wichtigen Fluenzintegrale  $E > 0.1$ ,  $0.5$  und  $1.0$  MeV für Neutronen bestimmt. Da in letzter Zeit ein möglicher Einfluss der Gamma-Strahlungstrahlung auf die Versprödungs- und Alterungsprozesse von RDB-Stahl zunehmend diskutiert wird, sollen für zukünftige Untersuchungen erstmal auch die Gammafluenzen bestimmt werden [7.4].

Zur Kontrolle der Ergebnisse sollen diese mit dosimetrischen Experimenten verglichen werden, die während des 12. Zyklus des Blockes 1 des KKW Greifswald vorgenommen wurden. Zusätzlich wurden Niob-Aktivitäten des Reaktorstahles experimentelle ermittelt. Diese werden mit Aktivitäten, die aus den berechneten Fluenzspekten unter Berücksichtigung der Leistungsgeschichte bestimmt wurden, verglichen.

### **7.2 Detaillierte Darstellung der Rechnungen und Ergebnisse**

#### **7.2.1 Betrieb des KKW Greifswald**

Das Kernkraftwerk Greifswald wurde bis 1990 betrieben und danach wurde mit dem Rückbau begonnen. Es bestand aus 4 Blöcken des Reaktortyps WWER440 (230).

Der Gegenstand dieses Berichtes ist der Block 1. Der Block befand sich von Mitte 1974 (Beginn des Dauerbetriebes) bis zum 18.12.1990 mit insgesamt 15 Beladungszyklen am Stromnetz. Der Probetrieb begann im Dezember 1973. Der Block 1 war einer der ersten WWER-440 Reaktoren und zählt somit zu den Reaktoren der 1. Generation. Von dieser Generation sind zurzeit noch 9 Reaktoren in Betrieb. Das Besondere dieser Reaktoren ist, dass der Reaktordruckbehälter noch keine Edelstahlplattierung an der Innenseite besitzt.

Das Problem der hohen Neutronenfluss im RDB der WWER-440 Reaktoren und damit verbundenen Versprödung ist bereits frühzeitig erkannt wurden. Deshalb wurde beim Block 1 zur Verringerung der Neutronenfluss in den letzten 4 Zyklen im äußeren Spaltzonenbereich

Abschirmkassetten eingesetzt. Zusätzlich wurden im Oktober 1988 der Druckbehälter im Bereich der kritischen Schweißnaht ausgeglüht.

Die Materialuntersuchungen von diesem Block sind von großem Interesse, da auch andere Druckbehälter dieses Typs bereits ausgeglüht wurden, aber den Versprödungsverlauf bei Wiederbestrahlung bis jetzt nur unzureichend untersucht werden konnte. Für solche Untersuchungen standen wenn überhaupt nur Kleinstproben zu Verfügung. Mit den nun zu gewinnenden Proben ist es möglich, diese Untersuchungen auch an Standardproben vorzunehmen.

### **7.2.2 Notwendigkeit neuer Rechnungen**

Im Rahmen eines früheren TACIS Projektes wurden bereits verschiedene integrale Fluenzwerte auf der Innen- und Außenseite der Reaktordruckbehälter des KKW-Greifwald berechnet. Die Berechnungen erfolgten mit Hilfe von Greenschen Funktionen, die auf der Basis von Monte-Carlo Rechnungen bestimmt worden waren. Die Energiegruppenquerschnitte der MC-Rechnungen beruhten auf der russischen ABBN-78 Kerndatenbibliothek. Die Ergebnisse wurden innerhalb des TACIS-Projekts dokumentiert [7.14].

Zum Zeitpunkt dieser Rechnungen war eine Probenentnahme aus dem RDB noch nicht absehbar, so dass die Fluenzwerte überblicksweise nur in einem groben Raster bestimmt wurden. Fluenzwerte innerhalb des RDB wurden in diesem Projekt nicht berechnet.

Wie bereits erwähnt zeigen neueste Untersuchungen, dass die Materialschädigung durch Gamma-Strahlung insbesondere in Verbindung mit Neutronen als nicht vernachlässigbar angenommen werden kann [7.4]. Auch die Bedeutung der thermischen Neutronen für die Versprödung wird heute höher eingestuft. Fluenzwerte von Gamma-Strahlung bzw. der thermischen Neutronen des RDB lagen bis zum Beginn des Projektes nicht vor.

Neben diesen primären Forderungen für neue Rechnungen sollte auch die Genauigkeit der Ergebnisse verbessern. So wurden verbesserte Quelldaten bereitgestellt, die auch Leistungsverteilungen innerhalb der Brennstoffkassetten enthielten. Außerdem wurden für die Berechnung die neusten Querschnittsdaten benutzt. Der statistische Fehler sollte bei allen Ergebnissen unter 1 % liegen.

### **7.2.3 Programmsystem TRAMO**

Das Programmsystem TRAMO berechnet bei gegebener Quellverteilung von Neutronen oder Gamma-Strahlung über Energiegruppen integrierte Neutronen- bzw. Gammafluenzen für vorgegebene Volumina und Flächen. Die Hauptanwendung des Programms liegt in der Berechnung von Fluenzen im Bereich des Reaktordruckbehälters (RDB) und dessen Umgebung. Es kann auch zur Berechnung von Neutronen- und Gammafeldern bei Castorbehältern oder an Forschungsreaktoren angewendet werden [7.1, 7.2].

Entsprechend dem Hauptanwendungsgebiet sind die geometrischen Möglichkeiten des Programms für Konstruktionen, die im Bereich der Reaktoren vorkommen, entwickelt worden. Das heißt, es kann ein System von Höhenschichten mit beliebig geschachtelten sich nicht schneidenden achsenparallelen Körpern berechnet werden. Die Gruppenkonstanten werden auf Basis von Kerndatenbibliotheken unter Verwendung des Programms NJOY erzeugt [7.7].

Sehr wichtig für eine erfolgreiche Anwendung von Monte-Carlo Programmen ist die Verwendung von Varianzreduzierenden Methoden. Nur mit diesen Methoden ist es möglich bei vertretbaren Rechenzeiten Ergebnisse mit ausreichender statistischer Genauigkeit zu erzielen. Deshalb sind verschiedene Varianzreduzierende Verfahren implementiert. Eines der wichtigsten Verfahren ist die „Weight Windows Method“. Für deren Anwendung wurde ein

spezielles Programm auf der Basis eines rekursiven Monte-Carlo Spiels entwickelt, welches optimale zonen- und energieabhängige Gewichten erzeugt.

#### 7.2.4 Das dreidimensionale Reaktormodell

Als besonders anfällig gegenüber der schnellen Neutronenstrahlung hat sich bei Reaktortyp WWER 440 die Schweißnaht 0.1.4 erwiesen, die sich im Spaltzonenbereich befindet. Diese kritische Schweißnaht befand sich rund 30 cm oberhalb der Spaltzonenunterkante (siehe Bild 7.1). Jedoch sollen im angestrebten Untersuchungsprogramm auch Proben aus dem Grundmaterial der Schmiederinge entnommen werden. Als schwach- bzw. unbestrahlte Referenzstücke sollten zusätzlich auch Proben aus den Schweißnähten 0.1.3 und 0.1.5 unterhalb bzw. oberhalb der Spaltzone entnommen werden, so dass das Rechenmodell über einen sehr großen vertikalen Bereich erstellt wurde. Leider konnten diese Proben aus technischen Gründen nicht gewonnen werden, so dass für diese Orte nur Rechenergebnisse vorliegen. Die Abb. 7.1 zeigt einen Vertikalschnitt durch das Rechenmodell des Reaktors.

Die berechneten Probenpositionen sind durch Schraffur gekennzeichnet worden.

Für die Erstellung der geometrischen Modelle wurden Zeichnungen des Herstellers und Unterlagen der ehemaligen Betreiber des Kernkraftwerkes verwendet. Für die einzelnen Probenpositionen wurden separate Geometriemodelle entwickelt. Für die Rechnungen wurde ein 60° Sektor modelliert. Um den Einfluss der reflektierten Neutronen und Gamma-Strahlung im äußeren RDB Bereich mit zu erfassen wurde auch der Ringbehälter in das Rechenmodell integriert. Innerhalb der Spaltzone wurden die Brennstoffkassetten wie üblich homogenisiert. Außerhalb der Spaltzone wurden die Konstruktionselemente exakt abzubilden, um mögliche Homogenisierungseffekte im Zusammenhang mit der Energiegruppennäherung zu minimieren. Die Abb. 7.2 zeigt den Horizontalschnitt in der Mittelebene.

Für die Zyklen 12 bis 15 wurden, wegen des Einsatzes von Abschirmkassetten separate Geometriemodelle entwickelt. (Im der Abb. 7.2 sind die entsprechenden Kassetten farblich abgesetzt). Abb. 7.3 zeigt die Konstruktion eine Abschirmkassette. Im Gegensatz zu den Brennstoffkassetten wurden diese Kassetten im Modell geometrisch exakt berücksichtigt.

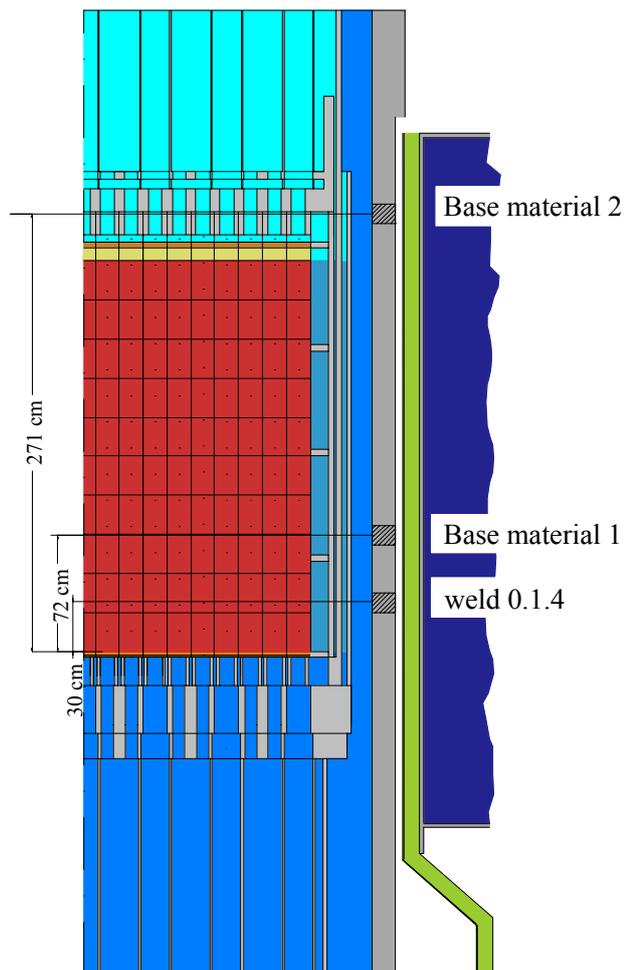


Abb. 7.1: Vertikalschnitt vom Berechnungsmodell des WWER-440s (Modell)

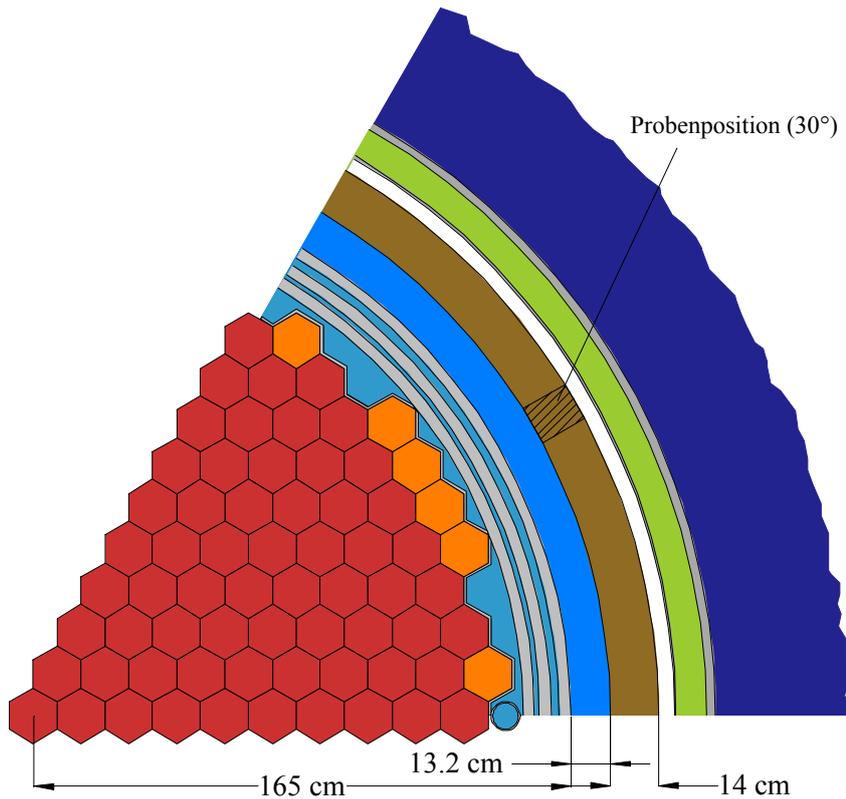


Abb. 7.2: Horizontaler Schnitt durch das Berechnungsmodell in der Spaltzone

Für die Zyklen 12, 13 und 15 wurden die äußeren 6 und für den Zyklus 14 die äußeren 4 Brennstoffkassetten durch Abschirmkassetten ersetzt. Für die Erstellung der einzelnen Berechnungsmodelle wurden die Projektierungsmaße verwendet. Angaben über die Längenausdehnungen der einzelnen Bauelemente bei Betriebstemperatur lagen nicht vor und wurden deshalb nicht berücksichtigt.

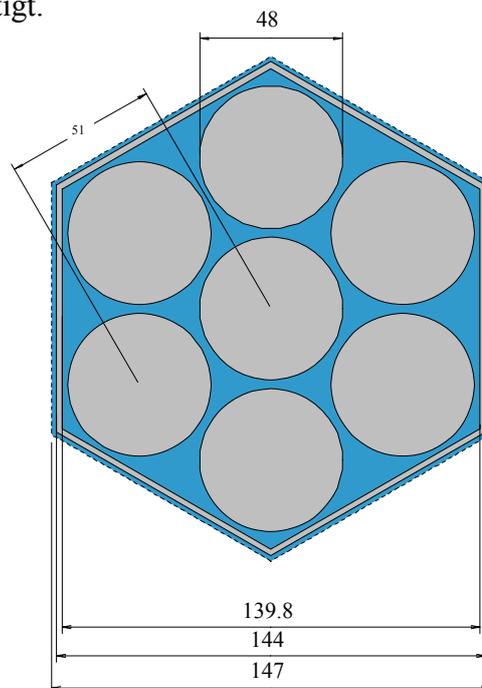


Abb. 7.3: Abschirmkassetten des WWER-440 Reaktors

### 7.2.5 Herstellung der mikroskopischen und makroskopischen Datensätze

Die Basis der Datenaufbereitung bildet das international verwendete Programm NJOY [7.7]. Mit diesem Code werden temperaturabhängige mikroskopische Energiegruppenquerschnitte von verschiedenen Verdünnungen berechnet. Die Datenbasis für die Neutronenquerschnitte einschließlich der Gammaproduktionsdaten war die ENDF/BVI und für die Gammaquerschnitte die PHOTX Bibliothek [7.8, 7.9]. Als Energiestruktur wurde BUGLE-96 mit 47 Neutronen- und 20 Gammagruppen gewählt. Für den Vergleich mit experimentellen Ergebnissen wurde zusätzlich Datensätze in der SAND II Struktur (640 Energiegruppen) und in der WIMS Struktur (69 Energiegruppen) erzeugt.

Die inelastischen Übergangsguppenquerschnitte wurden durch eine Legendre-Entwicklung bis P5 dargestellt. Dagegen wurden für die elastische Streuung und die Streuung im thermischen Energiebereich gleichwahrscheinliche Winkelintervalle für eine Anzahl von Energiepunkten erzeugt. Die thermische Streuung wurde außer bei Wasserstoff in Wasser mit Hilfe des Freigasmodells berechnet. Für die thermische Streuung am Wasserstoff in Wasser wurden Alpha/Beta-Faktoren. Bei der Erzeugung dieser Daten wurde für die Nuklide des Urandioxids eine Temperatur von 950 K und für die anderen 550 K angenommen. Für den Sauerstoff wurden somit zwei Datensätze zu erzeugen.

Für die Erzeugung der makroskopischen Datensätze wurde das eigene Programm MODAJ verwendet [7.2]. Die Angaben zur Zusammensetzung der Materialien wurden vorwiegend aus dem Bericht [7.10] entnommen. Für den Brennstoff wurde eine Anreicherung 3.6 % angenommen. Diese Näherung ist möglich, da in den meisten Zyklen frische Brennstoffkassetten mit dieser Anreicherung in dem äußeren Spaltzonenbereich standen. Der Abbrand wurde nicht berücksichtigt, da der Einfluss auf den Transport der Teilchen als äußerst gering eingestuft wird [7.11]. Im Unterschied dazu wurden örtliche Unterschiede der Wasserdichte in der Spaltzone berücksichtigt. Die dazu benötigten Temperaturen wurden von NIS Rheinsberg GmbH bereitgestellt.

Bei der Erzeugung von makroskopischen Querschnitten wurde die Selbstabschirmung mit Hilfe der F-Faktormethode berücksichtigt. Der erzeugte makroskopische Datensatz bestand aus 31 verschiedenen Kompositionen auf der Basis von 48 verschiedener Nuklide.

### 7.2.6 Berechnungen von Neutronen- und Gammaquellverteilungen

Zur Berechnung der Fluenz im RDB benötigt man das Flussintegral über die gesamte Betriebszeit des Reaktors. Dabei ist der Fluss über die zeitabhängige Spaltquelle durch die Transportgleichung bestimmbar. Mit Hilfe des Transportoperator TR und bei gegebenen äußeren Quellen lässt sich die Gleichung in der Form

$$TR * \phi(\vec{r}, E, t) = S(\vec{r}, E, t) \quad (7.1)$$

schreiben und als formale Lösung aus 1 erhält man

$$\phi(\vec{r}, E, t) = TR^{-1} * S(\vec{r}, E, t) \quad (7.2)$$

Durch die Integration des Flusses über die Zeit erhält man die Fluenz

$$\Psi(\vec{r}, E) = \int_t TR^{-1} * S(\vec{r}, E, t) dt \quad (7.3)$$

Für den relevanten Energiebereich kann angenommen werden, dass sich die Transporteigenschaften, wie im Abschnitt 2.2 erwähnt wurde, nur marginal bzw. nicht ändern. So das man die Gleichung (7.3) wie folgt schreiben kann

$$\Psi(\vec{r}, E) = TR^{-1} \int_t S(\vec{r}, E, t) dt \quad (7.4)$$

Die Gleichung (7.4) zeigt, dass man zur Berechnung der Fluenz die zeitlich integrierten Quellen benötigt. Ausführlich wird in [7.12] deren Berechnung beschrieben. Für deren Bestimmung wurden die Neutronenquellen verwendet, die im Rahmen des Projektes bereitgestellt worden sind [7.10]. Die Quelldaten waren für die Kassetten des 60° Sektors gegeben. Dabei waren Die Kassetten in 10 Höhenabschnitte unterteilt.

Auf Basis der berechneten Neutronenquellstärke der einzelnen Quellvolumina wurden die Gesamtquellstärken und die Quellverteilungen berechnet. Die Gesamtquellstärke und die Verteilung der prompten Spalt-Gamma-Strahlung wurden proportional zu denen der Neutronen angenommen. Die verzögerten Spalt-Gamma-Strahlung wurden nicht berücksichtigt, da für deren Bestimmung spezielle Abbrandrechnungen notwendig wären. Aus durchgeführten ORIGEN-Rechnungen ist bekannt, dass etwa ebenso viele verzögerte Spalt-Gamma-Strahlung wie prompte Spalt-Gamma-Strahlung entsteht.

Der Proportionalitätsfaktor wurde auf Grundlage der U-235-Spaltung bestimmt. Die Verteilung wurde entsprechend der Neutronen gewählt. Durch den Einsatz von Abschirmkassetten in den letzten Zyklen wurden für diese separate Quellverteilungen bestimmt. Für die äußeren drei Kassettenreihen standen zusätzlich höhenabhängige normierte Leistungsverteilungen ihrer Brennstäbe zur Verfügung. Diese Daten wurden zur Verteilung der Quellen innerhalb dieser Kassetten verwendet.

Standardmäßig wurden für die Rechnungen nur die äußeren 34 Brennstoffkassetten als Quellzonen benutzt, da der Einfluss von noch weiter in liegenden Kassetten vernachlässigt werden kann. Für Rechnungen außerhalb des Spaltzonenbereiches wurden die Quellzone entsprechend eines möglichen Einflusses über die Boden- bzw. der Deckfläche der Spaltzone erweitert. Für diese zusätzlichen Quellzonen wurden dabei keine inneren Leistungsunterschiede angenommen.

Wegen des Einsatzes von frischen Brennstoffkassetten in den äußeren Reihen der Spaltzone (außer im Zyklus 14) wurde für die Energieverteilung der Quelle das Spaltspektrum von U-235 genutzt. Die Energiestruktur der Quelle war die SAND II Struktur (640 Energiegruppen) im Energiebereich von 20 MeV bis 10 eV. Dieser Energiebereich umfasste 415 Energiegruppen.

### **7.2.7 Allgemeine Angaben zu den Neutronen- und Gammarechnungen**

Zur Verbesserung der Statistik der Gruppenwerte in den Spektren wurden separate Rechnungen für die oberen Energiegruppen durchgeführt. So wurden Rechnungen mit jeweils nur den ersten 3, 7, 14 und 21 oberen Energiegruppen ausgeführt. Die Neutronenquelle wurde, auf Basis der bereitgestellten Daten, als „äußere Quelle“ vorgegeben. Die Spaltreaktion wurde als Absorptionreaktion ohne Gammaproduktion behandelt.

Für die Berechnung der Gammafluenzen wurden einmal eine gekoppelte Neutronen-Gamma-Rechnungen mit Neutronenquelle für den Beitrag aus den Neutronenreaktionen und einmal eine Gammarechnungen mit Gammaquelle für den Beitrag der Spalt-Gamma-Strahlung durchgeführt.

Die Fehler der Energiegruppenwerte liegen meistens unter 1 %. Nur im epithermischen und thermischen Energiebereich treten etwas größere Fehler auf. Die Fehler bei den integralen Fluenzwerten können somit generell kleiner als 1 % angegeben werden. Die Rechnungen wurden auf dem Rossendorfer LINUX Cluster mit Xeon-Prozessoren durchgeführt.

## 7.2.8 Fluenzberechnung bei der Schweißnaht 0.1.4

Die Schweißnaht 0.1.4, die sich im Bereich höherer Fluenzen (30 cm oberhalb der Spaltzonenunterkante) befand, erwies sich in der Vergangenheit als besonders kritisch hinsichtlich der Veränderung der Materialeigenschaften. Die Lebenszeit des Druckbehälters wird deshalb maßgeblich durch die Fluenz in diesem Bereich bestimmt. Deshalb wurde der Bereich der Schweißnaht des Blocks 1 nach Beendigung des 13. Zyklus ausgeglüht. Daraus ergab sich die Notwendigkeit, für die Zyklen nach dem Ausglühen separate Fluenzwerte zu berechnen.

In diesem Bericht werden nur die Ergebnisse der azimuthalen Position bei 30° dargestellt, da von der Position bei 0° keine Proben genommen wurden. Die Tabelle 7.1 zeigt die integralen Fluenzwerte an der Innen- und Außenseite des RDB für die gesamte Betriebszeit des Reaktors und für die Zyklen nach dem Ausglühen (Zyklus 14, 15). In den Werten für die Gamma-Strahlung fehlt der Beitrag der verzögerten Spalt-Gamma-Strahlung. Eine Abschätzung ergab aber, dass sich die Werte um max. 5 % vergrößern würden. Im Anhang befinden sich Tabellen, welche die Werte des Fluenzverlaufes durch den Druckbehälter zeigen.

Tabelle 7.1: Fluenzwerte und deren statistischen Fehler in Prozent der Schweißnaht 0.1.4 des RDBs vom Block1 (Position: 30 cm oberhalb der Spaltzonenunterkante, Azimutalwinkel 30°)

	Für alle 15 Zyklen				Nach dem Ausglühen (Zyklen 14 u. 15)			
	Innenseite		Außenseite		Innenseite		Außenseite	
	Fluenz in cm <sup>-2</sup>	%	Fluenz in cm <sup>-2</sup>	%	Fluenz in cm <sup>-2</sup>	%	Fluenz in cm <sup>-2</sup>	%
<b>Neutronen</b>								
<b>E&gt;5.0MeV</b>	4.838E+18	0.22	3.533E+17	0.22	1.432E+17	0.92	1.243E+16	0.78
<b>E&gt;3.0MeV</b>	8.067E+18	0.16	6.382E+17	0.52	2.317E+17	0.69	2.098E+16	1.92
<b>E&gt;1.0MeV</b>	2.972E+19	0.19	5.100E+18	0.91	8.384E+17	0.81	1.631E+17	3.47
<b>E&gt;0.5MeV</b>	4.048E+19	0.17	9.905E+18	0.71	1.167E+18	0.71	3.346E+17	2.56
<b>E&gt;0.1MeV</b>	5.996E+19	0.15	2.005E+19	0.67	1.787E+18	0.61	7.211E+17	2.28
<b>thermal</b>	6.627E+19	0.81	1.167E+18	10.30	2.439E+18	2.70	6.579E+16	22.30
<b>Total</b>	1.974E+20	0.31	3.537E+19	1.11	6.680E+18	1.12	1.516E+18	3.16
<b>DPA</b>	8.667E+22		1.799E+22		4.370E+22		9.072E+21	
<b>Gamma-Strahlung</b>								
<b>E&gt;5.0MeV</b>	7.826E+19	0.69	1.791E+18	2.22	4.022E+18	0.25	8.860E+16	1.35
<b>E&gt;3.0MeV</b>	9.968E+19	0.58	2.300E+18	1.89	4.840E+18	0.22	1.047E+17	1.16
<b>E&gt;1.0MeV</b>	1.666E+20	0.50	3.315E+18	2.07	7.107E+18	0.18	1.326E+17	1.07
<b>Total</b>	2.215E+20	0.44	4.345E+18	2.48	8.321E+18	0.18	1.728E+17	1.72
<b>DPA</b>	5.059E+20		1.101E+19		2.512E+19		5.248E+17	

Die Abb. 7.4 zeigt den radialen Verlauf verschiedener integraler Größen über die Dicke des RDB. Die Kurven zeigen annähernd den erwarteten Verlauf einer abfallenden Exponentialfunktion. Größere Differenzen sind im Innen- und Außenbereich von RDB zu erkennen. Ursache dieser Abweichungen sind physikalische Effekte, die beim Übergang der Neutronen in die verschiedenen Materialzonen auftreten. Der Anstieg der thermischen Fluenz im äußeren Bereich des RDB wird durch die Rückstreuung der Neutronen vom Ringbehälter verursacht. Im Gegensatz zu den Neutronen zeigen die Gammafluenzwerte einen nahezu exponentieller Abfall durch den Druckbehälter. Der Anteil der Spalt-Gamma-Strahlung an der Gesamtfluenz betrug an der Innenseite des RDBs maximal 6 % und hat somit nur einen geringen Einfluss. Die Rechnungen zeigten, dass trotz des Einsatzes von Abschirmkassetten in den letzten Zyklen der maximale azimuthale Fluenzwert bei 30° liegt. Die Werte bei 0° sind rund 15 % kleiner. Dagegen lag die Maximalfluenz nach dem Ausglühen durch den Einsatz von Abschirmkassetten im Bereich vom 0° bis 15°.

Im Allgemeinen konnten durch den Einsatz von 6 Abschirmkassetten die Fluenzwerte bei der Position 30° um 80 % und bei 0° um 60 % gegenüber den Fluenzwerten der Standardbeladung gesenkt werden. Beim Einsatz von nur 4 Abschirmkassetten betrug die Absenkung bei 0° nur 20 %. Die Schwächung der Gamma-Strahlung ist allgemein geringer und lag bei rund 30 % des Wertes der Standardbeladung.

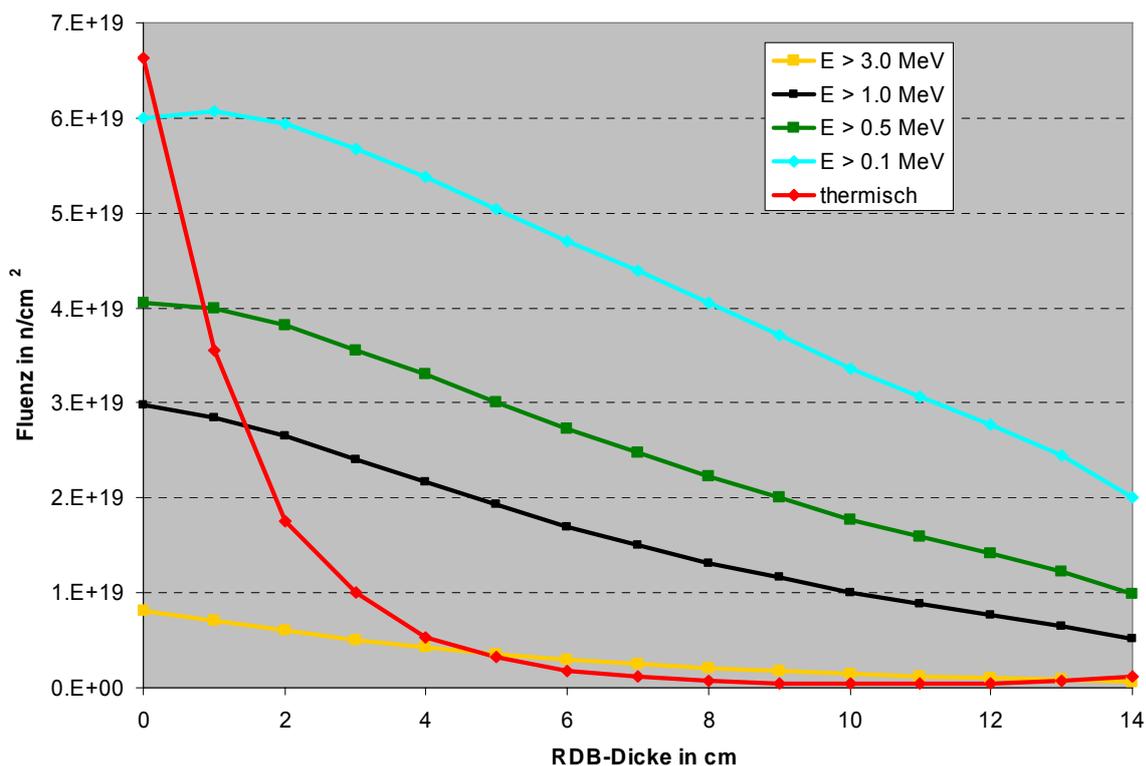


Abb. 7.4: Verlauf von integralen Fluenzwerten über alle 15 Zyklen in der Schweißnaht 0.1.4 des RDBs vom Block 1 (Azimutalwinkel 30°)

## 7.2.9 Fluenzberechnung im Basismaterial

Die Tabellen 7.2 und 7.3 zeigen die integralen Fluenzwerte des Basismaterials. Die Abb. 7.5 und 7.6 zeigen die entsprechenden Fluenzverläufe durch den Druckbehälter.

Tabelle 7.2: Fluenzwerte und deren statistischen Fehler in Prozent der Basismaterialprobe des RDBs vom Block1 (Pos.: 70 cm oberhalb der Spaltzonenunterkante, Azimutalwinkel 30°)

	Für alle 15 Zyklen				Nach dem Ausglühen (Zyklen 14 u. 15)			
	Innenseite		Außenseite		Innenseite		Außenseite	
	Fluenz in cm <sup>-2</sup>	%	Fluenz in cm <sup>-2</sup>	%	Fluenz in cm <sup>-2</sup>	%	Fluenz in cm <sup>-2</sup>	%
<b>Neutronen</b>								
<b>E&gt;5.0MeV</b>	6.094E+18	0.11	4.768E+17	0.15	1.286E+17	0.18	1.113E+16	0.25
<b>E&gt;3.0MeV</b>	1.015E+19	0.09	8.299E+17	0.12	2.059E+17	0.15	1.901E+16	0.35
<b>E&gt;1.0MeV</b>	3.797E+19	0.07	7.064E+18	0.14	7.971E+17	0.15	1.660E+17	0.23
<b>E&gt;0.5MeV</b>	5.188E+19	0.06	1.369E+19	0.14	1.110E+18	0.12	3.357E+17	0.19
<b>E&gt;0.1MeV</b>	7.777E+19	0.05	2.769E+19	0.09	1.714E+18	0.10	7.234E+17	0.15
<b>thermal</b>	8.411E+19	0.28	1.796E+18	0.50	2.078E+18	0.46	5.346E+16	0.96
<b>Total</b>	2.543E+20	0.10	4.871E+19	0.07	5.985E+18	0.17	1.365E+18	0.11
<b>DPA</b>	5.055E+22		1.138E+22		1.080E+21		2.876E+20	
<b>Gamma-Strahlung</b>								
<b>E&gt;5.0MeV</b>	6.795E+19	2.47	1.837E+18	2.34	2.015E+18	2.10	5.234E+16	1.38
<b>E&gt;3.0MeV</b>	9.469E+19	1.90	2.912E+18	1.64	3.067E+18	1.54	8.800E+16	1.00
<b>E&gt;1.0MeV</b>	1.990E+20	1.20	6.190E+18	0.92	6.061E+18	0.87	1.839E+17	0.72
<b>Total</b>	6.280E+20	0.52	1.616E+19	0.52	1.946E+19	0.46	5.313E+17	0.60
<b>DPA</b>	5.817E+20		1.253E+19		7.555E+19		3.580E+17	

Tabelle 7.3: Fluenzwerte und deren statistischen Fehler in Prozent der Basismaterialprobe des RDBs vom Block1 (Pos.: 29 cm oberhalb der Spaltzonenoberkante, Azimutalwinkel 30°)

	Für alle 15 Zyklen				Nach dem Ausglühen (Zyklen 14 u. 15)			
	Innenseite		Außenseite		Innenseite		Außenseite	
	Fluenz in cm <sup>-2</sup>	%	Fluenz in cm <sup>-2</sup>	%	Fluenz in cm <sup>-2</sup>	%	Fluenz in cm <sup>-2</sup>	%
<b>Neutronen</b>								
<b>E&gt;5.0MeV</b>	1.976E+17	0.23	2.414E+16	1.05	6.194E+15	0.25	7.692E+14	0.52
<b>E&gt;3.0MeV</b>	3.033E+17	0.20	3.809E+16	0.70	9.068E+15	0.21	1.456E+15	1.00
<b>E&gt;1.0MeV</b>	1.049E+18	0.11	3.713E+17	0.29	3.410E+16	0.12	1.597E+16	0.32
<b>E&gt;0.5MeV</b>	1.484E+18	0.09	8.477E+17	0.22	5.058E+16	0.09	3.422E+16	0.21
<b>E&gt;0.1MeV</b>	2.340E+18	0.07	2.015E+18	0.16	8.871E+16	0.07	8.405E+16	0.14
<b>thermal</b>	2.120E+18	0.30	2.140E+17	0.64	6.039E+16	0.36	9.723E+15	1.51
<b>Total</b>	7.180E+18	0.10	4.283E+18	0.10	2.509E+17	0.10	1.908E+17	0.12
<b>DPA</b>	1.472E+21		7.571E+20		5.010E+19		3.144E+19	
<b>Gamma-Strahlung</b>								
<b>E&gt;5.0MeV</b>	5.407E+18	2.35	2.173E+17	1.99	2.432E+17	2.09	9.588E+15	1.66
<b>E&gt;3.0MeV</b>	7.662E+18	1.73	3.994E+17	1.72	4.093E+17	1.47	1.509E+16	1.40
<b>E&gt;1.0MeV</b>	1.608E+19	0.88	7.262E+17	1.19	8.080E+17	0.85	3.052E+16	1.49
<b>Total</b>	5.020E+19	0.34	2.153E+18	0.89	2.365E+18	0.52	1.151E+17	1.37
<b>DPA</b>	5.229E+19		1.101E+19		5.211E+18		5.248E+17	

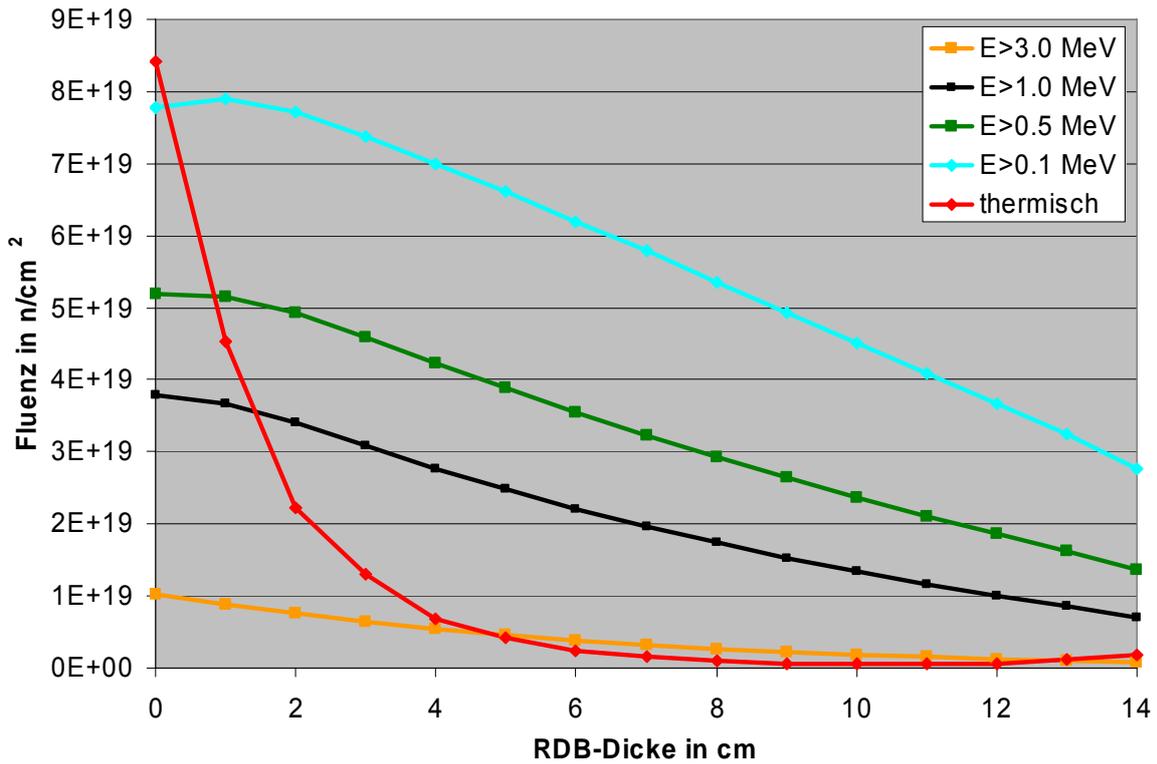


Abb. 7.5: Verlauf von integralen Fluenzwerten über alle 15 Zyklen im Basismaterial 70 cm oberhalb Spaltzonenunterkante des RDB Block 1 (Azimutalwinkel 30°)

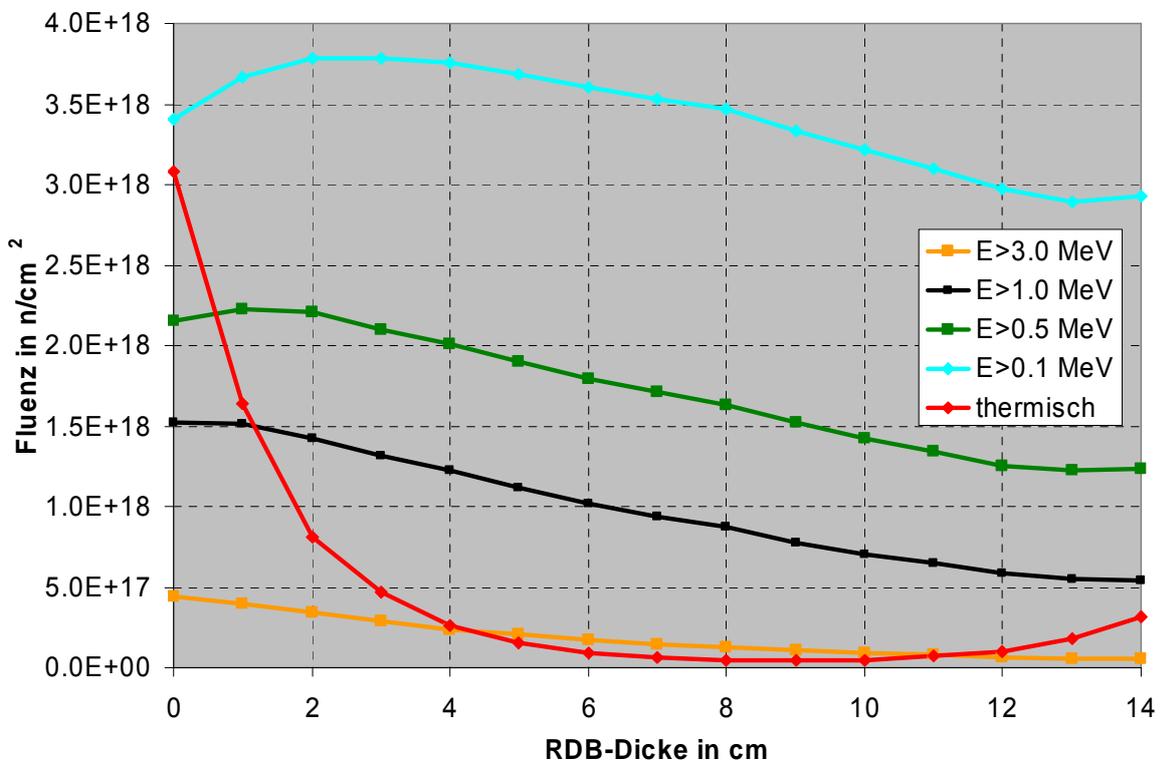


Abb. 7.6: Verlauf von integralen Fluenzwerten über alle 15 Zyklen im Basismaterial 29 cm oberhalb Spaltzonenoberkante des RDB Block 1 (Azimutalwinkel 30°)

Die erste Probenposition für das Basismaterial befand sich 70 cm oberhalb der Spaltzonenunterkante in Bereich der Ausglühzone. Die zweite befand 29 cm oberhalb der Spaltzonenoberkante und somit außerhalb des Ausglühbereiches. Die Ergebnisse für die untere Basismaterialprobe unterscheiden sich qualitativ nicht von denen der Schweißnaht. Quantitativ liegen alle Werte um etwa 30 % über denen der Schweißnaht.

Ein etwas anderes Bild ergibt der Vergleich mit den Werten aus der oberen Basismaterialprobe. Der Verlauf der integralen Fluenzwerte durch den Druckbehälter ist flacher. Als Ursache werden die veränderten geometrischen Bedingungen gegenüber denen in Spaltzonenhöhe vermutet. Der Einsatz von Abschirmkassetten hat dagegen kaum Einfluss auf den Verlauf. Beim direkten Vergleich muss aber berücksichtigt werden, so die Neutronen bzw. Gammafluenzen rund um den Faktor unterschiedlich waren.

### 7.2.10 Vergleich mit den früheren Ergebnissen

Tabelle 7.2 und Tabelle 7.3 zeigen Vergleiche mit Ergebnissen, die im Rahmen des europäischen TACIS-Projekts NUCRUS96601 [7.14] erzielt wurden. Für den Vergleich wurden die TACIS-Werte linear interpoliert. Die TACIS-Werte über alle Zyklen sind im Allgemeinen um 10 bis 20 % größer als die jetzt ermittelten Werte.

*Tabelle 7.2: Vergleich von integralen Fluenzwerten des Blocks 1 an der Schweißnaht 0.1.4 mit den entsprechenden Ergebnissen aus dem Tacis Bericht*

Integrale Fluenzwerte für 15 Zyklen und bei 30°						
	Außenwand			Innenwand		
	WTZ	TACIS	TACIS/WTZ	WTZ	TACIS	TACIS/WTZ
<b>E&gt;1.0 MeV</b>	5.1002E+18	4.9002E+18	0.96	2.9716E+19	3.2983E+19	1.11
<b>E&gt;0.5 MeV</b>	9.9049E+18	1.1770E+19	1.19	4.0476E+19	5.1604E+19	1.27
Integrale Fluenzwerte nach dem Ausglühen und bei 30°						
	Außenwand			Innenwand		
	WTZ	TACIS	TACIS/WTZ	WTZ	TACIS	TACIS/WTZ
<b>E&gt;1.0 MeV</b>	1.6311E+17	1.8622E+17	1.14	8.3838E+17	1.1468E+18	1.37
<b>E&gt;0.5 MeV</b>	3.3456E+17	4.7840E+17	1.43	1.1670E+18	1.8029E+18	1.54

*Tabelle 7.3: Vergleich von integralen Fluenzwerten des Blocks 1 im Schmiedering (72 cm vom Spaltzonenboden) mit den entsprechenden Ergebnissen aus dem Tacis Bericht*

Integrale Fluenzwerte für 15 Zyklen und bei 30°						
	Außenwand			Innenwand		
	WTZ	TACIS	TACIS/WTZ	WTZ	TACIS	TACIS/WTZ
<b>E&gt;1.0 MeV</b>	7.0642E+18	6.7382E+18	0.95	3.7971E+19	4.3675E+19	1.15
<b>E&gt;0.5 MeV</b>	1.3686E+19	1.6066E+19	1.17	5.1879E+19	6.8513E+19	1.32
Integrale Fluenzwerte nach dem Ausglühen und bei 30°						
	Außenwand			Innenwand		
	WTZ	TACIS	TACIS/WTZ	WTZ	TACIS	TACIS/WTZ
<b>E&gt;1.0 MeV</b>	2.442E+17	2.6753E+17	1.10	1.150E+18	1.5418E+18	1.34
<b>E&gt;0.5 MeV</b>	4.943E+17	6.7056E+17	1.36	1.608E+18	2.4798E+18	1.54

Dagegen weichen die Integralwerte für die Fluenz nach dem Ausglühen deutlich voneinander ab. Es wird vermutet, dass bei der Anwendung der Greenschen Funktionen die Einflüsse der Abschirmkassetten nur unzureichend berücksichtigt und somit die Leistungsverteilungen in

den relevanten Brennstoffkassetten bei den TACIS Rechnungen falsch wiedergespiegelt werden.

Weitere Gründe für die Differenzen könnten die neuen Querschnitt- und Quelldaten sein oder an den physikalischen Verbesserungen liegen, die im Programm vorgenommen wurden.

### 7.2.11 Vergleich mit experimentellen Werten vom Zyklus 12

Zur Absicherung der berechneten Ergebnisse wurde ein Vergleich mit Messungen vom 12. Zyklus durchgeführt. In diesem Zyklus war ein Netz von Fluenzmonitoren an der Außenwand des RDB befestigt. Die Ergebnisse wurden in [7.13] veröffentlicht. Zum Einsatz kamen unterschiedliche Neutronenaktivierungsdetektoren. Die Berechnung der Reaktionsraten der Monitore erfolgte mit Hilfe der Querschnittsbibliothek IRDF-90 rev. 2.

Für diesen Vergleich wurden separate Rechnungen durchgeführt. Neben der Standardrechnung mit 47/20 Energiegruppen wurde auch Feingruppenrechnungen mit 640 Neutronenenergiegruppen durchgeführt. Zusätzlich wurden die Ergebnisse noch mit Werten einer unabhängigen Rechnung verglichen. Diese Rechnungen wurden vom russischen Partner mit dem deterministischen Code DORT [7.3] durchgeführt. Für den Vergleich wurden folgende Reaktionen ausgewertet: Fe54(n,p), Ni58(n,p), Ti46(n,p), Cu63(n,a) Nb93(n,n').

*Tabelle 7. 7: C/E und C/C Werte des Blocks 1 im Zyklus 12 an der Position von 54°. Die TRAMO Werte wurden mit einem 47/20 und 640/94 Gruppensatz berechnet.*

	<b>Fe54(n,p)</b>	<b>Ni58(n,p)</b>	<b>Ti46(n,p)</b>	<b>Cu63(n,a)</b>	<b>Nb93(n,n')</b>
<b>TRAMO<sub>47</sub> / EXP</b>	0.984	1.077	0.997	1.016	0.649
<b>TRAMO<sub>640</sub> / EXP</b>	1.067	1.158	1.048	0.994	0.671
<b>DORT / EXP</b>	0.997	1.085	1.009	0.999	0.629
<b>TRAMO<sub>47</sub> / DORT</b>	0.986	0.993	0.988	1.017	1.032
<b>TRAMO<sub>640</sub> / DORT</b>	1.070	1.067	1.039	0.995	1.067

*Tabelle 7.8: C/E und C/C Werte des Blocks 1 im Zyklus 12 an der Position von 40°. Die TRAMO Werte wurden mit einem 47/20 und 640/94 Gruppensatz berechnet.*

	<b>Fe54(n,p)</b>	<b>Ni58(n,p)</b>	<b>Ti46(n,p)</b>	<b>Cu63(n,a)</b>	<b>Nb93(n,n')</b>
<b>TRAMO<sub>47</sub> / EXP</b>	0.917	1.017	0.930	0.929	0.700
<b>TRAMO<sub>640</sub> / EXP</b>	0.983	1.084	0.969	0.927	0.722
<b>DORT / EXP</b>	1.007	1.106	1.056	1.068	0.712
<b>TRAMO<sub>47</sub> / DORT</b>	0.910	0.919	0.881	0.869	0.983
<b>TRAMO<sub>640</sub> / DORT</b>	0.976	0.980	0.918	0.868	1.014

Der Vergleich der Ergebnisse der beiden Gruppenrechnungen zeigte, außer im thermischen Bereich, eine sehr gute Übereinstimmung in den Fluenzwerten. Die Tabellen 7.7 und 7.8 zeigen die C/E und  $C_{\text{TRAMO}}/C_{\text{DORT}}$  Verhältnisse an zwei Positionen. Die Abweichungen von den experimentellen Werten mit Ausnahme der Nb Werte sind kleiner 10 % und stimmen auch gut mit den berechneten DORT Werten überein. Die Abweichungen beim Nb sind systematisch und liegen bei rund 30 %. Die Ursache dieser konstanten Abweichung konnte im Rahmen dieses Projektes nicht geklärt werden.

## 7.2.12 Aktivitätsberechnung für neue Messwerte

Es ist beabsichtigt, die berechneten Fluenzwerte anhand von neuen Experimenten zu überprüfen. Zu diesem Zweck wurde die Aktivität vom Nb-93 bestimmt, welches in Spuren im RDB-Stahl und im Schweißmaterial vorhanden ist. Die Auswertung von Nb-93 gehört zu den Standardverfahren der experimentellen Fluenzbestimmung in der Reaktordosimetrie.

Als problematisch erwies sich der Umstand, dass der Stahl als Legierungselement Molybdän enthält, welches als zusätzlicher Produktionsterm von metastabilem Nb-93 auftrat. Durch thermischen bzw. epithermischen Neutroneneinfang von Mo-92 entsteht Mo-93, welches sich mit einer Halbwertszeit von 4000a vorwiegend in metastabiles Nb-93 umwandelt. Entsprechend musste die Produktion von metastabilem Nb-93 aus dem im Stahl vorhandenen Molybdän berücksichtigt werden.

Die Aktivitäten des Niobs wurden auf Basis der berechneten Fluenzspektren der Zyklen bestimmt. Die Änderungen innerhalb der Zyklen konnten wegen der relativ langen Halbwertszeit vernachlässigt werden. Die Zeitabhängigkeit der Aktivität lässt sich mit den inhomogen linearen Differentialgleichungen

$$A_{Nb \rightarrow Nb} = \frac{dN}{dt} = RR_{Nb} - \lambda_{93m Nb} * N_{93m Nb} \quad (7.5)$$

für die Aktivität aus dem Niob und

$$A_{Mo \rightarrow Nb} = \frac{dN}{dt} = (RR_{92 Mo} - \lambda_{93 Mo} * N_{93 Mo}) - \lambda_{93m Nb} * N_{93m Nb} \quad (7.6)$$

für die Aktivität aus dem Molybdän beschreiben. RR ist die Reaktionsrate für das entsprechende Nuklid.

Die Lösung der Gleichung (7.5) unter der Annahme, dass zu Beginn der Bestrahlung keine aktiven Kerne vorhanden waren, ist die so genannte Aktivierungsgleichung

$$A_{Nb \rightarrow Nb} = RR_{Nb} * \left(1 - e^{-\lambda_{93m Nb} * t_b}\right) * e^{-\lambda_{93m Nb} * t_a} \quad (7.7)$$

mit  $t_b$  als Bestrahlungszeit und  $t_a$  als die Zeit, die vom Ende des betrachteten Bestrahlungsintervalls bis zum Messzeitpunkt vergangen ist. Für die Gleichung (7.6) ergibt sich für die Niobkerne aus dem Molybdän am Ende der Bestrahlung die Lösung

$$N(t_b)_{Mo \rightarrow Nb} = RR_{Mo} * \left[ \frac{1 - e^{-\lambda_{93m Nb} * t_b}}{\lambda_{93m Nb}} + \frac{e^{-\lambda_{93 Mo} * t_b} - e^{-\lambda_{93m Nb} * t_b}}{\lambda_{93 Mo} - \lambda_{93m Nb}} \right] \quad (7.8)$$

und für die Aktivität zum Messzeitpunkt

$$A_{Mo \rightarrow Nb} = \lambda_{93m Nb} \left[ \begin{array}{l} N(t_b)_{Mo \rightarrow Nb} * e^{-\lambda_{93m Nb} * t_a} + \\ RR_{Mo} * \left(1 - e^{-\lambda_{93 Mo} * t_b}\right) * \frac{e^{-\lambda_{93 Mo} * t_a} - e^{-\lambda_{93m Nb} * t_a}}{\lambda_{93m Nb} - \lambda_{93 Mo}} \end{array} \right] \quad (7.9)$$

Mit Hilfe dieser Gleichungen wurde für jeden Zyklus eine Aktivität bestimmt.

Auf Basis der experimentell bestimmten Konzentrationen von 7,7 ppm Niob und 3900 ppm Molybdän im Stahl wurden Niob-Aktivitäten an der Innenseite des RDB von rund 211 Bq berechnet. Dabei entstammt die Aktivität des Nb-93 zu rund 60 % aus dem Spurenelement Niob und zu rund 40 % aus dem Molybdän. Die Zusammensetzung der Aktivitätsanteile ist dabei sehr stark von dem Verhältnis der Konzentrationen der Elemente Nb und Mo abhängig. Bei sehr kleinen Niob-Konzentration wie zum Beispiel 1 ppm würde der größte Teil der Aktivität vom Mo-Pfad erzeugt werden und kann somit nicht mehr als Maß für die schnelle Fluenz genutzt werden.

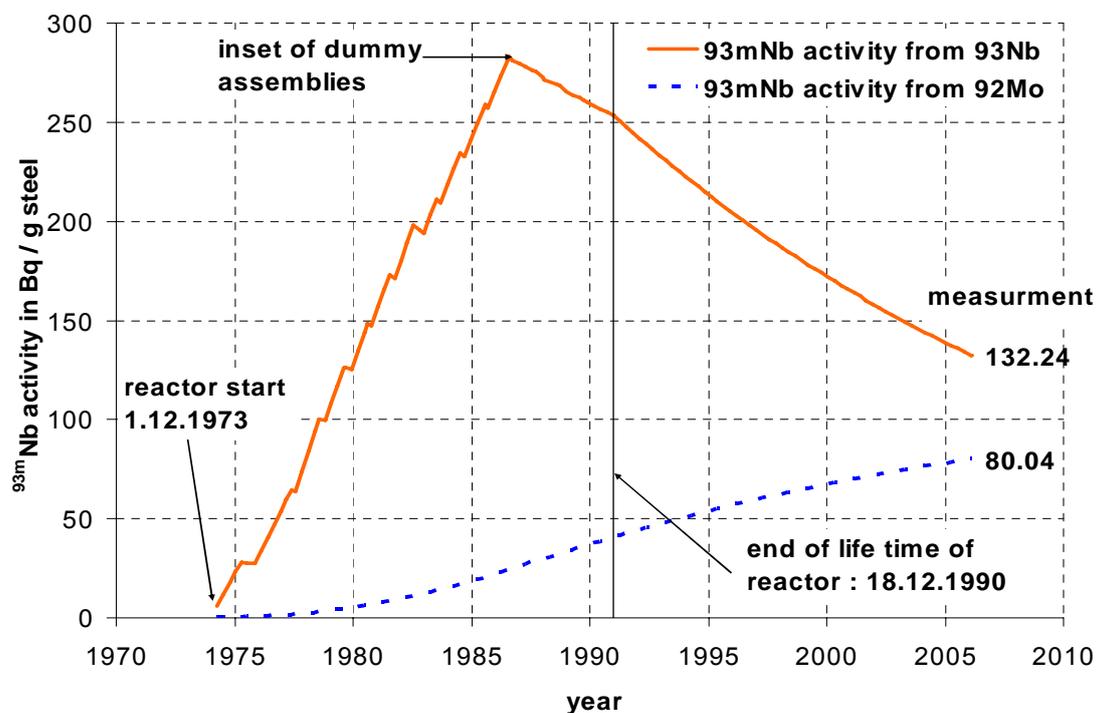


Abb. 7.7: Aktivitätsaufbau am Block 1 des KKW Greifwald an der Innenwand des RDB (8 ppm Nb u. 4000 ppm Mo)

Bei diesem Ergebnis muss zusätzlich berücksichtigt werden, dass einerseits die zur Bestimmung der Niobproduktion aus dem Mo genutzten Querschnittsdaten vom 92-Mo nicht ausreichend getestet sind und andererseits z.B. für die Halbwertszeiten des 93-Mo in der Literatur unterschiedliche Angaben zu finden sind. Diese Unsicherheiten wurden durch die parallel durchgeführten Rechnungen mit dem Aktivierungsprogramm FISPAC bestätigt. So ergab der Vergleich mit FISPAC-Rechnungen Aktivitätsunterschiede bis zu 30 %. Die Ursachen lagen eindeutig in den verwendeten Querschnittsdaten und den physikalischen Basisdaten.

Der Vergleich mit Experimenten steht noch aus.

### 7.3 Nutzen/Veröffentlichungen

Für jede vorgesehene Probenposition wurden Neutronentransportrechnungen mit hoher örtlicher Auflösung durchgeführt. Auf Basis der berechneten Spektren werden, die für die Versprödung wichtigen Fluenzintegrale  $E > 0.1$ ,  $0.5$  und  $1.0$  MeV für Neutronen bestimmt. Erstmals wurden auch Fluenzwerte von Gamma-Strahlung bzw. der thermischen Neutronen des RDB berechnet.

Durch die Verwendung von verbesserten Quelldaten und neuesten Querschnittsdaten wurde die Genauigkeit gegenüber früheren Rechnungen stark verbessert. Der statistische Fehler lag bei allen Ergebnissen unter 1 %.

Beim russischen Partner wurden unabhängige Vergleichsrechnungen mit dem Programm DORT [7.3] durchgeführt.

Ergebnisse des Teilvorhabens haben zu folgenden Veröffentlichungen beigetragen:

Rindelhardt, U.; Konheiser, J.; Viehrig, H.-W.

Investigation of WWER RPV steel and cladding from Greifswald NPP

Workshop "Improved Reactor Pressure Vessels (RPV) Structural Integrity Assessment for NPPs", IAEA, 18.-21.10.2005, Madrid, Spain

Konheiser, J.; Rindelhardt, U.; Viehrig, H.-W.

RPV investigations of Greifswald WWER-440 units: New dosimetry results and material testing concepts

Annual meeting on nuclear technology 2005, May 10-12, Nürnberg, Proc. p.641, Deutsches Atomforum, 10.-12.05.2005, Nürnberg, Deutschland, Proc. Annual Meeting on Nuclear Technology, 641

Konheiser, J.; Rindelhardt, U.; Viehrig, H.-W.

Post mortem investigations of Greifswald VVER 440 reactor pressure vessel: Recent progress in dosimetry and material investigations

4th International Conference on: Safety assurance of nuclear power plants with WWER, Podolsk (Russia), 23-25 May 2005

Borodkin, G.; Khrennikov, N.; Böhmer, B.; Noack, K.; Konheiser, J.

Deterministic and Monte Carlo neutron transport calculation for

Greifswald-1 and comparison with ex-vessel measurement data

12 th International Symposium on Reactor Dosimetry, 08.-13.05.2005, Gatlinburg, USA

Journal of ASTM International 3(2006)4 Rindelhardt, U.; Konheiser, J.; Viehrig, H.-W.;

Gleisberg, B.

Pressure vessel investigations of the former Greifswald NPP: Fluence calculations and Nb based fluence measurements

14th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 14), ASME, 17.-20.07.2006, Miami, USA

Rindelhardt, U.; Konheiser, J.; Viehrig, H.-W.; Gleisberg, B.

Retrospective dosimetry of Greifswald VVER 440 RPV: Fluence calculations and Nb based fluence measurements

MATERIAL ISSUES IN DESIGN, MANUFACTURING AND OPERATION OF NUCLEAR POWER PLANTS EQUIPMENT, CRISM Prometey, IAEA, EU-JRC, 06.-

09.06.2006, St. Petersburg, Russland

Proceedings of the 9th International Conference on MATERIAL ISSUES IN .. NPPs, 241-247

## 7.4 Literatur

- [7.1] H.-U. Barz, TRAMO - a Flexible Multigroup Neutron Transport Code on the Basis of the Monte Carlo Method for Flux Calculations, ZfK- 705, Rossendorf 1990

- [7.2] H.-U. Barz, J. Konheiser, Monte-Carlo Programm TRAMO - Möglichkeiten und Anleitung zur Nutzung , FZR Bericht-245, Rossendorf , Dezember 1998
- [7.3] Rhoades, W. and Childs, R. (1991) TORT/DORT: Two-and Three Dimensional Discrete Ordinates Transport (CCC-543, RSIC, ORNL, TN).
- [7.4] D.E. Alexander and L.E. Rehn, Defect production considerations for gamma ray irradiation of reactor pressure vessel steels, J. Nucl. Mater. 240 (1997 ) 196-204
- [7.5] Report on Computing Radiation Dose to Reactor Pressure Vessel and Internals, State-of-the-Art, NEA/NSC/DOC (96) 5, October 1996
- [7.6] Embrittlement Studies of the Reactor Pressure Vessel of the Greifswald-440 Reactors (NUCRUS96601), Technical Report Task 4: Data Collection, October 1999
- [7.7] R. E. MacFarlane, D. W. Muir (1994), The NJOY Nuclear Data Processing System (Version 91), Los Alamos, LA-12740-M
- [7.8] V. McLane, ENDF-102 DATA FORMATS AND PROCEDURES FOR THE EVALUATED NUCLEAR DATA FILE ENDF-6, Revised April 2001, BNL-NCS-44945-01/04-Rev.
- [7.9] R.W. Roussin, J.R. Knight , J.H. Hubbell, R.J. Howerton, Description of the DLC-99/HUGO Package of Photon Interaction Data in ENDF/B-V Format, ORNL/RSIC-46 (ENDF-335) (Dezember 1983)
- [7.10] G. Suschowk, Daten zur Berechnung von Neutronenflussdichten in den Reaktordruckgefäßen der Blöcke 1 bis 4 der EWN GmbH, Technische Unterlage 6252/BK/H0031266
- [7.11] H.-U. Barz, B. Boehmer, J. Konheiser, I. Stephan, Monte Carlo Calculations of Neutron Fluence Spectra, Activation Measurements, Uncertainty Analysis and Spectrum Adjustment for the KORPUS Dosimetry Benchmark, Reactor Dosimetry, ASTM STP 1398, John G. Williams, David W. Vehar, Frank H. Ruddy, and David M. Gilliam, Eds., American Society for Testing and Materials, West Conshohocken, PA, 2000
- [7.12] Barz, H.-U.; Böhmer, B.; Konheiser, J.; Stephan, I. Entwicklung einer fortgeschrittenen Methodik zur Bestimmung der Neutronenbelastung des Druckbehältermaterials vom Reaktor des Typs WWER-1000, FZR Bericht-222, Rossendorf , Dezember 1998
- [7.13] H.-C. Mehmer, B. Böhmer, I. Stephan, " Neutronendosimetrie an der Druckgefäßenaußenwand des Blocks 1 im KKW Greifswald bei Einsatz von Abschirmkassetten " Arbeitsbericht ZfK – RPM 6/88
- [7.14] Embrittlement Studies of the Reactor Pressure Vessel of the Greifswald-440 Reactors, (TACIS Project NUCRUS96601) Technical Report Task 7: Neutron fluence 3D calculation (December 1999)

## 7.5 Zusammenfassung

An Hand der vorliegenden Ergebnisse wurden die notwendigen integralen Neutronen- und Gammafluenzen an den Probenorten mit hoher Genauigkeit bestimmt. Die Überprüfung der Resultate an früheren Rechnungen ergab beim Einsatz der Abschirmkassetten Unterschiede bis zu 40 %. Vergleiche mit Experimenten und parallel durchgeführten Rechnungen ergaben dagegen gute Übereinstimmungen. Die Unterschiede waren im Schnitt kleiner 10 %.

Erstmalig wurden für diesen Block Gammafluenzen bestimmt. Damit ist es möglich, den Einfluss der Gamma-Strahlungstrahlung auf die Materialeigenschaften von Reaktordruckbehältern abzuschätzen und den wahrscheinlichen Bedarf an weiterer Forschung auf diesem Gebiet genauer einzuschätzen. Das Vorhaben trägt zur Erhöhung der Sicherheit der Kernreaktoren, vorwiegend in Rußland, aber auch in Deutschland, bei.

## **8. Neutronendosimetrie von Voreilproben des WWER-1000 – Entwicklung und Verifikation von Codes für eine zuverlässige Lebensdauerprognose**

### **8.1 Aufgabenstellung**

Neben dem WWER-440 Reaktor ist der WWER-1000 der dominierende Reaktortyp in Osteuropa. Er zeichnet sich durch eine sehr kompakte Bauweise aus. Der Abstand zwischen dem Druckbehälter und dem Reaktorkern ist im Vergleich zu westlichen Reaktortypen wesentlich kleiner. Daher ist der RDB einer erheblich höheren Strahlenbelastung ausgesetzt und eine Überwachung der akkumulierten Neutronenfluenz in den Bereichen der höchsten Belastungen ist zwingend notwendig. Eine zuverlässige Bestimmung der Lebensdauer der Druckbehälter von WWER-1000 Reaktoren ist gegenwärtig aber nicht möglich, da die eingesetzten Surveillance-Proben auf Grund ihrer speziellen Position im Reaktor keine sicheren Aussagen über den Versprödungszustand des RDB in der höchstbelasteten Mittelebene des Reaktorkerns erlauben. Dazu wäre es notwendig, dass die Voreilproben von einem Neutronenfeld bestrahlt werden, das zwar eine höhere Intensität aber ein Energiespektrum haben sollte, das dem in der Mittelebene sehr ähnlich ist. Untersuchungen zu diesem Problem waren der Gegenstand des Teilprojekts A 4.5.

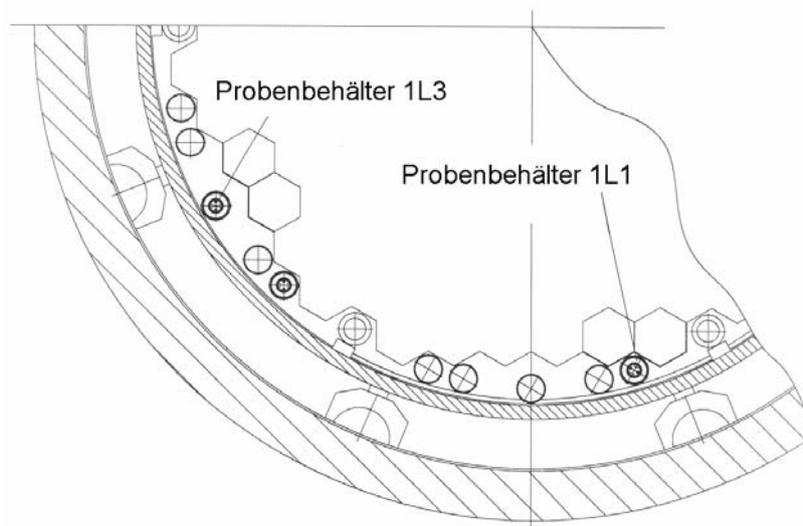
Die Aufgabenstellung des Vorhabens bestand darin, mit Hilfe des Rossendorfer Monte-Carlo-Codes TRAMO [8.1, 8.2] die wichtigen Strahlungskenngrößen in den Kapseln der Surveillance-Probenbehälter eines WWER-1000 Serienreaktors unter möglichst detaillierter Berücksichtigung der geometrischen Verhältnisse um und in den Behältern zu berechnen. Zur Absicherung der Rechnungen sollten deren Ergebnisse mit den Messergebnissen von Fluenzmonitoren, die während des Bestrahlungsexperiments am Reaktor Balakovo-1 in den Behältern installiert waren, verglichen werden. Die anwendungsorientierte Zielstellung des Vorhabens war, die für die Surveillance-Proben berechneten Strahlungskenngrößen denen aus dem Bereich des RDB um die Mittelebene des Reaktorkerns gegenüber zu stellen und aus dem Vergleich Schlussfolgerungen über die Verwendbarkeit der Proben als Monitore für den Materialzustand des RDB zu ziehen. Die wichtigen Strahlungskenngrößen sind: Energiespektrum der Neutronenfluenz, energie-integrierte Neutronenfluenzen mit den unteren Energiegrenzen 0.1, 0.5 und 1.0 MeV, die Anzahl der Versetzungen pro Atom (DPA) im RDB-Stahl. Zum Vergleich mit dem Experiment waren zusätzlich die Aktivierungen von diversen Fluenzmonitoren, die im Bestrahlungsexperiment verwendet worden waren, zu berechnen. Die Gammastrahlung stand nicht im Fokus des Vorhabens, es sollten aber vorsorglich auch die Fluenzen der hochenergetischen Gammastrahlung ( $E_\gamma > 1$  MeV) berechnet werden.

Der russische Partner war eine Abteilung des Kurtschatov-Instituts Moskau. Die Thematik des Vorhabens war ein aktuelles Forschungsthema dieser Abteilung. Der russische Partner sollte alle notwendigen Informationen zum Reaktor und zum Bestrahlungsexperiment bereit stellen und sollte unabhängig entsprechende Berechnungen mit dem deterministischen, dreidimensionalen  $S_n$ -Code TORT [8.3] ausführen. Der Vergleich beider Rechnungen mit den Messwerten der Fluenzmonitore diente der weiteren Absicherung der Rechenmodelle und damit der Erhöhung der Zuverlässigkeit der Berechnungen.

## 8.2 Detaillierte Darstellung der Rechnungen und Ergebnisse

### 8.2.1 Dreidimensionales Reaktormodell

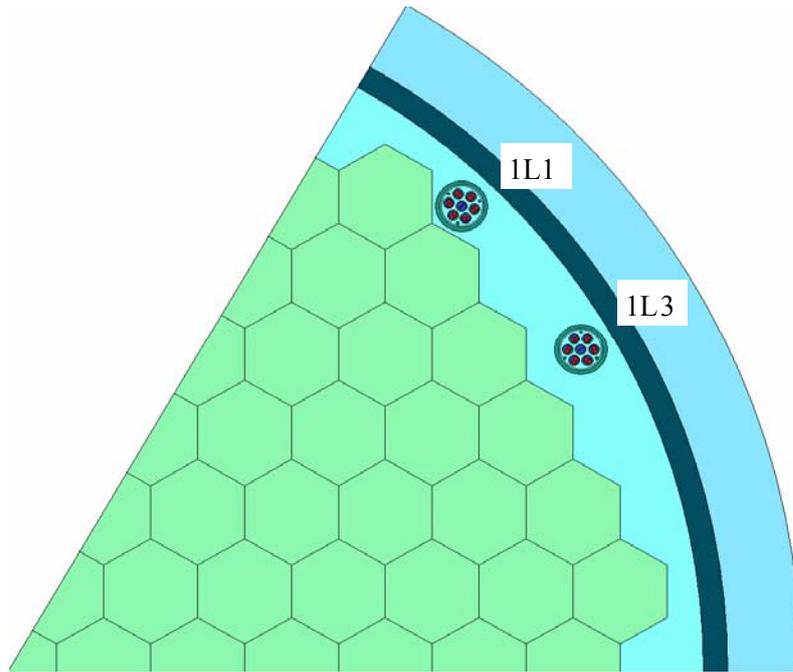
Die Surveillance-Probenbehälter mit ihren Beladungen waren sehr detailliert in einem Report beschrieben, den der russische Partner übergeben hat. Dadurch konnte die Geometrie detailgetreu im TRAMO-Modell nachgebildet werden. Dies war für die Aufgabenstellung besonders wichtig, da die Bestrahlung der Probenkapseln wegen der gegenseitigen Abschirmung stark mit deren Positionen variierte. Dagegen wurde der Reaktor und seine Einbauten im Bereich über dem Reaktorkern mit einem dreidimensionalen Standardmodell, das größere, homogenisierte Materialzonen verwendet, beschrieben. Die Probenbehälter befanden sich oberhalb des Eisenreflektors. Die horizontale Position der Behälter (IL1 und IL3) im Reaktor zeigt Abbildung 8.1. Sie befanden sich in zwei benachbarten 60°-Sektoren des Reaktors. Im Rechenmodell wurden sie innerhalb eines Sektors angeordnet (siehe Abbildung 8.2), so dass die Fluenzwerte beider Behälter innerhalb einer Rechnung bestimmt werden konnten. Die Symmetrie der Reaktorgeometrie und der Spaltneutronenverteilung erlaubte diese Maßnahme ohne Näherungen. In der neuen Position befinden sich allerdings beide Behälter in kleinerem Abstand voneinander. Eine eventuelle gegenseitige Beeinflussung wurde als vernachlässigbar angenommen.



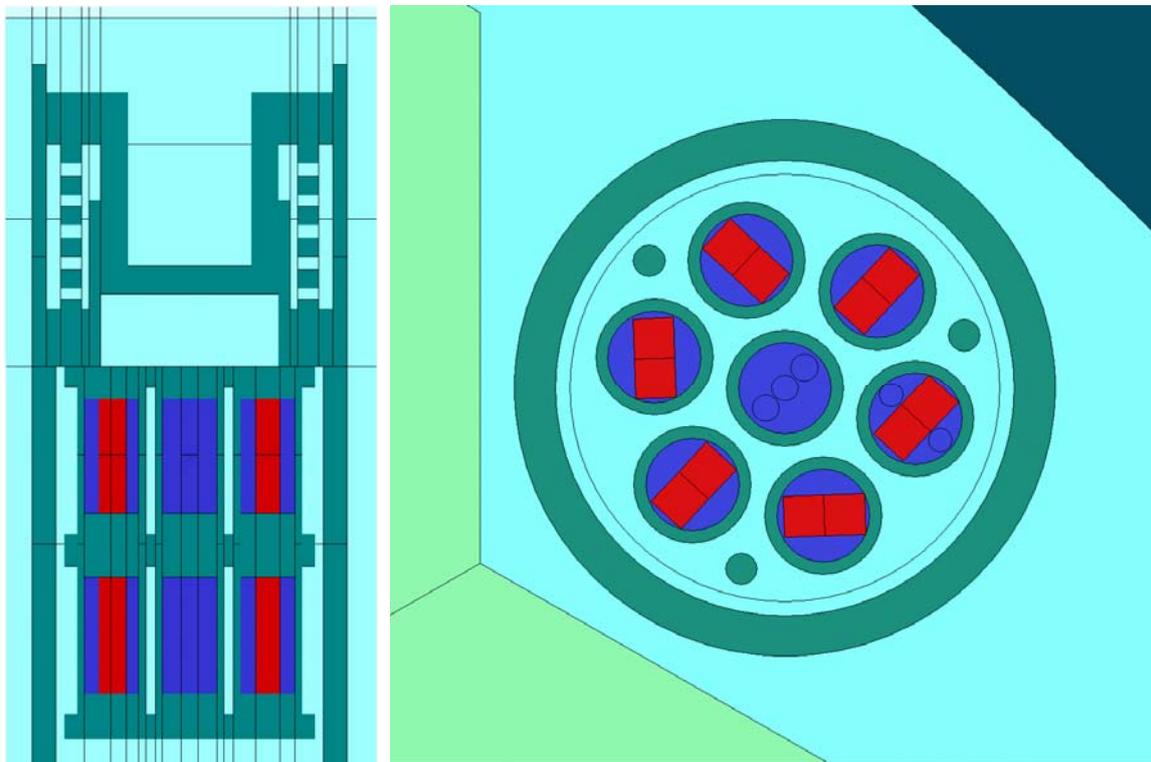
*Abb. 8.1: Positionen der Probenbehälter im Block 1 des KKW Balakovo während des Zyklus 10*

In vertikaler Richtung umfasst das Berechnungsmodell nur den Bereich von 70 cm unterhalb bis 1 m oberhalb der Spaltzonenoberkante. In radialer Richtung endet das Modell an der Druckbehälterinnenfläche.

Die Abbildung 8.3 zeigt jeweils einen Vertikal- und einen Horizontalschnitt durch das Modell des Probenbehälters. Wegen des zu erwartenden starken Flussgradienten in vertikaler Richtung wurden die zwei senkrecht stehenden Charpy-Proben (rot) jeder Kapsel im Rechenmodell zusätzlich in der Höhe unterteilt, um Fluenzwerte, die über die kleinen Volumina gemittelt sind, schätzen zu können. Die Charpy-Proben befanden sich in den Kapseln in Füllkörpern aus Aluminium (dunkelblau).



*Abb.8.2: Positionen der Probenbehälter im Berechnungsmodell*



*Abb. 8.3: Vertikal- und Horizontalschnitt durch das Modell des Probenbehälters 1L1*

## 8.2.2 Aufbereitung der Neutronen- und Gammaquellverteilungen

Die für die Ermittlung der Neutronen- und Gammaquellverteilungen benötigte mittlere Leistungsverteilung der Kassetten wurde vom russischen Partner geliefert. Diese Daten sind an Hand neutronenphysikalischer Berechnungen bestimmt worden. Für jedes Brennelement des Sektors wurden normierte Leistungswerte für 10 Höhenzonen über die oberen 70 cm der Spaltzone bereitgestellt. Aus diesen Angaben wurde eine normierte Ortsverteilung für die Neutronenquelle erzeugt. Die Gesamtneutronenquellstärke wurde mit Hilfe der gegebenen Leistungsdaten des 10. Zyklus bestimmt.

Für die Bestimmung der Monitoraktivitäten aus den berechneten Fluenzspektren wurden vom russischen Partner lokale und globale Leistungskoeffizienten für die verschiedenen Detektormaterialien ermittelt. Der globale Faktor berücksichtigt das Abklingen der Aktivität des Monitors während der Bestrahlung und der lokale Faktor die zeitliche Änderung der Quellverteilung während des Betriebszyklus. Eine gesonderte Bestimmung von „effektiven“ Quellen für die einzelnen Monitormaterialien war deshalb nicht notwendig.

Für die äußere Kassettenreihe waren zusätzlich normierte Leistungsverteilungen der Brennstäbe gegeben, so dass in diesen Kassetten eine stabweise diskretisierte Verteilung der Leistung berücksichtigt werden konnte.

Wegen des Einsatzes von frischen Brennstoffkassetten in den äußeren Reihen der Spaltzone konnten für die Energieverteilungen der Spaltneutronen bzw. -gammas die Spektren für die Spaltung von U-235 genutzt werden. Die Quelle wurde in der sehr feinen Energiestruktur „SAND-II“ (640 Energiegruppen) [8.4] erzeugt. Es wurde der Energiebereich von 10 eV bis 20 MeV erfasst. Die Ortsverteilung der Gammas wurde als proportional zu der der Neutronen angenommen. Die Gesamtquellstärke der Gammas wurde auf Basis von U-235-Spaltungen berechnet.

## 8.2.3 Allgemeine Angaben zu den Transportrechnungen mit TRAMO

Die Aufbereitung der effektiven Gruppenquerschnitte für die im TRAMO-Modell auftretenden Materialien erfolgte ganz analog zu der wie sie im Abschnitt 6.2.4 für das Teilprojekt A 4.3 beschrieben ist. Dasselbe gilt entsprechend für die Optimierung der Transportsimulationen mit TRAMO, siehe Abschnitt 6.2.7.

Zur Verbesserung der Statistik der berechneten Neutronenfluenzwerte in den oberen Energiegruppen wurden separate Rechnungen im Energiebereich bis 10, 5, 2 und 0.5 MeV durchgeführt. Für die Bestimmung der Gammafluenzen wurden eine gekoppelte Neutronen-Gamma-Rechnung durchgeführt, wobei die Generation von sekundären Gammas aus Spaltungen unterdrückt werden muss. Für die Spaltgammas wurde eine separate Transportrechnung mit vorgegebener Gammaquelle durchgeführt.

Die Rechnungen wurden auf dem Rossendorfer LINUX Cluster mit Xeon-Prozessoren durchgeführt. Der statistische Fehler der berechneten Gruppenwerte der Fluenzen in der BUGLE-96 Struktur betrug maximal 3 %. Für die integralen Fluenzwerte kann deshalb ein Fehler kleiner als 1 % abgeschätzt werden.

#### **8.2.4 Angaben zu den Messungen**

Die Probenkapseln der Bestrahlungsbehälter waren mit einer Vielzahl unterschiedlicher Monitore ausgestattet. Sie befanden sich meistens in der Kerbe der Charpy-Proben, also im Zentrum der Kapseln. Bei einigen Kapseln waren auch Monitore in separaten Bohrungen in den Charpy-Proben und/oder in den Aluminiumkörpern untergebracht. Hauptsächlich wurden Monitorsätze mit den Detektornukliden Nb-93, Fe-54, Ni-58, Ti-56 und Cu-63 verwendet.

Für fast alle Probenkapseln lagen gemessene Aktivitäten der Nuklide Nb-93 und Fe-54 Monitor vor. Für die Probenkapseln in den Positionen 1 und 4 (siehe Abbildungen 8.4 bis 8.7) wurden vom russischen Partner auch Aktivitäten von anderen Detektornukliden übergeben. Die Monitore wurden sowohl vom Kurtschatov-Institut Moskau als auch vom SCK/CEN Mol (Belgien) ausgewertet. Aussagen über die Art der Aufbereitung der Monitorproben und die Methode der Messungen lagen nicht vor. Die im Bericht dargestellten experimentellen Aktivitäten sind Mittelwerte aus den Messwerten beider Institute. Die Fehler der Aktivitäten wurden pauschal mit 4.1 % beim Nb-Monitor und mit 3.2 % bei allen anderen angegeben.

#### **8.2.5 Vergleiche mit den Ergebnissen von Messungen und TORT-Rechnungen**

Die Reaktionsraten (RR) der Fluenzmonitore wurden mit den berechneten Fluenz-spektren der Feingruppenrechnung (492 Gruppen für Neutronen im betrachteten Energiebereich), den Reaktionsquerschnitten aus der Bibliothek IRDF-90 rev. 2 [8.4] und unter Verwendung der lokalen und globalen Leistungsgeschichtefaktoren ermittelt. Die Spektrumswerte wurden über die Volumina der zwei Charpy-Proben gemittelt. Für den Vergleich wurden die Feingruppen-spektren auf die Energiestruktur des Gruppensatzes BUGLE-96 [8.5] kondensiert.

Die Abbildungen 8.4 bis 8.7 zeigen die berechneten und gemessenen Aktivitäten der Nb- und Fe-Monitore für die Probenkapseln in den oberen und unteren Ebenen. Die entsprechenden Werte und die C/E-Verhältnisse sind in den Tabellen 8.2 bis 8.5, die im Anhang gegeben sind, dargestellt. Vergleiche mit den TORT-Ergebnissen zeigen die Tabellen 8.6 bis 8.9.

Mit Ausnahme von Niob liegen die C/E-Verhältnisse zwischen 0.86 und 1.08. Dabei zeigen die Aktivitäten des Bestrahlungsbehälters 1L3 bessere Übereinstimmungen. Tendenziell wurden bei den Monitoren mit den höheren Schwellwertenergien (Ti-46 und Cu-63) zu kleine Aktivitäten berechnet. Die Abweichungen betragen maximal 14 %. Dagegen schwanken die C/E-Verhältnisse bei den Fe-54 und Ni-58-Monitoren, deren Schwellwerte bei rund 2 MeV liegen, um 1. Bei diesen Monitoren sind die Abweichungen kleiner und betragen maximal 7 %.

Die C/E-Werte für Niob liegen zwischen 1.01 und 1.30, weisen also eine starke Streuung auf. Korrelationen, die auf einen systematischen Fehler hinweisen könnten, wie z. B. Abhängigkeiten zwischen den Abweichungen und den Monitorpositionen, sind nicht festgestellt worden. Auffallend ist, dass auch bei den Detektoren große Aktivitätsunterschiede gemessen wurden, für die annähernd gleiche Werte zu erwarten sein sollten. Prinzipiell kann aber festgestellt werden, dass bei diesem Detektornuklid mit der niedrigsten Schwellwertenergie alle C/E-Werte größer als 1 sind. Diese Ergebnisse und die von den anderen Monitoren lassen vermuten, dass das berechnete Neutronenspektrum gegenüber dem tatsächlichen Spektrum zu niedrigen Energien hin verschoben ist.

Zusätzlich wurden die Reaktionsraten, die aus den Fluenzergebnissen der Feingruppenrechnungen berechnet wurden, mit denen verglichen, die aus der 47-Energiegruppenrechnung (mit BUGLE-Struktur) berechnet wurden. Die Unterschiede bewegen sich lediglich um die 2 %. In Übereinstimmung mit den Erfahrungen aus anderen Untersuchungen, liegen auch hier die Ergebnisse der Feingruppenrechnung tendenziell etwas über denen der 47-Gruppenrechnung.

Die Tabellen 8.10 und 8.11 im Anhang zeigen die Unterschiede von möglichen Monitoraktivitäten innerhalb der Probenkapseln. Je nach Lage und Ausrichtung der Proben innerhalb der Kapseln und der damit verbundenen Monitorpositionen traten Unterschiede in den Aktivitäten bis zu 30 % auf. Ungenaue Positionsangaben können daher leicht zu Differenzen zwischen Rechnung und Experiment führen. Dieser Fakt zeigt außerdem deutlich, dass die Proben in einem Gebiet mit starken Gradienten des Neutronenflusses liegen, der für die Positionierung von Surveillance-Proben-behältern eigentlich nicht gut geeignet ist.

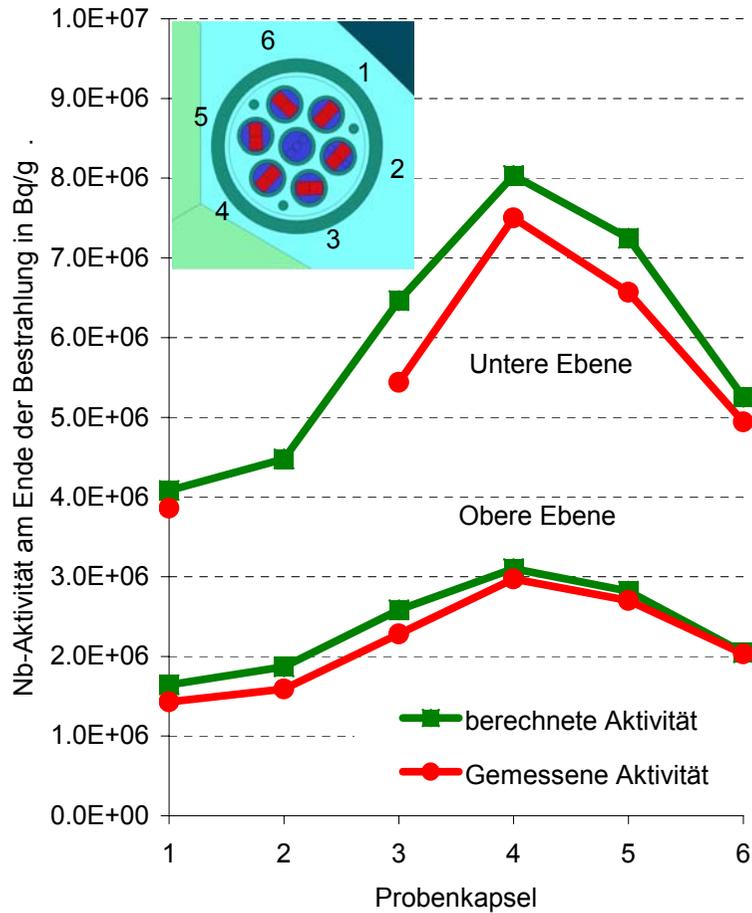


Abb. 8.4: Berechnete und gemessene Nb-Aktivitäten am Ende der Bestrahlung in Bq/g für die Probenkapseln in der unteren und oberen Ebene in dem Probenbehälter 1L1

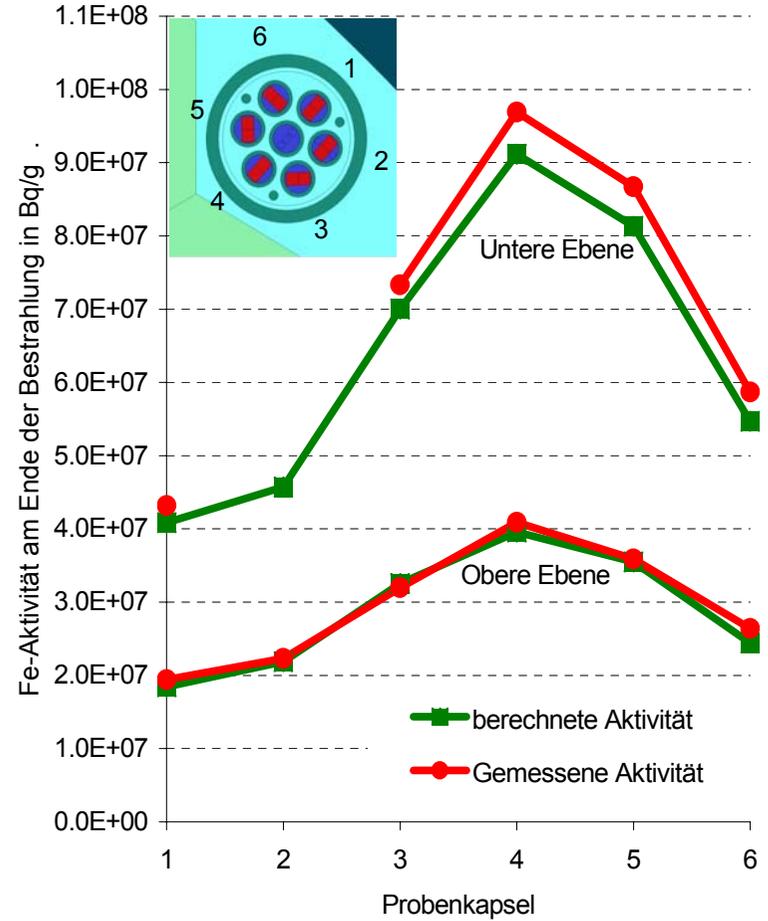


Abb. 8.5: Berechnete und gemessene Fe-Aktivitäten am Ende der Bestrahlung in Bq/g für die Probenkapseln in der unteren und oberen Ebene in dem Probenbehälter 1L1

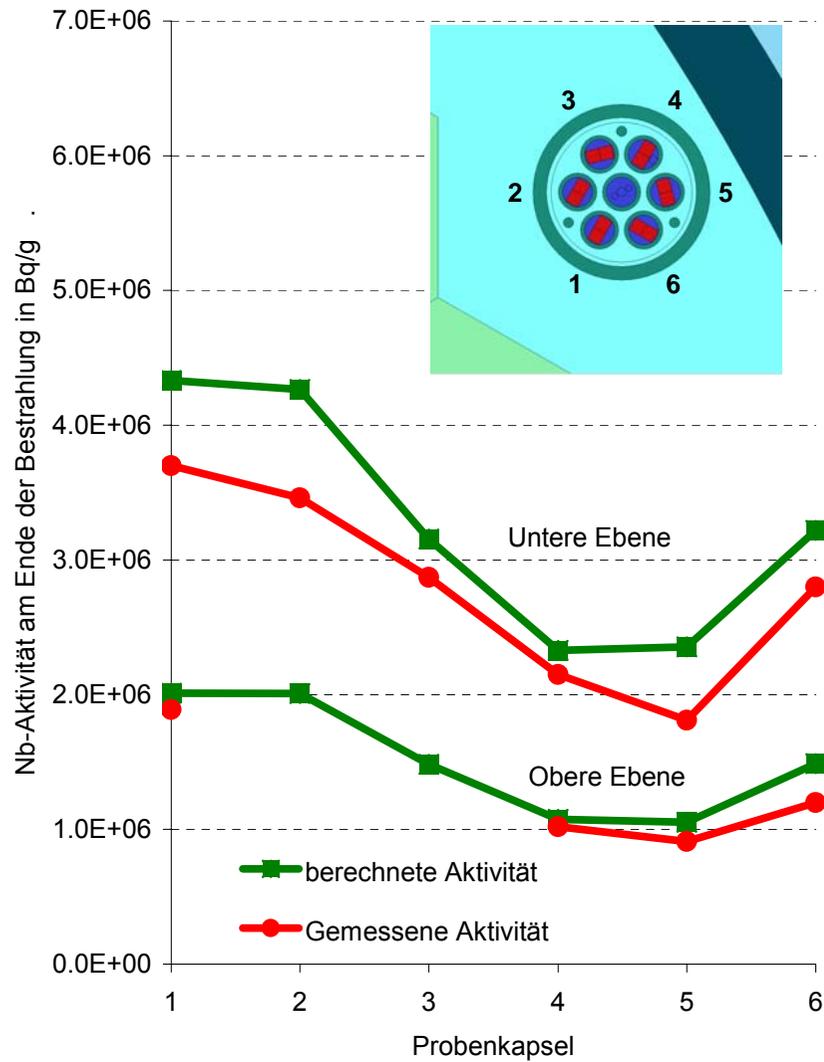


Abb. 8.6: Berechnete und gemessene Nb-Aktivitäten am Ende der Bestrahlung in Bq/g für die Probenkapseln in der unteren und oberen Ebene in dem Probenbehälter 1L3

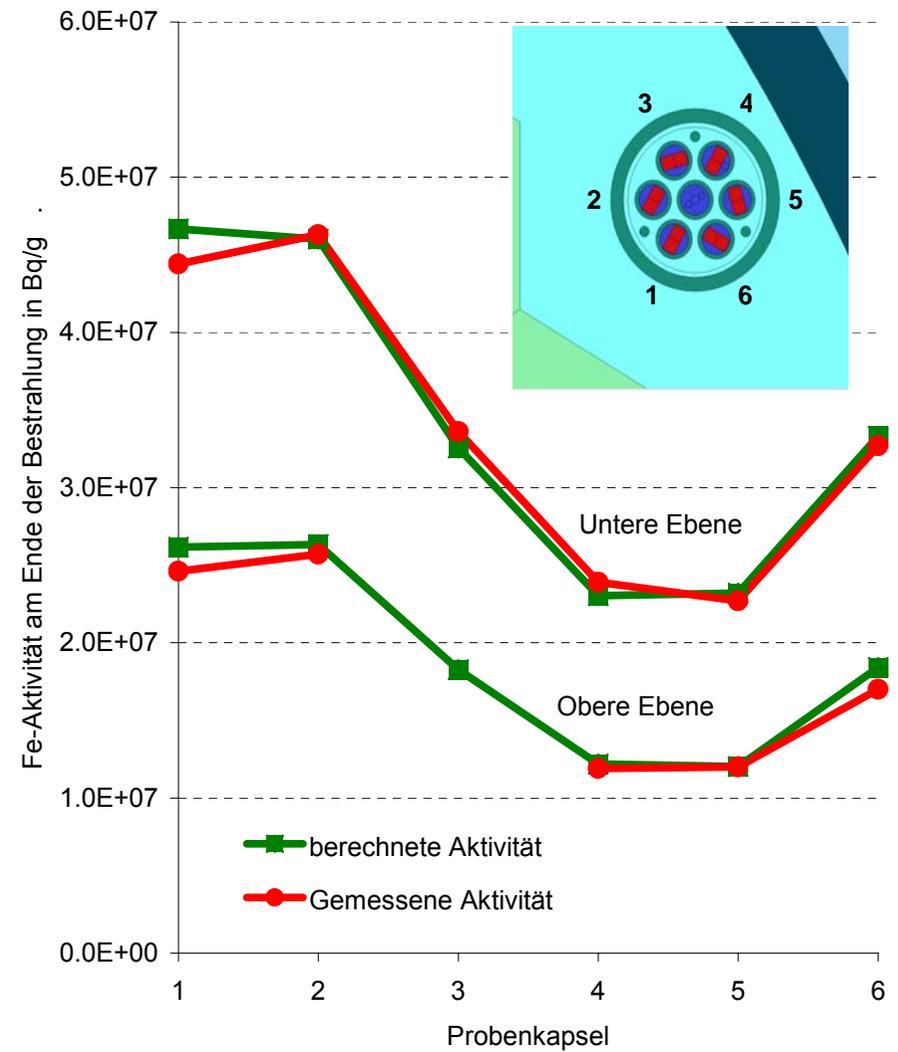


Abb. 8.7: Berechnete und gemessene Fe-Aktivitäten am Ende der Bestrahlung in Bq/g für die Probenkapseln in der unteren und oberen Ebene in dem Probenbehälter 1L3

## 8.2.6 Vergleich mit Rechenergebnissen für die Mittelebene

Die wichtigste anwendungsorientierte Zielsetzung des Teilvorhabens bestand darin, die Verwendbarkeit der Charpy-Proben, die in den an den vorgesehenen Positionen installierten Probenbehältern bestrahlt werden, als Surveillance-Proben für den Druckbehälter der WWER-1000 Serienreaktoren zu untersuchen. Deshalb wurden die Fluenzen und deren Spektren, die für die Charpy-Proben berechnet wurden (siehe Abschnitt 8.2.5) denen gegenüber gestellt, die sich für die RDB-Innenfläche in der Höhe der Mittelebene des Reaktorkerns ergeben. Leider konnte der russische Projektpartner keine detaillierten Betriebsdaten des gesamten Reaktorkerns des Reaktors Balakovo-1 im 10. Zyklus übergeben. Daher war es nicht möglich, die entsprechenden Rechnungen für die Strahlungsbelastung in der Mittelebene auszuführen.

Dafür wurde schließlich der vierte Zyklus von Block 3 des KKW Rovno (Ukraine) ausgewählt, für den alle notwendigen Daten zur Verfügung standen. Dieser Reaktor ist ebenfalls vom Serientyp und wurde auch mit der „Normalbeladung“ in diesem Zyklus betrieben. Um den Vergleich vornehmen zu können, mussten für diesen Reaktor neue Rechnungen mit TRAMO ausgeführt werden.

Für die folgende Diskussion wird ein so genannter Voreilfaktor als Verhältnis der Neutronenfluenz an einem betrachteten Aufpunkt zum maximalen Fluenzwert am RDB eingeführt. Das Fluenzmaximum ergab sich an der RDB-Innenfläche bei dem Azimutwinkel um  $9^\circ$  in der Höhe von 160 cm oberhalb der Unterkante des Reaktorkerns.

Für die Neutronenfluenz mit der unteren Energiegrenze  $E > 0.5$  MeV, die den russischen Reaktorsicherheitsrichtlinien zu Grunde gelegt ist, ergaben sich für die Proben im Container 1L1 Voreilfaktoren von 1.2 bis 5.7 und im Container 1L3 von 0.75 bis 3.1. Sie sind in Tabelle 8.1 gegeben. Die Proben in der unteren Ebene des Behälters 1L3 haben Voreilfaktoren im Bereich um 2 – 3 und sind daher als Surveillance-Proben geeignet. Ebenso sind die Proben in den Kapseln 3 – 5 der oberen Ebene des Behälters 1L1 verwendbar. Die Kapseln in der oberen Ebene von Behälter 1L3 und Kapseln 1 und 2 der oberen Ebene von 1L1 haben einen sehr kleinen Voreilfaktor, teilweise sogar kleiner als 1. Die untere Ebene von 1L1 hat, mit Ausnahme von Kapsel 1, sehr hohe Voreilfaktoren die nur bedingt zur Monitorierung des Materialzustandes bis zur projektierten Betriebsdauer von 40 Jahren verwendbar sind.

*Tabelle 8.1: Voreilfaktoren der Neutronenfluenz mit  $E > 0.5$  MeV für die Probenkapseln in den Behältern 1L1 und 1L3*

	Kapsel 1	Kapsel 2	Kapsel 3	Kapsel 4	Kapsel 5	Kapsel 6
1L3 (untere Ebene)	3.15	3.14	2.39	1.84	1.82	2.40
1L3 (obere Ebene)	1.29	1.30	1.01	0.76	0.76	1.00
1L1 (untere Ebene)	3.05	3.40	4.59	5.57	5.01	3.90
1L1 (obere Ebene)	1.18	1.28	1.70	2.03	1.86	1.41

Abbildung 8.8 zeigt die Voreilfaktoren von verschiedenen integralen Fluenzwerten und von der DPA-Zahl der Proben des Containers 1L3 in der oberen Ebene. Es zeigt sich, dass die verschiedenen energie-integrierten Neutronenfluenzen und die DPA-Zahl sehr ähnliche Voreilfaktoren für die jeweilige Probenkapsel liefern. Andererseits ist die Variation der Voreilfaktoren über die Kapseln in einer Behälterebene stärker.

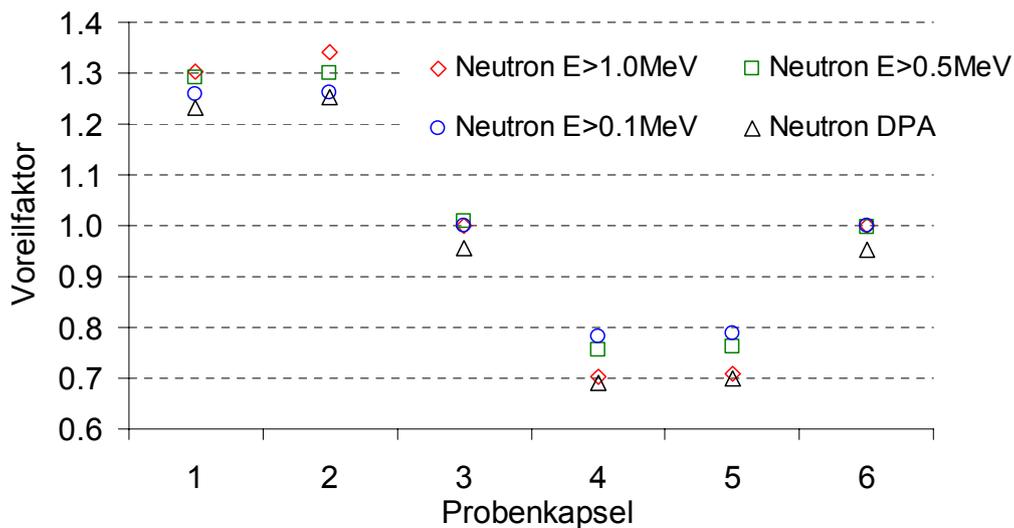


Abb. 8.8: Voreilfaktoren für die Probenkapseln in der oberen Ebene des Containers 1L3

Die Abbildung 8.9 zeigt relevante Neutronenflussspektren. Es zeigt sich, dass die Spektren in den Probenkapseln im schnellen Energiebereich ( $E > 0.1$  MeV) sehr ähnlich demjenigen sind, das an der RDB-Innenfläche in der Mittelebene vorliegt. Die Forderung nach ausreichend guter Kongruenz der Neutronenflussspektren ist also erfüllt. Dagegen weicht das Spektrum an der Außenwand erwartungsgemäß stark ab.

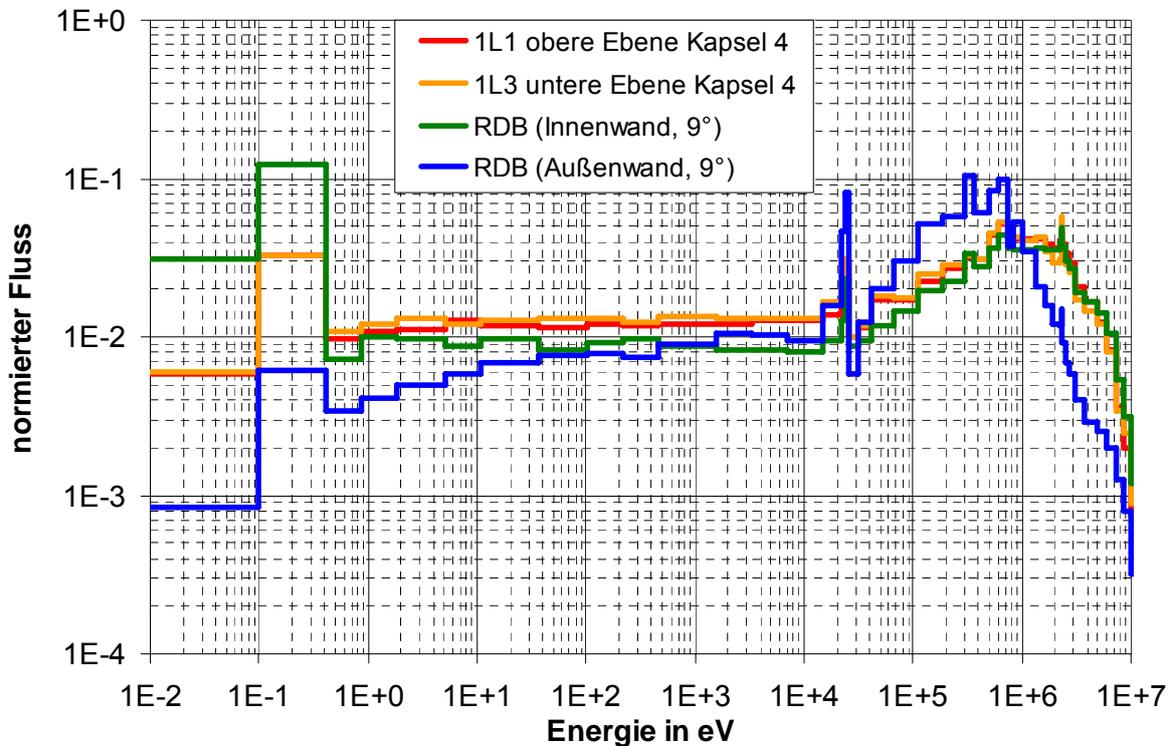


Abb. 8.9: Normierte Neutronenflussspektren in den Probenbehältern und an der Innen- und Außenfläche des RDB eines WWER-1000 Reaktors

Die Rechergergebnisse zeigen, dass innerhalb der betrachteten Probenbehälter nur ein Teil der Charpy-Proben zur Überwachung des RDB-Materialzustandes im Strahlungsmaximum gut geeignet ist. Für die Materialtests sind aber immer ausreichend viele Materialproben zur Verfügung zu stellen. Daher ist es notwendig, solche Probenbehälter an den entsprechenden Positionen über den gesamten Umfang zu installieren. Darüber hinaus sollte mit Hilfe von Rechnungen nach weiteren geeigneten Behälterpositionen in einem Sektor gesucht werden.

### **8.3 Nutzen/Veröffentlichungen**

Untersuchungen zur Anwendbarkeit der im Nachhinein in die WWER-1000 Reaktoren installierten Probenbehälter zur Überwachung des Materialzustandes des Druckbehälters sind ein aktuelles Forschungsthema des russischen Projektpartners. Das Teilprojekt hat bedeutende Erkenntnisse zu der Problematik erbracht. Die Ergebnisse haben gezeigt, dass bestimmte Proben in den Behältern als Surveillance-Proben gut geeignet sind und einige nur unter Vorbehalt zu verwenden sind. Um ausreichend viele Materialproben im Reaktor bestrahlen zu können, ist zu empfehlen, mit Hilfe der im Teilprojekt angewandten Transport-Codes und Kerndatenbibliotheken weitere mögliche Probenpositionen auf deren Eignung zu untersuchen. Das Kurtschatov-Institut wird die Ergebnisse des Teilprojekts für seine weiteren Untersuchungen verwenden.

Beide Partner haben ihre Transport-Codes und Kerndatenbibliotheken erstmals auf die Berechnung der Strahlungsbelastungen der Surveillance-Proben der WWER-1000 Serienreaktoren angewandt. Die Berechnungstools wurden an Hand von Aktivierungsmessungen, die an einem laufenden WWER-1000 Reaktor in unmittelbarer Nähe der Charpy-Proben durchgeführt wurden, verifiziert. Damit können sie für weitere Untersuchungen zu diesem Problem mit großer Sicherheit angewendet werden.

Neben der Verifikation von TRAMO für die bearbeitete Problematik hat das Teilprojekt auch demonstriert, dass der Code und die verwendete Kerndatenbibliothek effizient für Transportrechnungen dieser Art eingesetzt werden können. Allerdings mussten dazu die varianzreduzierenden Techniken von TRAMO versiert angewandt werden.

An dem Manuskript eines gemeinsamen Artikels für eine referierte Zeitschrift wird gegenwärtig noch gearbeitet.

### **8.4 Literatur**

- [8.1] H.-U. Barz, TRAMO - A Flexible Multigroup Neutron Transport Code on the Basis of the Monte Carlo Method for Flux Calculations, ZfK-705, Rossendorf 1990
- [8.2] H.-U. Barz, J. Konheiser, Monte-Carlo Programm TRAMO - Möglichkeiten und Anleitung zur Nutzung, FZR Bericht-245, Rossendorf, Dezember 1998
- [8.3] W. A. Rhoades and D. B. Simpson, The TORT Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code, ORNL/TM-13221 (October 1997)
- [8.4] N.P. Kocherov, P.K. McLaughlin, The International Reactor Dosimetry File (IRDF-90 Version 2), IAEA-NDS-141 Rev. 2, Oct. 1993
- [8.5] J.E. White et al., BUGLE 96: A Revised Multigroup Cross Section Library for LWR Applications Based on ENDF/B-VI Release 3 (presented at the American Nuclear Society Radiation Protection & Shielding Topical Meeting, April 21 25, 1996, Falmouth, MA) (April 1996)

## 8.5 Zusammenfassung

Im bearbeiteten Teilprojekt haben beide Projektpartner erstmals ihre Berechnungstools für Untersuchungen zum Problem der Surveillance-Proben in den Serienreaktoren vom Typ WWER-1000 angewandt: Von der Arbeitsgruppe des FZR wurde der Rossendorfer Monte-Carlo-Code TRAMO und vom Kurtschatov-Institut Moskau der deterministische, dreidimensionale  $S_n$ -Code TORT verwendet. Vom russischen Partner wurden die Ergebnisse von Aktivierungsmessungen, die in mehreren Probenbehältern während des zehnten Zyklus im Reaktor 1 des KKW Balakovo (Russland) durchgeführt wurden, und alle zur Berechnung dieses Bestrahlungsexperiments notwendigen technischen Angaben zur Verfügung gestellt. An Hand der Messergebnisse konnten beide Code- und Kerndatenpakete für diese Aufgabenklasse verifiziert werden.

Bei den Transportrechnungen mit TRAMO wurden die Materialanordnungen in den mit Charpy-Proben beladenen Behältern und in deren näherer Umgebung sehr detailliert aufgelöst. Um die Effizienz der Rechnungen zu steigern, wurden alle in TRAMO implementierten, varianzreduzierenden Techniken angewandt. Dadurch wurde erreicht, dass die energie-integrierten Neutronenfluenzen in den Charpy-Proben mit dem statistischen Fehler unter 1 % in Rechenzeiten bis 1000 Minuten berechnet werden konnten.

Der Vergleich der mit TRAMO erhaltenen Ergebnisse mit den Messwerten zeigt eine gute Übereinstimmung mit Abweichungen bis maximal 15 % für alle Detektormaterialien außer Niob. Für Niob ergaben sich Differenzen bis zu 30 % und zwar mit höheren berechneten Werten. Allerdings streuen die Messwerte erheblich, so dass hier auch ein größerer Messfehler vorliegen könnte.

Der Vergleich der TRAMO-Ergebnisse mit denen, die vom russischen Partner mit dem Code TORT erzielt wurden, ergab eine Übereinstimmung mit Abweichungen bis zu 20 %, wobei tendenziell die TRAMO-Resultate mit Ausnahme von Niob unter denen von TORT liegen. Diese Tendenz nimmt mit steigenden Schwellwertenergien der Detektormaterialien, von Fe-54, Ni-58, Ti-46 bis Cu-63, zu.

Die mit TRAMO für die Volumina der Probenkapseln berechneten integralen Neutronenfluenzen und Fluenzspektren wurden mit denen verglichen, die an der Innenfläche des RDB eines WWER-1000 im Bereich der höchsten Strahlenbelastung vorliegen. Letztere Werte wurden mit TRAMO für den WWER-1000 Serienreaktor 3 des KKW Rovno (Ukraine) berechnet. Die Analyse der Rechenergebnisse ergab:

- Die Fluenzspektren stimmen ausreichend gut überein und haben somit keine Einschränkung zur Folge.
- Die Voreilfaktoren der Neutronenfluenz mit  $E > 0.5$  MeV sind für die Probenkapseln sehr verschieden; sie liegen im Bereich von 0.7 bis 5.7. Nur etwa 9 der 24 Kapselpositionen sind für Surveillance-Proben gut geeignet, die anderen nur mit Einschränkungen. Die Ursache dafür ist, dass in der Neutronenflussverteilung im Behältervolumen starke Gradienten auftreten.
- Wegen der starken Flussgradienten variiert die Neutronenfluenz auch innerhalb einer Charpy-Probe und zur unmittelbar benachbarten Probe in einer Kapsel bis zu 35 %.

Aus den im Teilvorhaben gewonnenen Erkenntnissen ist der Schluss zu ziehen, dass nach weiteren geeigneten Positionen für die Behälter von Surveillance-Proben des RDB im WWER-1000 Serienreaktor gesucht werden sollte. Dafür stehen jetzt die im Teilhaben von den Projektpartnern für diese Aufgabenklasse verifizierten Berechnungstools zur Verfügung.

## Anhang zum Teilprojekt A 4.5

Tabelle 8.2: Berechnete und gemessene Aktivitäten so wie das C/E-Verhältnis verschiedener Aktivierungsdetektoren in der oberen Ebene des Probenbehälters 1L1

Monitor isotope		Surveillance container 1L1					
		1	2	3	4	5	6
		<b>Upper Level (1L1 UL)</b>					
Nb93(n,n')	C	1.643E+06	1.867E+06	2.585E+06	3.102E+06	2.817E+06	2.048E+06
	E	1.430E+06	1.590E+06	2.280E+06	2.970E+06	2.700E+06	2.030E+06
	C/E	<b>1.15</b>	<b>1.17</b>	<b>1.13</b>	<b>1.04</b>	<b>1.04</b>	<b>1.01</b>
Fe54(n,p)	C	1.844E+07	2.189E+07	3.256E+07	3.960E+07	3.551E+07	2.443E+07
	E	1.940E+07	2.230E+07	3.200E+07	4.090E+07	3.590E+07	2.640E+07
	C/E	<b>0.95</b>	<b>0.98</b>	<b>1.02</b>	<b>0.97</b>	<b>0.99</b>	<b>0.93</b>
Ni58(n,p)	C	4.515E+07	5.342E+07	7.894E+07	9.595E+07	8.609E+07	5.952E+07
	E	4.780E+07			1.030E+08		
	C/E	<b>0.94</b>			<b>0.93</b>		
Ti46(n,p)	C	6.405E+06	7.649E+06	1.163E+07	1.418E+07	1.263E+07	8.685E+06
	E	7.250E+06			1.570E+07		
	C/E	<b>0.88</b>			<b>0.9</b>		
Cu63(n,a)	C	3.419E+04	4.056E+04	6.179E+04	7.569E+04	6.707E+04	4.652E+04
	E	3.740E+04			8.210E+04		
	C/E	<b>0.91</b>			<b>0.92</b>		

Tabelle 8.3: Berechnete und gemessene Aktivitäten so wie das C/E-Verhältnis verschiedener Aktivierungsdetektoren in der unteren Ebene des Probenbehälters 1L1

Monitor isotope		Surveillance container 1L1					
		1	2	3	4	5	6
		<b>Lower Level (1L1 LL)</b>					
Nb93(n,n')	C	4.081E+06	4.476E+06	6.463E+06	8.032E+06	7.246E+06	5.251E+06
	E	3.860E+06		5.440E+06	7.500E+06	6.570E+06	4.940E+06
	C/E	<b>1.06</b>		<b>1.19</b>	<b>1.07</b>	<b>1.1</b>	<b>1.06</b>
Fe54(n,p)	C	4.084E+07	4.573E+07	7.003E+07	9.117E+07	8.133E+07	5.469E+07
	E	4.320E+07		7.330E+07	9.690E+07	8.670E+07	5.870E+07
	C/E	<b>0.95</b>		<b>0.96</b>	<b>0.94</b>	<b>0.94</b>	<b>0.93</b>
Ni58(n,p)	C	1.011E+08	1.131E+08	1.721E+08	2.231E+08	1.993E+08	1.349E+08
	E	1.100E+08			2.400E+08		
	C/E	<b>0.92</b>			<b>0.93</b>		
Ti46(n,p)	C	1.326E+07	1.499E+07	2.315E+07	3.048E+07	2.697E+07	1.784E+07
	E	1.550E+07			3.470E+07		
	C/E	<b>0.86</b>			<b>0.88</b>		
Cu63(n,a)	C	6.818E+04	7.716E+04	1.187E+05	1.564E+05	1.381E+05	9.129E+04
	E	7.760E+04			1.710E+05		
	C/E	<b>0.88</b>			<b>0.91</b>		

Tabelle 8.4: Berechnete und gemessene Aktivitäten so wie das C/E-Verhältnis verschiedener Aktivierungsdetektoren in der oberen Ebene des Probenbehälters 1L3

Monitor isotope		Surveillance container 1L3					
		1	2	3	4	5	6
		Upper Level (1L3 UL)					
Nb93(n,n')	C	2.011E+06	2.008E+06	1.484E+06	1.076E+06	1.054E+06	1.489E+06
	E	1.890E+06			1.020E+06	9.100E+05	1.200E+06
	C/E	<b>1.06</b>			<b>1.05</b>	<b>1.16</b>	<b>1.24</b>
Fe54(n,p)	C	2.617E+07	2.634E+07	1.827E+07	1.220E+07	1.202E+07	1.842E+07
	E	2.460E+07	2.570E+07		1.190E+07	1.200E+07	1.700E+07
	C/E	<b>1.06</b>	<b>1.02</b>		<b>1.03</b>	<b>1</b>	<b>1.08</b>
Ni58(n,p)	C	6.329E+07	6.360E+07	4.437E+07	2.985E+07	2.937E+07	4.472E+07
	E	5.960E+07			2.930E+07		
	C/E	<b>1.06</b>			<b>1.02</b>		
Ti46(n,p)	C	9.602E+06	9.634E+06	6.629E+06	4.276E+06	4.259E+06	6.641E+06
	E	9.830E+06			4.490E+06		
	C/E	<b>0.98</b>			<b>0.95</b>		
Cu63(n,a)	C	5.199E+04	5.176E+04	3.587E+04	2.297E+04	2.296E+04	3.571E+04
	E	5.060E+04			2.400E+04		
	C/E	<b>1.03</b>			<b>0.96</b>		

Tabelle 8.5: Berechnete und gemessene Aktivitäten so wie das C/E-Verhältnis verschiedener Aktivierungsdetektoren in der unteren Ebene des Probenbehälters 1L3

Monitor isotope		Surveillance container 1L3					
		1	2	3	4	5	6
		Lower Level (1L3 LL)					
Nb93(n,n')	C	4.332E+06	4.266E+06	3.155E+06	2.328E+06	2.354E+06	3.220E+06
	E	3.700E+06	3.460E+06	2.870E+06	2.150E+06	1.810E+06	2.800E+06
	C/E	<b>1.17</b>	<b>1.23</b>	<b>1.1</b>	<b>1.08</b>	<b>1.3</b>	<b>1.15</b>
Fe54(n,p)	C	4.667E+07	4.601E+07	3.255E+07	2.304E+07	2.321E+07	3.332E+07
	E	4.440E+07	4.630E+07	3.360E+07	2.390E+07	2.270E+07	3.270E+07
	C/E	<b>1.05</b>	<b>0.99</b>	<b>0.97</b>	<b>0.96</b>	<b>1.02</b>	<b>1.02</b>
Ni58(n,p)	C	1.148E+08	1.131E+08	8.035E+07	5.709E+07	5.751E+07	8.227E+07
	E	1.140E+08			6.100E+07		
	C/E	<b>1.01</b>			<b>0.94</b>		
Ti46(n,p)	C	1.548E+07	1.535E+07	1.100E+07	7.641E+06	7.748E+06	1.100E+07
	E	1.600E+07			8.580E+06		
	C/E	<b>0.97</b>			<b>0.89</b>		
Cu63(n,a)	C	7.990E+04	7.961E+04	5.757E+04	4.002E+04	4.056E+04	5.687E+04
	E	8.060E+04			4.340E+04		
	C/E	<b>0.99</b>			<b>0.92</b>		

Tabelle 8.6: Mit TRAMO und TORT berechnete Aktivitäten so wie das CTRAMO/CTORT - Verhältnis für verschiedene Aktivierungsdetektoren in der oberen Ebene des Bestrahlungsbehälters 1L1

Monitor isotope		Surveillance container 1L1					
		1	2	3	4	5	6
		Upper Level (1L1 UL)					
Nb93(n,n')	C <sub>TRAMO</sub>	1.643E+06	1.867E+06	2.585E+06	3.102E+06	2.817E+06	2.048E+06
	C <sub>TORT</sub>	1.610E+06	1.820E+06	2.440E+06	2.840E+06	2.660E+06	2.050E+06
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>1.02</b>	<b>1.03</b>	<b>1.06</b>	<b>1.09</b>	<b>1.06</b>	<b>1</b>
Fe54(n,p)	C <sub>TRAMO</sub>	1.844E+07	2.189E+07	3.256E+07	3.959E+07	3.551E+07	2.443E+07
	C <sub>TORT</sub>	1.990E+07	2.360E+07	3.380E+07	3.980E+07	3.730E+07	2.740E+07
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>0.93</b>	<b>0.93</b>	<b>0.96</b>	<b>0.99</b>	<b>0.95</b>	<b>0.89</b>
Ni58(n,p)	C <sub>TRAMO</sub>	4.515E+07			9.595E+07		
	C <sub>TORT</sub>	4.800E+07			9.430E+07		
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>0.94</b>			<b>1.02</b>		
Ti46(n,p)	C <sub>TRAMO</sub>	6.405E+06			1.418E+07		
	C <sub>TORT</sub>	7.260E+06			1.490E+07		
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>0.88</b>			<b>0.95</b>		
Cu63(n,a)	C <sub>TRAMO</sub>	3.419E+04			7.568E+04		
	C <sub>TORT</sub>	4.020E+04			8.230E+04		
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>0.85</b>			<b>0.92</b>		

Tabelle 8.7: Mit TRAMO und TORT berechnete Aktivitäten so wie das CTRAMO/CTORT - Verhältnis für verschiedene Aktivierungsdetektoren in der unteren Ebene des Bestrahlungsbehälters 1L1

Monitor isotope		Surveillance container 1L1					
		1	2	3	4	5	6
		Lower Level (1L1 LL)					
Nb93(n,n')	C <sub>TRAMO</sub>	4.081E+06	4.476E+06	6.463E+06	8.032E+06	7.246E+06	5.251E+06
	C <sub>TORT</sub>	3.950E+06	4.400E+06	6.170E+06	7.500E+06	6.850E+06	5.090E+06
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>1.03</b>	<b>1.02</b>	<b>1.05</b>	<b>1.07</b>	<b>1.06</b>	<b>1.03</b>
Fe54(n,p)	C <sub>TRAMO</sub>	4.084E+07	4.573E+07	7.002E+07	9.117E+07	8.133E+07	5.469E+07
	C <sub>TORT</sub>	4.450E+07	5.110E+07	7.750E+07	9.690E+07	8.700E+07	6.100E+07
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>0.92</b>	<b>0.89</b>	<b>0.90</b>	<b>0.94</b>	<b>0.93</b>	<b>0.90</b>
Ni58(n,p)	C <sub>TRAMO</sub>	1.011E+08			2.231E+08		
	C <sub>TORT</sub>	1.080E+08			2.320E+08		
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>0.94</b>			<b>0.96</b>		
Ti46(n,p)	C <sub>TRAMO</sub>	1.326E+07			3.048E+07		
	C <sub>TORT</sub>	1.510E+07			3.390E+07		
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>0.88</b>			<b>0.90</b>		
Cu63(n,a)	C <sub>TRAMO</sub>	6.818E+04			1.564E+05		
	C <sub>TORT</sub>	8.010E+04			1.810E+05		
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>0.85</b>			<b>0.86</b>		

Tabelle 8.8: Mit TRAMO und TORT berechnete Aktivitäten so wie das CTRAMO/CTORT - Verhältnis für verschiedene Aktivierungsdetektoren in der oberen Ebene des Bestrahlungsbehälters 1L3

Monitor isotope		Surveillance container 1L3					
		1	2	3	4	5	6
		Upper Level (1L3 UL)					
Nb93(n,n')	C <sub>TRAMO</sub>	2.011E+06	2.008E+06	1.484E+06	1.076E+06	1.054E+06	1.489E+06
	C <sub>TORT</sub>	1.700E+06	1.720E+06	1.310E+06	1.020E+06	9.900E+05	1.310E+06
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>1.18</b>	<b>1.17</b>	<b>1.13</b>	<b>1.05</b>	<b>1.06</b>	<b>1.14</b>
Fe54(n,p)	C <sub>TRAMO</sub>	2.617E+07	2.634E+07	1.827E+07	1.220E+07	1.202E+07	1.842E+07
	C <sub>TORT</sub>	2.490E+07	2.500E+07	1.840E+07	1.330E+07	1.290E+07	1.850E+07
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>1.05</b>	<b>1.05</b>	<b>0.99</b>	<b>0.92</b>	<b>0.93</b>	<b>1.00</b>
Ni58(n,p)	C <sub>TRAMO</sub>	6.329E+07			2.985E+07		
	C <sub>TORT</sub>	5.910E+07			3.170E+07		
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>1.07</b>			<b>0.94</b>		
Ti46(n,p)	C <sub>TRAMO</sub>	9.602E+06			4.276E+06		
	C <sub>TORT</sub>	9.610E+06			4.970E+06		
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>1.00</b>			<b>0.86</b>		
Cu63(n,a)	C <sub>TRAMO</sub>	5.199E+04			2.297E+04		
	C <sub>TORT</sub>	5.420E+04			2.820E+04		
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>0.96</b>			<b>0.81</b>		

Tabelle 8.9: Mit TRAMO und TORT berechnete Aktivitäten so wie das CTRAMO/CTORT - Verhältnis für verschiedene Aktivierungsdetektoren in der unteren Ebene des Bestrahlungsbehälters 1L3

Monitor isotope		Surveillance container 1L3					
		1	2	3	4	5	6
		Lower Level (1L3 LL)					
Nb93(n,n')	C <sub>TRAMO</sub>	4.332E+06	4.266E+06	3.155E+06	2.328E+06	2.354E+06	3.220E+06
	C <sub>TORT</sub>	3.560E+06	3.550E+06	2.740E+06	2.130E+06	2.080E+06	2.750E+06
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>1.22</b>	<b>1.20</b>	<b>1.15</b>	<b>1.09</b>	<b>1.13</b>	<b>1.17</b>
Fe54(n,p)	C <sub>TRAMO</sub>	4.667E+07	4.601E+07	3.255E+07	2.304E+07	2.321E+07	3.332E+07
	C <sub>TORT</sub>	4.340E+07	4.320E+07	3.330E+07	2.420E+07	2.400E+07	3.340E+07
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>1.08</b>	<b>1.06</b>	<b>0.98</b>	<b>0.95</b>	<b>0.97</b>	<b>1.00</b>
Ni58(n,p)	C <sub>TRAMO</sub>	1.148E+08			5.708E+07		
	C <sub>TORT</sub>	1.050E+08			5.860E+07		
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>1.09</b>			<b>0.97</b>		
Ti46(n,p)	C <sub>TRAMO</sub>	1.548E+07			7.641E+06		
	C <sub>TORT</sub>	1.510E+07			8.460E+06		
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>1.03</b>			<b>0.90</b>		
Cu63(n,a)	C <sub>TRAMO</sub>	7.990E+04			4.002E+04		
	C <sub>TORT</sub>	8.120E+04			4.620E+04		
	C <sub>TRAMO</sub> /C <sub>TORT</sub>	<b>0.98</b>			<b>0.87</b>		

Tabelle 8.10: Mit TRAMO aus den Fluenzspektren in den Halbvolumina der Charpy-Proben berechnete Detektoraktivitäten für die Kapseln 1 und 4 in der oberen Ebene des Bestrahlungsbehälters 1L1. Es sind jeweils die Werte für die in horizontaler und vertikaler Richtung benachbarten Volumina und deren Verhältnisse gegeben.

Monitor isotope		Surveillance container 1L1					
		1 <sub>1</sub>	1 <sub>2</sub>	1 <sub>1</sub> /1 <sub>2</sub>	4 <sub>1</sub>	4 <sub>2</sub>	4 <sub>1</sub> /4 <sub>2</sub>
		Upper Level (1L1 UL)					
Nb93(n,n')	Vertikal	1.915E+06	1.530E+06	<b>1.25</b>	3.730E+06	2.794E+06	<b>1.34</b>
	Horizontal	1.915E+06	1.722E+06	<b>1.11</b>	3.730E+06	3.385E+06	<b>1.10</b>
Fe54(n,p)	Vertikal	2.128E+07	1.801E+07	<b>1.18</b>	4.788E+07	3.681E+07	<b>1.30</b>
	Horizontal	2.128E+07	1.854E+07	<b>1.15</b>	4.788E+07	4.196E+07	<b>1.14</b>
Ni58(n,p)	Vertikal	5.221E+07	4.396E+07	<b>1.19</b>	1.159E+08	8.898E+07	<b>1.30</b>
	Horizontal	5.221E+07	4.561E+07	<b>1.15</b>	1.159E+08	1.018E+08	<b>1.14</b>
Ti46(n,p)	Vertikal	7.189E+06	6.410E+06	<b>1.12</b>	1.722E+07	1.336E+07	<b>1.29</b>
	Horizontal	7.189E+06	6.432E+06	<b>1.12</b>	1.722E+07	1.482E+07	<b>1.16</b>
Cu63(n,a)	Vertikal	3.726E+04	3.458E+04	<b>1.08</b>	9.101E+04	7.132E+04	<b>1.28</b>
	Horizontal	3.726E+04	3.484E+04	<b>1.07</b>	9.101E+04	7.853E+04	<b>1.16</b>

Tabelle 8.11: Mit TRAMO aus den Fluenzspektren in den Halbvolumina der Charpy-Proben berechnete Detektoraktivitäten für die Kapseln 1 und 4 in der unteren Ebene des Bestrahlungsbehälters 1L1. Es sind jeweils die Werte für die in horizontaler und vertikaler Richtung benachbarten Volumina und deren Verhältnisse gegeben.

Monitor isotope		Surveillance container 1L1					
		1 <sub>1</sub>	1 <sub>2</sub>	1 <sub>1</sub> /1 <sub>2</sub>	4 <sub>1</sub>	4 <sub>2</sub>	4 <sub>1</sub> /4 <sub>2</sub>
		Lower Level (1L1 LL)					
Nb93(n,n')	Vertikal	4.834E+06	3.703E+06	<b>1.31</b>	9.581E+06	7.388E+06	<b>1.30</b>
	Horizontal	4.834E+06	4.342E+06	<b>1.11</b>	9.581E+06	8.516E+06	<b>1.13</b>
Fe54(n,p)	Vertikal	4.745E+07	4.003E+07	<b>1.19</b>	1.098E+08	9.040E+07	<b>1.21</b>
	Horizontal	4.745E+07	4.276E+07	<b>1.11</b>	1.098E+08	9.130E+07	<b>1.20</b>
Ni58(n,p)	Vertikal	1.181E+08	9.844E+07	<b>1.20</b>	2.683E+08	2.198E+08	<b>1.22</b>
	Horizontal	1.181E+08	1.063E+08	<b>1.11</b>	2.683E+08	2.248E+08	<b>1.19</b>
Ti46(n,p)	Vertikal	1.487E+07	1.354E+07	<b>1.10</b>	3.594E+07	3.153E+07	<b>1.14</b>
	Horizontal	1.487E+07	1.376E+07	<b>1.08</b>	3.594E+07	3.015E+07	<b>1.19</b>
Cu63(n,a)	Vertikal	7.533E+04	7.061E+04	<b>1.07</b>	1.771E+05	1.685E+05	<b>1.05</b>
	Horizontal	7.533E+04	7.140E+04	<b>1.06</b>	1.771E+05	1.570E+05	<b>1.13</b>