

Stationäre Kernbe-
rechnungen mit
Monte-Carlo- und
deterministischen
Neutronen-Transport-
programmen

Vorhaben RS 1160

Weiterentwicklung und
Validierung von Neutronen-
transportmodellen mit
thermohydraulischer
Rückwirkung

Technischer Bericht

Technischer Bericht/ Technical Report

Reaktorsicherheitsforschung-
Vorhabens Nr.:/
Reactor Safety Research-Project No.:
RS 1160

Vorhabensitel / Project Title:
Weiterentwicklung und
Validierung von
Neutronentransportmodellen
mit thermohydraulischer
Rückwirkung

Development and Validation of
Neutron Transport Models with
Thermal-Hydraulic Feedback

Berichtstitel:
Stationäre Kernberechnungen
mit Monte-Carlo- und determi-
nistischen Neutronen-
Transportprogrammen

Autor / Authors:
W. Zwermann
S. Langenbuch
A. Pautz

Berichtszeitraum / Publication Date:
Mai 2008

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde lie-
gende F&E-Vorhaben wurde im
Auftrag des Bundesministeriums
für Wirtschaft und Technologie
(BMWi) unter dem Kennzeichen
RS 1160 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt
dieser Veröffentlichung liegt beim
Auftragnehmer.

Kurzfassung

Dieser Bericht beschreibt stationäre Kernberechnungen, die im Rahmen des BMWi-Vorhabens RS 1160 mit Monte-Carlo- und deterministischen Neutronen-Transportprogrammen für kritische Experimente und für Vergleichsrechnungen definierte Kernanordnungen ohne Bezug zu experimentellen Daten durchgeführt wurden. Die Schwerpunkte der Arbeit waren die Erzeugung von Weniggruppendaten für deterministische Transportrechnungen mit Einsatz dieser Daten für Anwendungsfälle, die Durchführung von Monte-Carlo-Berechnungen mit örtlich veränderlichen thermohydraulischen Parametern, und die Untersuchung des Einflusses nuklearer Daten auf die Ergebnisse von Kernberechnungen. Es wurde stets großer Wert darauf gelegt, die Rechenergebnisse wenn möglich an Messergebnissen oder durch Vergleich der mit verschiedenen Methoden erzielten Lösungen zu überprüfen. Zur Erzeugung von stabzellgemittelten Weniggruppendaten für deterministische Transportrechnungen wurde das Programmsystem SCALE-5.1 verwendet. Zur geeigneten Beschreibung von Absorberstäben wurden effektive Zelldaten erzeugt. Beim Einsatz dieser Daten mit 2-d-Transportrechnungen für eine DWR-Kernanordnung wurde für den unkontrollierten Zustand bei der Leistungsverteilung gute Übereinstimmung mit einer Monte-Carlo-Referenzlösung erzielt, die mit nodalen Lösungen vergleichbar ist; für den kontrollierten Zustand ist die Übereinstimmung mit der Monte-Carlo-Referenzlösung wesentlich besser als bei allen vorhandenen nodalen Lösungen. Zur Beschreibung von Kernanordnungen mit variablen thermohydraulischen Parametern wurden MCNP-Berechnungen mit feiner räumlicher Einteilung durchgeführt. Die Ergebnisse wurden mit Messungen aus einer Anordnung der KRITZ-2-Experimente und deterministischen Transportrechnungen verglichen. Es stellt sich heraus, dass die MCNP-Berechnungen für Kernanordnungen mittlerer Größe mit den verfügbaren Rechnerressourcen durchführbar sind; die Ergebnisse können als Referenzwerte für Berechnungen mit anderen Methoden dienen. Zur Bewertung des Einflusses nuklearer Daten wurden MCNP-Rechnungen mit JEF-2.2- und JEFF-3.1-Punktdateien für kompakte kritische Anordnungen und große Kernanordnungen durchgeführt. Im Vergleich zu kritischen Experimenten ergibt sich eine leichte Verbesserung der Ergebnisse für die Multiplikationsfaktoren mit JEFF-3.1. Für große Kernanordnungen ergeben sich im Fall gemischter UO_2/MOX -Kerne unerwartet große Unterschiede in der Leistungsverteilung. Gegenwärtig gibt es keine Möglichkeit zu bestimmen, mit welcher Datenbibliothek die Rechenergebnisse besser mit tatsächlichen Reaktorbetriebsdaten übereinstimmen.

Abstract

This report describes stationary core calculations performed in the framework of the BMWi Project RS 1160 with Monte Carlo and deterministic neutron transport codes for critical experiments and core arrangements defined for comparison calculations without relation to experimental data. The main working points were generating few group data for deterministic transport calculations and using these data for application cases, performing Monte Carlo calculations with spatially variable thermal-hydraulic parameters, and investigating the influence of nuclear data on the results of core calculations. Great importance was always given to examining the calculation results, if possible, by measured results or by comparing solutions obtained with different methods. For the generation of few group data for deterministic transport calculations, the SCALE-5.1 code system was used. For an adequate description of absorber rods, effective cell data were generated. In applying these data with 2-d transport calculations for a PWR core arrangement, good agreement with a Monte Carlo reference solution was obtained concerning the power distribution for the uncontrolled state, which is comparable with nodal solutions; for the controlled state, the agreement with the Monte Carlo reference solution is substantially better than for all nodal solutions available. For the description of core arrangements with variable thermal-hydraulic parameters, MCNP calculations with a fine spatial resolution were performed. The results were compared with measurements for one assembly of the KRITZ-2 experiments, and with deterministic transport calculations. It turned out that MCNP calculations for medium size core arrangements are practicable with available computer resources; the results can serve as reference values for calculations with other methods. For the assessment of the influence of nuclear data, MCNP calculations with JEF-2.2 and JEFF-3.1 point data were performed for compact critical assemblies and large core arrangements. In comparison with critical experiments, a slight improvement of the results for the multiplication factors is obtained with JEFF-3.1. For large core assemblies, unexpectedly high differences in the power distribution are observed in the case of mixed UO_2/MOX cores. At present, there is no possibility to determine with which data library the calculation results are in better agreement with actual reactor operation data.

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	1
2	Beschreibung der berechneten Benchmarks	3
2.1	Die KRITZ-2-Benchmarks	3
2.2	Die VENUS-7-Benchmarks	3
2.3	Der DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmark	4
2.4	Der VVER-1000-Ganzkernbenchmark	4
3	Bereitstellung von Weniggruppendaten für deterministische Transportrechnungen	6
3.1	Erzeugung von Weniggruppendaten für unkontrollierte Brennelemente	6
3.2	Einsatz der Weniggruppendaten für unkontrollierte Brennelemente	8
3.3	Einsatz der Weniggruppendaten für eine unkontrollierte 2X2-Anordnung	9
3.4	Einsatz der Weniggruppendaten für den unkontrollierten Kern des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks	9
3.5	Erzeugung von Weniggruppendaten für kontrollierte Brennelemente	10
3.6	Einsatz der Weniggruppendaten für kontrollierte Brennelemente	12
3.7	Einsatz der Weniggruppendaten für eine kontrollierte 2X2-Anordnung	12
3.8	Einsatz der Weniggruppendaten für den unkontrollierten Kern des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks	13
4	Monte-Carlo-Berechnungen mit thermohydraulischen Parametern	15
4.1	Berechnung des heißen KRITZ-2:13-Kerns	15
4.2	Berechnung einer 2X2-Anordnung mit gemittelten thermohydraulischen Parametern	17
4.3	Berechnung einer 2X2-Anordnung mit variablen thermohydraulischen Parametern	19
5	Einfluss nuklearer Daten auf Kernberechnungen	20
5.1	Nachrechnung der KRITZ-2-Benchmarks	20

5.2	Nachrechnung der VENUS-7-Benchmarks	21
5.3	Berechnung des DWR-MOX/VO ₂ - und des VVER-1000-Ganzkernbenchmarks	22
6	Zusammenfassung und Bewertung	24
7	Literaturverzeichnis	27
8	Tabellen	31
9	Abbildungen	39
10	Verteiler	79

Tabellenverzeichnis

Tabelle 2- 1:	Parameter der KRITZ-2-Anordnungen.....	32
Tabelle 2- 2:	Stabpositionen, bei denen in den KRITZ-2- Experimenten die stabweisen Spaltraten bestimmt wurden.	33
Tabelle 2- 3:	Parameter der Reaktorzustände beim WWER-1000-Ganzkernbenchmark.....	34
Tabelle 3- 1:	Energiegruppengrenzen (in eV) der 18-Gruppenbibliotheken aus der 44-Gruppen-ENDF/B-V- und der 292-Gruppen-JEF-2.2-Bibliothek.	35
Tabelle 3- 2:	Berechnete Reaktivitätswerte aller Steuerstäbe beim DWR-MOX/VO ₂ -Kerntransientenbenchmark, sowie der gezogenen Steuerstäbe eines Brennelementes im Viertelkern.....	36
Tabelle 5- 1:	Mit JEF-2.2 und JEFF-3.1 berechnete Multiplikationsfaktoren beim DWR-MOX/VO ₂ -Kerntransientenbenchmark und beim WWER-1000-Ganzkernbenchmark.....	37

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2-1:	Horizontaler Querschnitt durch den KRITZ-Reaktor.	40
Abb. 2-2:	Vertikaler Querschnitt durch den KRITZ-Reaktor.	41
Abb. 2-3:	Horizontaler Querschnitt durch die VENUS-7-Anordnungen.	42
Abb. 2-4:	Vertikaler Querschnitt durch die VENUS-7-Anordnungen.	43
Abb. 2-5:	Kernanordnung und Brennelemente des DWR-MOX/ UO_2 - Kerntransientenbenchmarks.	44
Abb. 2-6:	Kernanordnung des WWER-1000-Ganzkernbenchmarks.	45
Abb. 3-1:	Multiplikationsfaktoren der unkontrollierten Brennelemente des DWR- MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks, berechnet mit MCNP und NEWT.	46
Abb. 3-2:	Multiplikationsfaktoren der unkontrollierten Brennelemente des DWR- MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks, berechnet mit NEWT und PARTISN.	47
Abb. 3-3:	Unterschiede zwischen den mit PARTISN und NEWT berechneten Leistungsverteilungen eines frischen unkontrollierten Uranbrennelements des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransienten- benchmarks.	48
Abb. 3-4:	Unterschiede zwischen den mit PARTISN und NEWT berechneten Leistungsverteilungen eines frischen unkontrollierten MOX- Brennelements des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks.	49
Abb. 3-5:	Unterschiede zwischen den mit PARTISN und MCNP berechneten Leistungsverteilungen einer 2X2-Anordnung aus frischen unkontrollierten Uranbrennelementen des DWR-MOX/ UO_2 - Kerntransientenbenchmarks.	50

Abb. 3-6:	Unterschiede zwischen den mit DANTSYS und MCNP berechneten Leistungsverteilungen für den unkontrollierten Kern des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks.....	51
Abb. 3-7:	Unterschiede zwischen den mit DANTSYS und MCNP berechneten Stableistungsverteilungen für ein Brennelement des unkontrollierten Kerns des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks.....	52
Abb. 3-8:	Unterschiede zwischen den mit PARCS und MCNP berechneten Leistungsverteilungen für den unkontrollierten Kern des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks.....	53
Abb. 3-9:	Unterschiede zwischen mit KENO mit unterschiedlichen Gruppendaten und MCNP berechneten Leistungsverteilungen für den unkontrollierten Kern des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks.	54
Abb. 3-10:	Multiplikationsfaktoren der kontrollierten Brennelemente des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks, berechnet mit MCNP und NEWT.	55
Abb. 3-11:	Reaktivitätswerte der Absorberstäbe in den Brennelementen des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks, berechnet mit NEWT und PARTISN.	56
Abb. 3-12:	Unterschiede zwischen den mit PARTISN und NEWT berechneten Leistungsverteilungen eines frischen kontrollierten Uranbrennelements des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks mit unkorrigierten und korrigierten homogenisierten Absorberwirkungsquerschnitten.....	57
Abb. 3-13:	Unterschiede zwischen den mit PARTISN und MCNP berechneten Leistungsverteilungen einer 2X2-Anordnung mit einem kontrollierten Eckbrennelement unter Verwendung von unkorrigierten und korrigierten homogenisierten Absorberwirkungsquerschnitten.....	58
Abb. 3-14:	Unterschiede zwischen den mit DANTSYS und MCNP berechneten Leistungsverteilungen für den kontrollierten Kern des DWR-MOX/ UO_2 -	

	Kerntransientenbenchmarks unter Verwendung von unkorrigierten und korrigierten homogenisierten Absorberwirkungsquerschnitten.....	59
Abb. 3-15:	Unterschiede zwischen den mit DANTSYS und MCNP berechneten Stableistungsverteilungen für ein kontrolliertes Brennelement des kontrollierten Kerns des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks.	60
Abb. 3-16:	Unterschiede zwischen den mit PARCS und MCNP berechneten Leistungsverteilungen für den kontrollierten Kern des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks.....	61
Abb. 4-1:	Gemessene und mit MCNP und PARTISN berechnete radiale Spaltratenverteilungen im heißen KRITZ-2:13-Kern entlang zweier Achsen.....	62
Abb. 4-2:	Unterschied der mit PARTISN und MCNP berechneten radialen Spaltratenverteilungen im heißen KRITZ-2:13-Kern mit 2X2 und 1X1 Maschen pro Stabzelle.	63
Abb. 4-3:	Mit PARTISN und MCNP berechnete axiale Spaltratenverteilungen im heißen KRITZ-2:13-Kern.	64
Abb. 4-4:	Mit PARTISN und MCNP berechnete axiale Spaltratenverteilungen in einer 2X2-Anordnung von frischen Uran-Brennelementen mit konstanten thermohydraulischen Parametern.	65
Abb. 4-5:	Unterschied der mit PARTISN und MCNP berechneten radialen Stableistungsverteilungen in einer 2X2-Anordnung von frischen Uran-Brennelementen mit konstanten thermohydraulischen Parametern.....	66
Abb. 4-6:	Mit TORT-TD und MCNP berechnete axiale Spaltratenverteilungen in einer 2X2-Anordnung von frischen Uran-Brennelementen mit ortsabhängigen thermohydraulischen Parametern.....	67
Abb. 4-7:	Unterschied der mit TORT-TD und MCNP berechneten radialen Stableistungsverteilungen in einer 2X2-Anordnung von frischen Uran-Brennelementen mit ortsabhängigen thermohydraulischen Parametern.....	68

Abb. 5-1:	Multiplikationsfaktoren für die KRITZ-2-Anordnungen: Mit JEF-2.2 und JEFF-3.1 berechnete Werte im Vergleich zum Experiment.	69
Abb. 5-2:	Unterschiede der mit JEF-2.2-Daten berechneten und der gemessenen radialen Spaltratenverteilung für die KRITZ-2-Anordnungen.....	70
Abb. 5-3:	Unterschied der mit JEFF-3.1 und JEF-2.2 berechneten radialen Spaltratenverteilungen für die kritische Anordnung KRITZ-2:13 (heiß). 71	
Abb. 5-4:	Multiplikationsfaktoren für die VENUS-7-Anordnungen: Mit JEF-2.2 und JEFF-3.1 berechnete Werte im Vergleich zum Experiment.	72
Abb. 5-5:	Vergleich der mit JEF-2.2-Daten berechneten und der gemessenen radialen Spaltratenverteilung für die VENUS-7/1-Anordnung.	73
Abb. 5-6:	Unterschied der mit JEFF-3.1 und JEF-2.2 berechneten radialen Stableistungsverteilungen für die kritische Anordnung VENUS-7/1.	74
Abb. 5-7:	Unterschied der mit JEFF-3.1 und JEF-2.2 berechneten radialen Brennelementleistungsverteilungen für den unkontrollierten Zustand des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks.	75
Abb. 5-8:	Unterschied der mit JEFF-3.1 und JEF-2.2 berechneten radialen Brennelementleistungsverteilungen für den Vollast-Betriebszustand des VVER-1000-Ganzkernbenchmarks.	76
Abb. 5-9:	Unterschied der mit JEFF-3.1 und JEF-2.2 berechneten radialen Brennelementleistungsverteilungen für den borfreien unkontrollierten Zustand des VVER-1000-Ganzkernbenchmarks.	77

1 Einleitung

Gegenwärtig werden dreidimensionale LWR-Ganzkernberechnungen meistens mit Programmen durchgeführt, die auf der Diffusionsnäherung zur Lösung der Boltzmann-Transportgleichung beruhen, unter Verwendung von nuklearen Daten, die über große räumliche Bereiche (typischerweise über den Brennelementquerschnitt) homogenisiert und auf eine sehr geringe Anzahl von Energiegruppen (typischerweise zwei) kondensiert sind, die vorab mit Brennelementcodes erzeugt werden. Durch den Trend zu immer heterogeneren Beladungen heutiger Reaktorkerne hat man einerseits die Veranlassung, und mit den verfügbaren Ressourcen heutiger Computersysteme andererseits die Möglichkeit, solche Ganzkernberechnungen mit deterministischen Transportprogrammen ohne die Notwendigkeit der Diffusionsnäherung und mit viel feinerer Auflösung in Geometrie und Neutronenenergie, oder mit Monte-Carlo-Programmen mit nuklearen Punktdaten mit einer praktisch uneingeschränkt detaillierten Beschreibung der Kerngeometrie durchzuführen. Dennoch sind zur praktischen Durchführung von deterministischen Transportrechnungen in angemessener Rechenzeit bestimmte Vereinfachungen vorteilhaft. Dies sind die Mittelung der nuklearen Daten über kleine räumliche Bereiche (typischerweise über den Stabzellenquerschnitt) und die Kondensation auf eine geeignete Anzahl von Energiegruppen (typischerweise 10 – 20). Diese Reduktion der Ausgangsdaten wird ebenfalls mit Brennelementcodes durchgeführt. Diese Berechnungskette bis hin zur Ganzkernberechnung sollte durch Vergleich mit Referenzlösungen aus Monte-Carlo-Berechnungen überprüft werden.

Die Monte-Carlo-Methode zur Berechnung von Kernanordnungen wird bisher meist mit über große Bereiche der Anordnung konstanten thermohydraulischen Parametern durchgeführt. Will man Betriebszustände von Reaktoren realistisch beschreiben, hat man axial und radial veränderliche Werte der Brennstofftemperatur und der Moderator-dichte zu berücksichtigen. Damit ist für die Durchführung von Monte-Carlo-Berechnungen eine hohe Anzahl von thermohydraulischen Zonen, und damit effektiv verschiedenen Materialzonen zu berücksichtigen, die die Anzahl von Zonen in üblichen Berechnungen um Größenordnungen übersteigt. Dies bedeutet großen Aufwand bei der Erstellung der Eingabedatensätze, der praktisch nur softwareunterstützt bewältigt werden kann, und stellt sehr hohe Anforderungen an die Rechnerressourcen. Ergebnisse solcher Berechnungen sind soweit möglich an Messdaten und durch Vergleiche mit deterministischen Transportlösungen zu überprüfen.

Auch wenn mit der Monte-Carlo-Methode nahezu keine Näherungen bei der Darstellung der Geometrie einer Anordnung und der Reduktion der nuklearen Daten nötig sind, liegt eine Unsicherheit der Rechenergebnisse in Unsicherheiten in den nuklearen Basisdaten selbst. Diese werden von den Kerndaten-Evaluierungsgruppen fortlaufend auf den neuesten Stand gebracht mit dem Ziel, die Übereinstimmung mit Messdaten zu verbessern. Die Qualität der Daten wird hauptsächlich durch die Berechnung von Multiplikationsfaktoren für eine große Anzahl von kritischen Experimenten bewertet. Dabei handelt es sich meist um kompakte Anordnungen bei Raumtemperatur. Die Multiplikationsfaktoren von kritischen Anordnungen sind auch im Wesentlichen Gegenstand von Unsicherheitsanalysen, bei denen der Einfluss der Unsicherheiten in den nuklearen Daten auf Rechenergebnisse quantitativ erfasst wird. Es sollte jedoch auch überprüft werden, wie Unsicherheiten in den nuklearen Daten sich auf Rechenergebnisse für Ganzkernanordnungen in Betriebszuständen auswirken.

Kapitel 2 gibt eine Übersicht über die kritischen Experimente und die für Benchmark-Vergleichsrechnungen definierten Anordnungen, die zur Anwendung für Monte-Carlo- und deterministische Berechnungen herangezogen werden. In Kapitel 3 wird die Erzeugung von Weniggruppendaten für deterministische Transportrechnungen mit dem Programmsystem SCALE-5.1 beschrieben, sowie die Methode zur Erzeugung effektiver Absorberwirkungsquerschnitte, die für anschließende deterministische Kernberechnungen verwendet werden. In Kapitel 4 wird die Durchführung von Monte-Carlo-Berechnungen mit örtlich veränderlichen thermohydraulischen Parametern beschrieben. In Kapitel 5 wird der Einfluss von nuklearen Daten auf Kernberechnungen untersucht. In Kapitel 6 wird eine Zusammenfassung und Bewertung der erzielten Ergebnisse gegeben.

2 Beschreibung der berechneten Benchmarks

In diesem Bericht werden Rechenergebnisse zu verschiedenen Benchmarks vorgestellt. Die verwendeten Benchmark-Anordnungen werden in diesem Kapitel beschrieben.

2.1 Die KRITZ-2-Benchmarks

Der KRITZ-Reaktor wurde Anfang der 70er Jahre in Studsvik, Schweden, hauptsächlich zur Messung von Kritikalität und Spaltratenverteilungen leichtwassermoderierter Anordnungen betrieben. Die KRITZ-2-Anordnungen sind quadratische Stabgitter mit niedrig angereichertem Uran- oder MOX-Brennstoff. Ein horizontaler und ein vertikaler Querschnitt der KRITZ-Anlage sind in Abb. 2-1 bzw. 2-2 gezeigt. Die detaillierte Beschreibung der Anordnungen, deren Messergebnisse öffentlich zugänglich sind, ist in /JOH 90, NEA 05/ zu finden. Dabei handelt es sich um zwei Uran-Stabgitter mit unterschiedlicher Gitterweite ("KRITZ-2:1" und "KRITZ-2:13" in der Bezeichnungsweise von /JOH 90/) und ein MOX-Stabgitter ("KRITZ-2:19"), jeweils im kalten Zustand und bei höherer Temperatur (~240 °C). Die Kritikalität wurde jeweils durch die Wahl einer geeigneten Borkonzentration und schließlich durch Einstellung des Wasserspiegels erreicht. Die wesentlichen Parameter der sechs Anordnungen sind in Tabelle 2-1 zusammengestellt. Gemessen wurden für fünf der sechs Anordnungen die radialen Spaltratenverteilungen an einigen ausgewählten Stabpositionen, die in Tabelle 2-2 aufgelistet sind.

2.2 Die VENUS-7-Benchmarks

Der VENUS-7-Serie von kritischen Experimenten wurde bei SCK-CEN in Belgien durchgeführt. Die VENUS-7-Kernanordnungen sind quadratische Stabgitter bei Raumtemperatur, die ca. 900 Brennstäbe enthalten. Die Anordnungen unterscheiden sich durch ihre radiale Form; 7/0 und 7/1 sind näherungsweise zylindrisch, wohingegen es sich bei 7/3 um eine quadratische Anordnung handelt. Die Kerne bestehen aus einer inneren MOX- und einer äußeren UO₂-Zone und sind leichtwassermoderiert und -reflektiert. Die wesentlichen gemessenen Größen sind die Multiplikationsfaktoren, Reaktivitätsdifferenzen bei Ersetzung oder Entfernung von Brennstäben und radiale stabweise Spaltratenverteilungen an ausgewählten Stabpositionen. Radiale und axiale Schnitte durch die Anordnungen sind in Abb. 2-3 und 2-4 skizziert. Das Moderati-

onsverhältnis beträgt 1.52 für die Uran- und 1.24 für die MOX-Zone. Der Uranbrennstoff ist mit 4 % U-235 angereichert, der MOX-Brennstoff ist ein Gemisch aus UO_2 mit 3 % Anreicherung und PuO_2 mit einem Anteil an spaltbarem Plutonium von 1 %. Die aktive Höhe der Brennstäbe beträgt 50 cm. Eine detaillierte Beschreibung der Anordnung ist in der Benchmark-Spezifikation /MES 05/ zu finden.

2.3 Der DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmark

Der DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmark /KOZ 06/ wurde von der U.S. NRC definiert; im Rahmen einer OECD/NEA-Arbeitsgruppe wurden Vergleichsrechnungen für stationäre Fälle und eine Steuerstabauswurf-Transiente durchgeführt. Die Spezifikation beschreibt einen Westinghouse-DWR-Kern mit einem MOX-Anteil an der Kernbeladung von ca. 30 %. Der Kern besteht aus 193 17X17-Brennelementen mit unterschiedlichen U-235-Anreicherungen und Pu-Gehalten, bei verschiedenen Abbrandzuständen bis zu maximal 37.5 GWd/t SM. Für stationäre Berechnungen kann der Kern in 2-d-Geometrie mit 90°-Symmetrie dargestellt werden. Das Kernschema und die Brennelemente sind in Abb. 2-5 skizziert. Erste Ergebnisse mit den Programmen MCNP und DORT für den unkontrollierten Zustand wurden in /SEU 06, LAN 07/ veröffentlicht.

2.4 Der VVER-1000-Ganzkernbenchmark

Als Anwendung einer Ganzkernberechnung wurde im Rahmen einer OECD/NEA-Arbeitsgruppe ein Reaktivitätsbenchmark für einen zweidimensionalen WWER-Reaktorkern definiert /GOM 05/. Das Kernschema ist in Abbildung 2-6 dargestellt. Der Reaktorkern ist mit Uran- und MOX-Brennelementen beladen, die jeweils Gadolinium-Brennstäbe enthalten. Das Uran-Brennelement besitzt Brennstäbe mit drei unterschiedlichen Brennstofftypen, das MOX-Brennelement mit vier unterschiedlichen Brennstofftypen. Diese Brennelemente sind in der Geometrie identisch zu den Brennelementen aus einem vorausgegangenen WWER-Brennelement-Abbrandbenchmark /NEA 02/. Für den Ganzkern-Benchmark werden Brennelemente in unterschiedlich abgebrannten Zuständen (bis 40 MWd/kg Schwermetall, siehe Abbildung 2-6) verwendet, deren Nuklidzusammensetzungen in der Spezifikation angegeben sind, wobei die Aktiniden und wichtigen Spaltprodukte berücksichtigt sind. Es wird angenommen, dass die Brennstäbe mit demselben Brennstoff innerhalb eines Brennelements identisch abgebrannt

sind. Insgesamt sind für die Berechnungen sechs unterschiedliche Reaktorzustände definiert, deren Parameter in Tabelle 2-3 zusammengestellt sind.

3 Bereitstellung von Weniggruppendaten für deterministische Transportrechnungen

Bisher wurde in der GRS zur Erzeugung von Weniggruppendaten für deterministische Transportrechnungen neben dem Brennelementcode HELIOS /CAS 91/ hauptsächlich das Spektralprogramm RESMOD mit JEF-2.2-Gruppendaten /BER 94/ eingesetzt. Dabei handelt es sich um ein eindimensionales Programm, mit dem Zellrechnungen für zylindrisierte Brennstabzellen in einem Dreizonenmodell durchgeführt werden. Energiegruppenkondensation und Zellhomogenisierung erfolgten dann meist mit dem eindimensionalen S_N -Code XSDRN-PM aus dem Programmsystem SCALE /SCA 06/. Diese Berechnungsmethode ist gut für Systeme geeignet, die im Wesentlichen durch Stabgitter ohne ausgeprägte Heterogenitäten darstellbar sind, wie dies häufig für kritische Experimente zutrifft. Inzwischen ist das SCALE-System, das gegenwärtig in der Version 5.1 verfügbar ist, so weit vervollständigt, dass Gruppendaten für Transportrechnungen nicht nur auf Stabzellenbasis erstellt werden können, sondern mit dem zweidimensionalen Transportprogramm NEWT in Brennelementgeometrie. Dieser Rechenweg wird erprobt. Zusätzlich können mit Hilfe der Programmsequenz TRITON Brennelement-Abbrandrechnungen durchgeführt werden, um die Gruppendaten bei unterschiedlichen Abbränden zu erhalten.

Als Testfall für die Einsetzbarkeit der Methode wird der stationäre Fall des "DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks" /KOZ 07/ herangezogen. Für die deterministischen Transportrechnungen wird der S_N -Code DANTSYS /ALC 95/ bzw. dessen Nachfolgeversion PARTISN /ALC 05/ verwendet. Jeder Berechnungsschritt von den Rechnungen für die einzelnen Brennelemente über eine Testanordnung mit 2x2 Brennelementen bis zum Reaktorkern in $\frac{1}{4}$ -Kern-Darstellung wird durch Vergleich mit Ergebnissen des Monte-Carlo-Programms MCNP-5 /X-5 03/ mit der in der GRS für Routineberechnungen eingesetzten JEF-2.2-Datenbibliothek /BER 01, ZWE 99/ sorgfältig überprüft.

3.1 Erzeugung von Weniggruppendaten für unkontrollierte Brennelemente

Die Erzeugung von Weniggruppendaten für die einzelnen Brennelemente erfolgt mit dem Modul NEWT aus dem SCALE-5.1-Programmsystem. Dabei handelt es sich um ein zweidimensionales S_N -Transportprogramm mit der Erweiterung auf irreguläre Geometrien, so dass die Stabzellgeometrie mit nahezu beliebiger Genauigkeit nachgebil-

det werden kann. NEWT ist über die Programmsequenz TRITON mit den Programmen BONAMI/NITAWL bzw. BONAMI/CENTRM/PCM gekoppelt, mit denen die Spektralrechnungen zur Resonanzselbstabschirmung für die individuellen Stabzellen durchgeführt werden. In TRITON ist außerdem die Möglichkeit vorgesehen, die mit NEWT bestimmten Neutronenflüsse im Brennelement an das Nuklidinventarprogramm ORIGEN zu übergeben, um die Nuklidichten in jedem Brennstab zu jedem Abbrandschritt zu bestimmen. Von dieser Möglichkeit wird hier kein Gebrauch gemacht; vielmehr werden die Nuklidichten für jeden benötigten Abbrandwert, die mit dem Abbrandprogramm HELIOS /CAS 91/ erzeugt und mit der Benchmark-Spezifikation mitgeliefert wurden, für die Brennelementberechnungen verwendet. Dies erfolgt aus Gründen der Konsistenz mit früheren MCNP-Berechnungen /SEU 06, LAN 07/, bei denen genauso verfahren wurde, und die zu Vergleichen herangezogen werden sollen. Dies stellt aber keine Einschränkung dar, da im Rahmen anderer Untersuchungen /HES 07/ gezeigt wurde, dass TRITON zur Nuklidinventarbestimmung in Brennelement-Abbrandrechnungen geeignet ist und zu den etablierten Abbrandprogrammen CASMO, HELIOS und KENOREST vergleichbare Ergebnisse liefert.

Als Ausgangsdaten wird die in SCALE-5.1 enthaltene ENDF/B-V-Bibliothek mit 44 Energiegruppen verwendet. Die Bestimmung von stabzellhomogenisierten Weniggruppendaten erfolgt in mehreren Schritten. Im ersten Schritt werden mit BONAMI/NITAWL für jede im Brennelement vorhandene Stabzelle resonanzselbstabgeschirmte mikroskopische 44-Gruppen-Daten erzeugt. Mit diesen wird im zweiten Schritt eine Brennelementrechnung mit NEWT mit voller Auflösung der Brennstäbe und Steuerstabführungsrohre durchgeführt; aus Symmetriegründen ist es ausreichend, das Brennelement in $\frac{1}{4}$ -Darstellung mit reflektierenden Randbedingungen zu berechnen. Dabei werden mittels Fluss-Volumen-Wichtung zellhomogenisierte makroskopische Wirkungsquerschnitte für jede Stabzelle erzeugt. Im dritten Schritt werden in einer weiteren Brennelementrechnung mit NEWT, bei der die zellhomogenisierten 44-Gruppen-Daten verwendet werden, die Wirkungsquerschnitte auf 18 Energiegruppen (davon sechs thermische Gruppen) herunterkondensiert. Als 18-Gruppenschema wird im Wesentlichen dasjenige verwendet, mit dem im Lauf der vergangenen Jahre zahlreiche Benchmarkberechnungen durchgeführt wurden, und das sich im Vergleich mit Monte-Carlo-Rechnungen und mit Berechnungen anderer Benchmarkteilnehmer ausnahmslos bewährt hat, was Ergebnisse für Multiplikationsfaktoren und Stableistungsverteilungen in kritischen Anordnungen betrifft. Der einzige Unterschied liegt im numerischen Wert der Gruppengrenzen, da einige Gruppengrenzen des normalerweise verwendeten

Schemas in der 44-Gruppen-Bibliothek nicht vorhanden sind; für diese wurde die nächstgelegene Gruppengrenze verwendet. Die Gruppengrenzen sind in Tabelle 3-1 angegeben. Schließlich wird im vierten Schritt eine weitere Brennelementrechnung mit NEWT mit den 18-Gruppen-Daten durchgeführt; diese Rechnung ist für die Bereitstellung der Weniggruppendaten nicht mehr nötig und dient nur der Überprüfung dieser Wirkungsquerschnitte.

Für jedes einzelne Brennelement wurden Kritikalitätsrechnungen mit MCNP durchgeführt (unter Berücksichtigung aller unterschiedlichen Abbrandzustände sind dies 17 verschiedene Brennelemente); mit diesen wurden die in den ersten NEWT-Rechnungen ermittelten Multiplikationsfaktoren verglichen. Die MCNP- und NEWT- Multiplikationsfaktoren sind in Abb. 3-1 dargestellt. Die Übereinstimmung ist durchwegs gut; Unterschiede sind hauptsächlich auf die verschiedenen nuklearen Basisdaten (JEF-2.2 für MCNP, ENDF/B-V für NEWT) zurückzuführen.

3.2 Einsatz der Weniggruppendaten für unkontrollierte Brennelemente

Zunächst werden die erzeugten makroskopischen 18-Gruppen-Wirkungsquerschnitte zur Berechnung aller unkontrollierten Brennelemente in 2-d-Darstellung mit PARTISN eingesetzt. Die Berechnungen erfolgen in P_3S_8 -Ordnung mit 2X2 Maschen je Stabzelle. In Abb. 3-2 werden die so berechneten Multiplikationsfaktoren mit denen aus den NEWT-Rechnungen mit 44-Gruppen-Daten und nicht homogenisierten Stabzellen (siehe Abb. 3-1) verglichen. Es ergibt sich sehr gute Übereinstimmung für alle Brennelemente in allen Abbrandzuständen.

Zusätzlich wurden für ein Uran- und ein MOX-Brennelement im frischen Zustand (0.15 GWd/t SM) die mit NEWT und PARTISN berechneten Stableistungsverteilungen verglichen. In Zuständen mit niedrigem Abbrand enthalten die Brennelemente Zellen mit abbrennbaren Absorbern (Beschichtung der Brennstofftabletten für bestimmte Brennstäbe in den Uranbrennelementen – "IFBA", Absorber an Steuerstabführungsrohrpositionen in den MOX-Brennelementen – "WABA"). In diesen Fällen war zu überprüfen, ob die durch Fluss-Volumen-Homogenisierung erzeugten zellhomogenisierten Wirkungsquerschnitte diese Zellen ausreichend genau beschreiben. In Abb. 3-3 und 3-4 werden die Verhältnisse der mit NEWT und PARTISN berechneten Stableistungsverteilungen dargestellt. Die Unterschiede sind derart gering, dass eine Sonderbehandlung der Zellen, die abbrennbare Absorber enthalten, nicht notwendig ist.

3.3 Einsatz der Weniggruppendaten für eine unkontrollierte 2X2-Anordnung

Als erster Anwendungsfall wird eine Anordnung von 2X2 Uranbrennelementen mit frischem Brennstoff im Zustand Nulllast heiß betrachtet. Für zwei Seiten werden reflektierende, für die jeweils gegenüberliegenden Seiten Vakuum-Randbedingungen verwendet, so dass diese Anordnung 4X4 von Vakuum umgebene Brennelemente repräsentiert. Die Berechnung mit PARTISN in P_3S_8 -Ordnung mit 2X2 Maschen je Stabzelle erfolgt hier in 2-d-Geometrie; eine Berechnung in 3-d-Darstellung wird in Kapitel 3 vorgestellt. Der mit PARTISN berechnete Multiplikationsfaktor ist in sehr guter Übereinstimmung mit dem MCNP-Referenzwert (MCNP: 1.00380 ± 0.00005 ; PARTISN: 1.00364). In Abb. 3-5 werden die mit MCNP und PARTISN berechneten Stableistungsverteilungen verglichen. Dargestellt sind die relativen Unterschiede zwischen der PARTISN- und der MCNP-Verteilung. Trotz der aufgrund der Vakuum-Randbedingungen stark gewölbten Verteilung ergibt sich eine hervorragende Übereinstimmung, mit relativen Unterschieden, die die Größe von 1 % nur an sehr wenigen Stellen erreichen. Es ist zu beachten, dass für diese Qualität des PARTISN-Ergebnisses die Beschreibung der Anordnung mit mindestens 2X2 Maschen je Stabzelle ausschlaggebend ist.

3.4 Einsatz der Weniggruppendaten für den unkontrollierten Kern des DWR-MOX/UO₂-Kerntransientenbenchmarks

Die 18-Gruppen-Wirkungsquerschnitte werden nun verwendet, um den unkontrollierten Kern des DWR-MOX/UO₂-Kerntransientenbenchmarks in $\frac{1}{4}$ -Kern-Darstellung in 2-d-Geometrie zu berechnen. Das Berechnungsschema weicht etwas von den Fällen der einzelnen Brennelemente und der 2X2-Anordnung ab, da sich aufgrund der Größe und Heterogenität der Anordnung Konvergenzschwierigkeiten ergaben. Die Berechnungen wurden daher mit DANTSYS in P_2S_8 -Ordnung mit 2X2 Maschen je Stabzelle durchgeführt, wobei das Konvergenzverhalten unproblematisch war. Der mit DANTSYS berechnete Multiplikationsfaktor ist in guter Übereinstimmung mit dem MCNP-Referenzwert (MCNP: 1.06065 ± 0.00008 ; DANTSYS: 1.06446).

In Abb. 3-6 werden die mit MCNP und DANTSYS berechneten Brennelementleistungsverteilungen für den Viertelkern verglichen. Dargestellt sind die relativen Unterschiede zwischen der DANTSYS- und der MCNP-Verteilung. Die Übereinstimmung ist zufriedenstellend, mit einer leichten Schiefelage im Verhältnis der Verteilungen zwischen

Kernmitte und Kernrand, mit maximalen Abweichungen von 2.5 %. In Abb. 3-7 sind die relativen Unterschiede zwischen den mit DANTSYS und MCNP gerechneten Stableistungsverteilungen in einem Brennelement (Position E-5 in Abb. 2-5) dargestellt. Die Übereinstimmung ist ähnlich gut wie im Fall der 2X2-Anordnung. Ähnliche Unterschiede werden auch beim Vergleich mit Lösungen anderer Benchmarkteilnehmer /KOZ 07/ beobachtet. Als Beispiel wird in Abb. 3-8 die nodale Lösung aus dem Code PARCS mit brennelementhomogenisierten 8-Gruppen-Daten mit der MCNP-Lösung verglichen.

Eine Reihe von Testrechnungen mit dem Monte-Carlo Code KENO-V aus dem SCALE-5.1-Programmsystem mit ENDF/B-V-Multigruppdaten mit unterschiedlicher Anzahl von Energiegruppen mit heterogener und homogenisierter Darstellung der Stabzellen hat gezeigt, dass sich die Unterschiede in den Verteilungen nicht eindeutig zuordnen lassen, sondern sich sowohl aus Unterschieden in den nuklearen Daten (ENDF/B-V gegenüber JEF-2.2) als auch in den einzelnen Schritten der Berechnungskette (zellhomogenisierte energiegruppenkondensierte Weniggruppdaten im Vergleich zu Punktdaten) ergeben. Dies wird in Abb. 3-9 veranschaulicht, wo die Verhältnisse der Leistungsverteilungen aus Berechnungen mit dem Monte-Carlo-Code KENO-Va zur MCNP-Leistungsverteilung abgebildet sind. Die KENO-Berechnungen wurden schrittweise durchgeführt, ausgehend von einer nicht zellhomogenisierten Rechnung mit der 238-Gruppen-ENDF/B-V-Bibliothek aus SCALE 5.1, bis hin zur zellhomogenisierten Rechnung mit der auf 18 Energiegruppen kondensierten Bibliothek, die auch für die DANTSYS-Berechnungen verwendet wurden. Während die Unterschiede zwischen der MCNP- und der KENO-Leistungsverteilung mit der 238-Gruppen-Bibliothek sehr gering sind, vergrößern sie sich bei jedem Schritt der Datenreduktion etwas.

3.5 Erzeugung von Weniggruppdaten für kontrollierte Brennelemente

Die Erzeugung von Weniggruppdaten für die einzelnen kontrollierten Brennelemente erfolgt mit dem Modul NEWT aus dem SCALE-5.1-Programmsystem völlig analog zur Vorgehensweise für unkontrollierte Brennelemente. Für jedes einzelne Brennelement wurden wieder Kritikalitätsrechnungen mit MCNP durchgeführt; mit diesen wurden die in den ersten NEWT-Rechnungen ermittelten Multiplikationsfaktoren verglichen. Die MCNP- und NEWT-Multiplikationsfaktoren für die kontrollierten Brennelemente sind in Abb. 3-10 dargestellt, wobei wieder durchwegs gute Übereinstimmung zu erkennen ist.

Bei der Erzeugung homogenisierter Wirkungsquerschnitte ist jedoch zu beachten, dass eine Zellhomogenisierung mittels Fluss-Volumen-Wichtung der Absorberstabzellen die Absorberwirksamkeit deutlich überschätzt /ROW 78/. Dies wird beim Vergleich der Multiplikationsfaktoren aus NEWT-Rechnungen für die Brennelemente mit nichthomogenisierter Darstellung der Brenn- und Absorberstabzellen, und aus PARTISN-Rechnungen mit homogenisierten Stabzellen deutlich; die Wirksamkeit der Absorberstäbe für das frische Uranbrennelement mit 4.2 % Anreicherung wird mit den mittels Fluss-Volumen-Wichtung homogenisierten Wirkungsquerschnitten um ca. 2500 pcm überschätzt. Auch die Stableistungsverteilung im Brennelement wird deutlich verfälscht. Wie später noch gezeigt wird, ergeben sich auch bei den Leistungsverteilungen für die 2X2-Anordnung mit einem kontrollierten Brennelement und den kontrollierten Viertelkern drastische Unterschiede zur MCNP-Referenzverteilung, so dass die Verwendung unkorrigierter zellhomogenisierter Wirkungsquerschnitte nicht akzeptabel ist.

Die Korrektur erfolgt mittels Verwendung von effektiven Wirkungsquerschnitten für die Absorberstabzellen, die zur Verringerung der Wirksamkeit durch Mischung der Wirkungsquerschnitte für die Absorberzelle mit denen für eine Sterstabführungsrohrzelle erzeugt werden. Das Mischungsverhältnis wird dabei so angepasst, dass für das frische Uranbrennelement mit 4.2 % Anreicherung die Steuerstabwirksamkeiten in der NEWT-Rechnung mit heterogenen Stabzellen und der PARTISN-Rechnung mit homogenisierten Stabzellen übereinstimmt. Aus dieser Forderung ergibt sich eine effektive Absorberdichte von ca. 85 % des Nominalwertes. Diese Anpassung könnte im Prinzip für jedes Brennelement individuell vorgenommen werden; es zeigt sich jedoch, dass der einheitliche Wert von 85 % für alle kontrollierten Brennelemente zufriedenstellende Wirksamkeiten liefert.

Ein ganz ähnliches Verfahren wurde bereits früher zur Bereitstellung von zellhomogenisierten Wirkungsquerschnitten verwendet /ZWE 04/; dabei wurde allerdings der effektive Durchmesser der Absorberstäbe reduziert. Mit dieser Methode konnten bei der Berechnung des ANS-DWR-Benchmarks und der beiden kritischen Anordnungen VENUS-1 und VENUS-2 ausgezeichnete Ergebnisse im Vergleich mit MCNP-Referenzrechnungen erzielt werden /ZWE 08/.

3.6 Einsatz der Weniggruppendaten für kontrollierte Brennelemente

Zur ersten Überprüfung der Qualität der zellhomogenisierten 18-Gruppen-Wirkungsquerschnitte für die kontrollierten Brennelemente werden diese zur Brennelementberechnung mit PARTISN in 2-d-Darstellung eingesetzt. Die Berechnungen erfolgen wieder in P_3S_8 -Ordnung mit 2X2 Maschen je Stabzelle. In Abb. 3-11 werden die so berechneten Reaktivitätswerte mit denen aus den NEWT-Rechnungen mit 44-Gruppen-Daten und nicht homogenisierten Stabzellen verglichen. Es ergibt sich sehr gute Übereinstimmung für alle Brennelemente in allen Abbrandzuständen. Zum Vergleich sind für die Zustände mit dem niedrigsten und dem höchsten Abbrand die Reaktivitätswerte angegeben, die sich aus Berechnungen mit unkorrigierten Absorberwirkungsquerschnitten ("100 % Abs.") ergeben. Hier wird nochmals deutlich, welche wichtige Rolle die geeignete Korrektur der homogenisierten Absorberwirkungsquerschnitte spielt.

In Abb. 3-12 werden die Verhältnisse der mit NEWT und PARTISN berechneten Stableistungsverteilungen für das kontrollierte frische Uranbrennelement mit 4.2 % Anreicherung dargestellt. Während sich die Verteilungen bei der PARTISN-Rechnung mit unkorrigierten homogenisierten Absorberwirkungsquerschnitten deutlich unterscheiden (oben), ergibt sich bei Verwendung der korrigierten Absorberwirkungsquerschnitte eine erhebliche Verbesserung der Übereinstimmung (unten). Diese Übereinstimmung kann dadurch optimiert werden, dass zur Korrektur statt der einfachen Anpassung der Absorberkonzentration die SPH-Methode /HEB 93, PAU 05/ verwendet wird, bei der die Wirkungsquerschnitte aller Stäbe einzeln für jede Energiegruppe iteriert werden, so dass alle Reaktionsraten in den Brennelementrechnungen mit heterogenen und homogenisierten Stabzellen übereinstimmen. Zu welchen Verbesserungen in den S_N -Transportrechnungen für die 2X2-Anordnung und den Viertelkern dies führt, ist noch zu untersuchen.

3.7 Einsatz der Weniggruppendaten für eine kontrollierte 2X2-Anordnung

Für die Anordnung von 2X2 Uranbrennelementen mit frischem Brennstoff im Zustand Nulllast heißt aus Abschnitt 2-4 ein kontrollierter Zustand definiert. Dabei wird das Eckbrennelement mit Steuerstäben versehen, wodurch sich effektiv eine Anordnung von 4X4 Brennelementen mit kontrollierten Eckbrennelementen ergibt. Die Berechnung mit PARTISN erfolgt wieder in P_3S_8 -Ordnung mit 2X2 Maschen je Stabzelle in 2-d-Geometrie. Der mit PARTISN berechnete Reaktivitätswert der Steuerstäbe ist in sehr gu-

ter Übereinstimmung mit dem MCNP-Referenzwert unter der Voraussetzung, dass die korrigierten homogenisierten Absorberwirkungsquerschnitte verwendet werden (MCNP: 0.0108; PARTISN unkorrigiert: 0.0112; PARTISN korrigiert: 0.0107). In Abb. 3-13 werden die mit MCNP und PARTISN berechneten Stableistungsverteilungen verglichen. Dargestellt sind die relativen Unterschiede zwischen der PARTISN- und der MCNP-Verteilung. Während die Unterschiede bei Verwendung unkorrigierter homogenisierter Absorberwirkungsquerschnitte für die Stäbe im kontrollierten Brennelement völlig inakzeptabel sind (oben), wird durch die Korrektur mittels Verringerung der Absorberdichte eine wesentliche Verbesserung erzielt (unten).

3.8 Einsatz der Weniggruppendaten für den kontrollierten Kern des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks

Schließlich wird der kontrollierte Kern des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks in $\frac{1}{4}$ -Kern-Darstellung in 2-d-Geometrie mit den erzeugten 18-Gruppen-Wirkungsquerschnitten berechnet. Im vollständig kontrollierten Zustand enthalten die Brennelemente, die in Abb. 2-5 mit (CR-..) bezeichnet sind, Absorberstäbe. Die Berechnungen wurden wie für den unkontrollierten Fall mit DANTSYS in P_2S_8 -Ordnung mit 2X2 Maschen je Stabzelle durchgeführt. Die mit DANTSYS berechneten Reaktivitätswerte sind in guter Übereinstimmung mit dem MCNP-Referenzwert unter der Voraussetzung, dass für die kontrollierten Brennelemente die korrigierten zellhomogenisierten Wirkungsquerschnitte verwendet werden. Die Werte sind in Tabelle 3-2 angegeben. Ebenfalls angegeben sind die Reaktivitätswerte für den Auswurf einer Steuerstabgruppe im Viertelkern (Position E-5 in Abb. 2-5). Auch hier wird sehr gute Übereinstimmung zwischen MCNP und DANTSYS erzielt.

In Abb. 3-14 werden die Brennelementleistungsverteilungen aus MCNP und DANTSYS verglichen. Dargestellt sind die relativen Unterschiede zwischen der DANTSYS- und der MCNP-Verteilung mit unkorrigierten (oben) und korrigierten (unten) zellhomogenisierte Absorberwirkungsquerschnitten. Bei Verwendung der unkorrigierten Wirkungsquerschnitte ergeben sich deutliche Unterschiede in den Leistungsverteilungen insbesondere an den Positionen der kontrollierten Brennelemente (gelb in Abb. 3-14 oben). Die Übereinstimmung ist sehr gut, wenn die korrigierten Absorberwirkungsquerschnitte verwendet werden. Ebenfalls sehr gute Übereinstimmung wird für die stabweise Leistungsverteilung in den Brennelementen erzielt; in Abb. 3-15 wird dies für das kontrollierte Brennelement an der Position E-5 in Abb. 2-5 gezeigt. Für den kontrollierten

Kern sind die Unterschiede zur MCNP-Referenzlösung deutlich geringer als mit allen anderen zum Benchmark eingereichten Lösungen /KOZ 07/. Die deutliche Verbesserung gegenüber nodalen Methoden wird in Abb. 3-16 verdeutlicht, in der wieder die nodale Lösung aus dem Code PARCS mit brennelementhomogenisierten 8-Gruppen-Daten mit der MCNP-Lösung verglichen wird. Überraschenderweise weicht die Leistungsverteilung aus einer Berechnung mit dem Code DeCart, bei dem der Kern mit 47-Gruppen-Daten aus HELIOS stabweise ohne Zellhomogenisierung beschrieben wird, noch deutlicher von der MCNP-Lösung ab. Hinsichtlich der Stableistungsverteilung im Brennelement ist die Übereinstimmung zwischen der DeCart- und der MCNP-Lösung befriedigend. Hier zeigen sich sehr große Unterschiede zwischen nodalen Lösungen und der MCNP-Lösung mit maximalen relativen Abweichungen weit über 10 %; dies ist auf Schwierigkeiten bei der Stableistungsrekonstruktion für kontrollierte Brennelemente zurückzuführen /KOZ 07/. Damit ist es erstmals gelungen, für den kontrollierten Fall des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks zufriedenstellende Übereinstimmung der Lösung eines deterministischen Rechenprogramms mit der MCNP-Lösung zu erzielen.

4 Monte-Carlo-Berechnungen mit thermohydraulischen Parametern

Bisher wurden Monte-Carlo-Berechnungen von Kernanordnungen meist mit über große Bereiche konstanten thermohydraulischen Parametern (Brennstofftemperatur, Moderatordichte, Borkonzentration) durchgeführt. Damit lassen sich Kritikalitätsrechnungen für kritische Experimente und abgeschaltete Reaktorkerne sowie gekoppelte Monte-Carlo-/Abbrandrechnungen adäquat durchführen; für Reaktoren in Betriebszuständen sollte jedoch die örtliche Abhängigkeit der thermohydraulischen Bedingungen berücksichtigt werden. Die MCNP-Eingabedatensätze werden daher für ausgewählte Rechenfälle derart verallgemeinert, dass die Brennstoff- und Moderator-Materialzonen in viele Teilbereiche aufgeteilt werden, die unterschiedliche Temperaturen bzw. Dichten besitzen können. Diese thermohydraulischen Parameter können aus gekoppelten Neutronentransport-/Thermofluidynamik-Berechnungen übernommen werden; mit der Möglichkeit der Beschreibung der Ortsabhängigkeit der thermohydraulischen Parameter wird auch eine direkte Kopplung zwischen MCNP für den Neutronentransport im Reaktorkern und ATHLET für die Thermofluidynamik vorbereitet.

4.1 Berechnung des heißen KRITZ-2:13-Kerns

Die KRITZ-2-Experimente wurden auch für heiße Kernzustände durchgeführt; einer dieser Zustände (2:13) wird ausgewählt, um eine erste Überprüfung einer MCNP-Rechnung mit JEF-2.2-Punktdateien mit einem Eingabedatensatz durchzuführen, bei dem ortsabhängige Brennstofftemperaturen und Moderatordichten zugelassen sind. Dabei wird jede Brennstabzelle als individueller thermohydraulischer Kanal zugelassen, wodurch sich bei 40X40 Brennstäben 820 thermohydraulische Kanäle ergeben (der Kern der KRITZ-2:13-Anordnung besitzt eine Symmetrieachse entlang einer Diagonalen). Mit einer Einteilung der moderierten Länge der Brennstäbe in acht axiale Knoten ergibt sich eine Gesamtanzahl von 6560 unterschiedlichen thermohydraulischen Zonen im moderierten Bereich des Kerns und 7380 Zonen insgesamt, wenn der unmoderierte Bereich als ein zusätzlicher axialer Abschnitt betrachtet wird, und damit zu einer ebensolchen Zahl von unterschiedlichen Brennstoffmaterialien. Um bei dieser für Monte-Carlo-Rechnungen ungewöhnlich hohen Anzahl von individuellen räumlichen Bereichen ausreichend geringe statistische Unsicherheiten für die lokalen Spaltraten zu erreichen, wurde die Rechnung mit 200 Millionen Neutronenschicksalen durchgeführt. Da im Experiment die thermohydraulischen Parameter örtlich nicht variieren, sind

in der Rechnung die formal unterschiedlich definierten Brennstoffgemische und Moderatorichten für alle Zonen identisch. Dennoch ist damit ein Eingabedatensatz verfügbar, der für eine Anordnung mit variablen thermohydraulischen Bedingungen repräsentativ ist, und der durch Vergleich der Rechenergebnisse mit Messungen validiert werden kann. Es zeigt sich, dass solche Berechnungen mit den verfügbaren Rechnerressourcen problemlos in akzeptabler Zeit durchführbar sind, insbesondere wenn Mehrprozessorsysteme für Parallelrechnungen benutzt werden. Zur Durchführung von Ganzkernberechnungen mit jeder Stabzelle als thermohydraulischem Kanal und einer vergleichbaren Anzahl von axialen Knoten ergäbe sich eine Anzahl von thermohydraulischen Zonen, die um einen Faktor 100 – 200 höher liegt. Ob Monte-Carlo-Berechnungen mit dieser räumlichen Auflösung mit verfügbarer Hardware durchführbar sind, muss noch erprobt werden. Zumindest sollten derartige Berechnungen auf massiv parallelen Rechnersystemen durchgeführt werden.

Die Ergebnisse der Monte-Carlo-Berechnungen werden mit Ergebnissen deterministischer Transportrechnungen mit PARTISN verglichen. Diese wurden in P_3S_8 -Ordnung mit 2X2 Maschen pro Brennstabzelle in der x-y-Ebene durchgeführt; der moderierte Kernbereich wurde axial in 48 Maschen eingeteilt, was einer Maschenweite von 2.3 cm entspricht. Die zellhomogenisierten makroskopischen Wirkungsquerschnitte wurden in der bewährten 18-Gruppen-Struktur in Stabzellberechnungen mit dem Programm RESMOD /BER 94/ erstellt.

Die berechneten Multiplikationsfaktoren (MCNP: 0.99569 ± 0.00005 ; PARTISN: 0.99593) sind in sehr guter Übereinstimmung, unterschätzen jedoch den Wert von 1.0 ± 0.0008 aus dem Experiment etwas; diese Tendenz war bislang bei praktisch allen Rechnungen zu den UO_2 -Kernen des KRITZ-2-Benchmarks vorhanden.

In Abb. 4-1 werden die mit MCNP und PARTISN berechneten axial integrierten radialen Spaltratenverteilungen entlang der x- und y-Achse des KRITZ-2.13-Kerns mit den gemessenen Werten verglichen (zur besseren Unterscheidung ist die Kurve, die die Verteilung entlang der y-Achse repräsentiert, um 0.1 versetzt). Die Übereinstimmung zwischen Rechnungen und Messwerten ist sehr gut, die Unregelmäßigkeit in den Messkurven scheint unphysikalisch und ist wahrscheinlich auf Messungenauigkeiten zurückzuführen, die höher sind als die in der Beschreibung der Experimente ausgewiesenen Werte von ca. 1 %. Insbesondere wird der Sprung in der Spaltratenverteilung in den am Kernrand liegenden Brennstäben ausgezeichnet wiedergegeben. Zu beachten ist auch die gute Übereinstimmung der mit der Monte-Carlo- und der deterministischen

Methode berechneten radialen Spaltratenverteilungen; in der Darstellung von Abb. 4-1 sind diese praktisch nicht zu unterscheiden. Deshalb werden in Abb. 4-2 (oben) die axial integrierten radialen Spaltratenverteilungen aus MCNP und PARTISN über den gesamten Kern verglichen; dargestellt ist der relative Unterschied der PARTISN- von der MCNP-Verteilung. Die Differenzen für alle Stabpositionen sind sehr gering, mit Werten von typischerweise $< 1\%$; der größte Wert von 1.9% tritt an einer Ecke des Kerns auf. Die Standardabweichung zwischen der PARTISN- und der MCNP-Verteilung beträgt 0.33% . An dieser Stelle wird darauf hingewiesen, wie wichtig die Verwendung von 2×2 radialen Maschen pro Stabzelle in der deterministischen Transportrechnung ist; mit nur einer Masche sind die Unterschiede zur MCNP-Verteilung am Kernrand deutlich höher, wie aus Abb. 4-2 (unten) ersichtlich ist; die Standardabweichung steigt dann auf 0.80% an.

Schließlich werden noch in Abb. 4-3 die über radiale Bereiche integrierten axialen Spaltratenverteilungen miteinander verglichen. Dabei ist radial über jeweils 10×10 Stabzellen summiert, einmal in einer Ecke des Kerns, und einmal in der Kernmitte. Die Übereinstimmung zwischen PARTISN und MCNP ist sehr gut. Die relativen Abweichungen sind nicht größer als 1.1% . Es hat sich gezeigt, dass es für eine gute Übereinstimmung im unteren Kernabschnitt wichtig ist, die axiale Anordnung unterhalb der Brennstoffzone, die eine komplizierte Struktur aufweist, im PARTISN-Modell abschnittsweise (Brennstabendstücke/Wasser, Auflagesäulen/Wasser) nachzubilden, da bereits durch eine kleine Variation der axialen Struktur die Spaltratenverteilung am unteren Kernrand empfindlich beeinflusst wird.

4.2 Berechnung einer 2×2 -Anordnung mit gemittelten thermohydraulischen Parametern

Als weiterer Vorbereitungsschritt für MCNP-Berechnungen mit thermohydraulischen Parametern wird eine 2×2 -Anordnung aus frischen Uran-Brennelementen des DWR-MOX/UO₂-Kerntransientenbenchmarks betrachtet. Dabei handelt es sich im Wesentlichen um die in Abschnitt 3-3 beschriebene Anordnungen mit den Unterschieden, dass die Berechnung in 3-d-Darstellung mit einer Höhe von 391.2 cm und einem Wasserreflektor am unteren und oberen Rand erfolgt, und dass sich die Brennstofftemperatur und Moderatorichte etwas vom Zustand Nulllast heiß unterscheiden. (Diese Parameter wurden als Mittelwerte der Verteilungen bestimmt, die sich aus einer gekoppelten DORT/ATHLET-Rechnung ergeben, siehe nächster Abschnitt. Daraus

ergibt sich eine Brennstofftemperatur von 653.4 K und eine Moderatorichte von 0.7401 g/cm^3 , im Vergleich zu den Werten 560 K und 0.7521 g/cm^3 im Zustand Nulllast heiß.) Die Anordnung ist in ihren Dimensionen in der x-y-Ebene ähnlich zur KRITZ-2:13-Anordnung, in der z-Richtung aber deutlich größer.

Mit obigen Werten für Brennstofftemperatur und Moderatorichte wurde für Vergleichsrechnungen mit PARTISN ein Satz von 18-Gruppen-Wirkungsquerschnitten mit NEWT erzeugt, wie in Abschnitt 3-1 beschrieben. Die PARTISN-Rechnungen wurden in P_3S_8 -Ordnung durchgeführt, mit 2X2 Maschen pro Stabzelle in der x-y-Ebene. In z-Richtung wurde die Anordnung in 40 Grobmaschen eingeteilt, wobei die jeweils beiden Grobmaschen am oberen und unteren Rand in 10 Feinmaschen unterteilt wurden. Damit ergibt sich für den oberen und unteren Bereich der Brennstabzellen eine Maschenweite von ca. 1 cm, und von ca. 10 cm für den restlichen Bereich. Für den oberen und unteren Wasserreflektor wurde in der Nähe der Brennstabzellen ebenfalls eine Maschenweite von 1 cm gewählt. Diese feine Einteilung wurde zur Verbesserung der Übereinstimmung der deterministischen mit der Monte-Carlo-Lösung am oberen und unteren Rand der Anordnung vorgenommen.

Als unterschiedliche thermohydraulische Kanäle werden die Brennelemente gewählt, wodurch aus Symmetriegründen drei verschiedene Kanäle entstehen, die axial in 40 Abschnitte aufgeteilt werden. Damit erhält man 120 Sätze von thermohydraulischen Parametern, die im vorliegenden Fall natürlich alle identisch sind.

In Abb. 4-4 wird die axiale Abhängigkeit der mit MCNP und PARTISN berechneten Leistungsverteilungen in den drei thermohydraulischen Kanälen verglichen. Kanal 1 bezeichnet das Brennelement im Zentrum der Anordnung, Kanal 3 das Brennelement in der Ecke, und Kanal 2 repräsentiert die beiden aus Symmetriegründen identischen Randbrennelemente. Es ergibt sich ausgezeichnete Übereinstimmung, die relativen Unterschiede sind typischerweise deutlich kleiner als 1 %, mit Maximalwerten von weniger als 2 % am oberen und unteren Kernrand, was trotz der feinen Mascheneinteilung auf den Einfluss der axialen Reflektoren zurückzuführen ist. Die Übereinstimmung der axial integrierten radialen Stableistungen ist von derselben Qualität, die relativen Unterschiede, die in Abb. 4-5 dargestellt sind, überschreiten den Wert von 1 % nur an der Eckposition und zwei zueinander symmetrischen Randpositionen.

4.3 Berechnung einer 2X2-Anordnung mit variablen thermohydraulischen Parametern

Als letzte Anwendung für eine MCNP-Berechnung mit ortsabhängigen thermohydraulischen Parametern wird dieselbe Anordnung wie im vorherigen Abschnitt 4-2 betrachtet, wobei jetzt den 120 räumlichen Bereichen, bestehend aus 40 axialen Knoten in drei Brennelementen, tatsächlich unterschiedliche Brennstoffmaterialien, die unterschiedlichen Brennstofftemperaturen entsprechen, und unterschiedliche Moderatorichten zugewiesen werden. Diese Parameter wurden aus einer gekoppelten Rechnung mit dem S_N -Code TORT-TD und dem Anlagencode ATHLET bestimmt /SEU 08/. Für die TORT-TD-Rechnung wurden Wirkungsquerschnitte in 8 Energiegruppen und P_1 -Streuordnung mit dem Programm HELIOS erzeugt. Die axiale Mascheneinteilung in der TORT-TD-Rechnung entspricht den 40 axialen thermohydraulischen Knoten, in der x-y-Ebene wurde mit einer Masche pro Stabzelle gerechnet.

In Abb. 4-6 werden die axialen Profile der mit TORT-TD und MCNP berechneten Leistungsverteilungen in den drei thermohydraulischen Kanälen verglichen. Die Kurven sind in sehr guter Übereinstimmung, insbesondere die durch die Ortsabhängigkeit der thermohydraulischen Parameter entstandene Asymmetrie bezüglich der axialen Mitte. Die Unterschiede am oberen und unteren Kernrand sind vermutlich auf die relativ große axiale Maschenweite in diesen Bereichen zurückzuführen. In Abb. 4-7 sind die relativen Unterschiede der axial integrierten Stableistungsverteilungen aus der TORT-TD- und der MCNP-Rechnung dargestellt. Insbesondere am Rand der Anordnung ergeben sich für einige Stabpositionen deutliche Unterschiede. Diese ließen sich vermutlich durch eine Einteilung von 2X2 Maschen pro Stabzelle in der x-y-Ebene verringern. Ob es noch weitere Ursachen für die Unterschiede gibt, ist noch zu klären.

5 Einfluss nuklearer Daten auf Kernberechnungen

In der GRS wurde bisher für Routinerechnungen mit MCNP eine auf JEF-2.2-Daten basierende Punktdatenbibliothek verwendet, die in einem gemeinsamen Projekt vom IKE Stuttgart erzeugt worden ist, und die seither durch Berechnung zahlreicher Benchmark-Anordnungen umfassend validiert wurde /BER 01, ZWE 99/. Seit einiger Zeit ist die Nachfolgebibliothek JEFF-3.1 verfügbar; die Verwendung dieser Version wird von der JEFF-Gruppe empfohlen. Bei der NEA-Datenbank ist auch eine im ACE-Format prozessierte JEFF-3.1-Punktdatenbibliothek zur Verwendung mit MCNP erhältlich. Durch Nachrechnung von kritischen Anordnungen und Ganzkern-Benchmarks soll der Einfluss der nuklearen Daten ermittelt und überprüft werden, ob in Zukunft JEFF-3.1 als Standarddatenbibliothek verwendet werden soll.

5.1 Nachrechnung der KRITZ-2-Benchmarks

Die in Abschnitt 2-1 beschriebenen kritischen Anordnungen KRITZ-2 wurden mit MCNP-5 und JEFF-3.1-Daten berechnet; frühere MCNP-4C-Rechnungen mit JEF-2.2-Daten /BER 02/ wurden mit MCNP-5 und einer höheren Anzahl von Neutronenschicksalen wiederholt. In Abb. 5-1 sind die berechneten Multiplikationsfaktoren dargestellt. Die Multiplikationsfaktoren in den Experimenten sind 1.0 für alle Anordnungen. Die Messungenauigkeit ist in der Dokumentation der Experimente als ± 80 pcm angegeben; die eingezeichneten Fehlerbalken entsprechen dem doppelten Wert. Mit den JEF-2.2-Daten wurden die Multiplikationsfaktoren für alle Anordnungen deutlich unterschätzt. Für die Uran-Anordnungen ergibt sich, insbesondere im kalten Zustand, eine Verbesserung bei Verwendung der JEFF-3.1-Daten. Für die MOX-Anordnungen führt die Verwendung von JEFF-3.1 zu einer deutlichen Überschätzung der Multiplikationsfaktoren.

In Abb. 5-2 sind die Abweichungen zwischen mit JEF-2.2-Daten berechneten und gemessenen Werten der Spaltraten an bestimmten radialen Positionen (siehe Tabelle 2-2) dargestellt. Die eingezeichneten Fehlerbalken entsprechen den statistischen 2 -Unsicherheiten der Monte-Carlo-Werte; die abgeschätzte Messungenauigkeit ist in der Dokumentation der Experimente als ca. ± 1 % angegeben, was allerdings etwas optimistisch erscheint (siehe auch Abb. 4-1), so dass die Lage der meisten C/E-Werte innerhalb eines Bandes von ± 2 % als zufriedenstellend angesehen werden kann. In Abb. 5-3 sind die Unterschiede in der radialen Spaltratenverteilung für die Anordnung 2:13

heiß zwischen MCNP-Lösungen mit JEFF-3.1- und JEF-2.2-Daten dargestellt. Die Unterschiede sind sehr gering und im Wesentlichen statistischer Natur; die Standardabweichung zwischen der JEFF-3.1- und JEF-2.2-Verteilung beträgt 0.34 %. Damit wird klar, dass hinsichtlich der Spaltratenverteilung die Lösungen mit beiden nuklearen Datenbibliotheken gleichwertig sind, da die Abweichungen untereinander erheblich geringer sind als die Unterschiede zu gemessenen Werten (siehe Abb. 5-2).

5.2 Nachrechnung der VENUS-7-Benchmarks

Die in Abschnitt 2-2 beschriebenen kritischen Anordnungen VENUS-7 wurden im Rahmen von Vergleichsrechnungen innerhalb einer OECD/NEA-Arbeitsgruppe mit MCNP-5 und JEF-2.2- sowie JEFF-3.1-Daten berechnet. In Abb. 5-4 sind die berechneten Multiplikationsfaktoren für alle VENUS-7-Anordnungen, bei denen die kritischen Zustände aus Messungen bekannt sind, dargestellt. Für die Anordnung 7/0 sind nur die gemessenen Reaktivitätsdifferenzen bei Austausch von jeweils 16 Brennstäben in der Kernmitte dokumentiert; der Wert des Multiplikationsfaktors wurde deshalb als 1.0 angenommen. Die Anordnung 7/1 ist leicht überkritisch und die Anordnung 7/3 leicht unterkritisch. Messunsicherheiten in den Multiplikationsfaktoren sind nicht dokumentiert. Mit den JEF-2.2-Daten wurden die Multiplikationsfaktoren für alle Anordnungen deutlich unterschätzt. Bei Verwendung der JEFF-3.1-Daten ergibt sich eine leichte Verbesserung. Dies ist verträglich mit den Beobachtungen für die KRITZ-2-Benchmarks, die von den Abmessungen her mit den VENUS-7-Kernen vergleichbar sind. Bemerkenswert ist, dass die Unterschiede in den nuklearen Daten für Plutonium, die bei den KRITZ-2-MOX-Anordnungen zu einem deutlichen Anstieg in den errechneten Multiplikationsfaktoren führen, bei VENUS-7 eine geringe Rolle spielen. Dies kann darauf zurückzuführen sein, dass der MOX-Brennstoff in den VENUS-7-Kernen sich aus mit 3 % angereichertem Uran und nur 1 % spaltbarem Plutonium zusammensetzt, was spektral zu reinem Uran wesentlich ähnlicher ist als üblicher MOX-Brennstoff mit abgereichertem Uran, wie er auch für die KRITZ-2:19-Messungen verwendet wurde.

In Abb. 5-5 werden die in der MOX-Zone des VENUS7/1-Kerns in zwei Richtungen gemessenen und mit MCNP und JEF-2.2-Daten berechneten radialen Spaltratenverteilungen gezeigt. Die Fehlerbalken stellen die Messunsicherheiten dar; die statistischen Unsicherheiten der Monte-Carlo-Werte sind im Vergleich dazu vernachlässigbar klein. Die Übereinstimmung zwischen berechneten und gemessenen Werten ist zufriedenstellend. Leider ist der gemessene Bereich auf die MOX-Zone beschränkt; beim

UO₂-MOX-Mischkern VENUS-2 hatten sich eine deutliche radiale Abhängigkeit des C/E-Verhältnisses der Spaltratenverteilung ergeben /ZWE 08/. In Abb. 5-6 sind die Unterschiede in der radialen Spaltratenverteilung für die Anordnung 7/1 zwischen MCNP-Lösungen mit JEFF-3.1- und JEF-2.2-Daten dargestellt. Die Unterschiede sind noch geringer als im Fall der KRITZ-2:13-Berechnungen; die Standardabweichung zwischen der JEFF-3.1- und JEF-2.2-Verteilung beträgt 0.19 %. Dies kommt daher, dass aus Symmetriegründen bei den VENUS-7-Anordnungen eine ¼-Kern-Darstellung ausreichend ist, wobei bei vergleichbarer Anzahl von Brennstäben und mit derselben Anzahl von Neutronenschicksalen eine wesentlich geringere statistische Unsicherheit erreicht werden kann. Damit ergibt sich eine ähnliche Situation wie bei KRITZ-2: hinsichtlich der Spaltratenverteilung sind die Lösungen mit beiden nuklearen Datenbibliotheken gleichwertig.

5.3 Berechnung des DWR-MOX/UO₂- und des VVER-1000-Ganzkernbenchmarks

Zur Untersuchung des Einflusses nuklearer Daten auf die Ergebnisse von Kritikalitätsrechnungen für große Leistungsreaktoren wurden die beiden in Abschnitt 2-3 und 2-4 beschriebenen Ganzkernanordnungen mit MCNP-5 und JEF-2.2- sowie JEFF-3.1-Daten berechnet. Die Berechnungen mit JEF-2.2-Daten für den DWR-MOX/UO₂-Benchmark wurden bereits in Kapitel 3 beschrieben. In Tabelle 5-1 werden die mit beiden Datenbibliotheken berechneten Multiplikationsfaktoren für den DWR-MOX/UO₂-Benchmark und fünf der sechs definierten Ganzkernzustände verglichen. Während sich die Werte für die WWER-Zustände nur unwesentlich unterscheiden (0 – 0.0014), liegen für den DWR-Kern die JEFF-3.1-Werte deutlich unterhalb der JEF-2.2-Werte (um ca. 0.0035). Zusammen mit den KRITZ-2- und VENUS-7-Benchmarks beobachtet man also Reaktivitätsänderungen beim Übergang von JEF-2.2 zu JEFF-3.1 für leichtwassermoderierte Stabgitter zwischen ca. +500 pcm für reine MOX-Gitter und ca. -350 pcm für gemischte UO₂/MOX-Systeme. Dabei hängen die Größe und das Vorzeichen der Differenzen offenbar unter anderem auch von der Temperatur und der Größe der Anordnung ab. Dies muss noch genauer systematisch untersucht werden.

Deutlichere Änderungen ergeben sich für die berechneten Brennelement-Leistungsverteilungen. Für den unkontrollierten Nulllast-heiß-Zustand des DWR-Benchmarks und den unkontrollierten Volllast-Zustand des WWER-Benchmarks ergibt sich eine Schiefelage des Verhältnisses der berechneten Leistungen von der Kernmitte zum

Kernrand mit Maximalwerten von ca. 5 % Unterschied, Abb. 5-7 und 5-8. Dabei ist das Verhältnis für den DWR- und den WWER-Kern umgekehrt. Geht man zum kontrollierten WWER-Kern über, erhält man noch wesentlich drastischere Diskrepanzen, mit einer relativen Abweichung von bis zu 10 % in der Kernmitte, siehe Abb. 5-9.

Als Hauptursache für die Unterschiede wurde U-235 identifiziert. Dies wurde durch Austausch des U-235-Querschnittssatzes in den JEFF-3.1-Rechnungen durch die JEF-2.2-Daten überprüft; dadurch verringern sich die Unterschiede deutlich /LAN 08/. Beim Übergang von JEF-2.2 zu JEFF-3.1 wurde in den evaluierten Kerndaten das U-235-Resonanzintegral um ca. 6 % angehoben. Damit wird das unterschiedliche Vorzeichen in der Schiefelage des Leistungsverhältnisses zwischen DWR- und WWER-Kernberechnungen zumindest qualitativ plausibel: Beide Kerne besitzen eine ungleichmäßige U-235-Verteilung, wobei beim DWR-Kern das U-235 eher zur Kernmitte orientiert ist, und beim WWER-Kern deutlich zum Kernrand. Im kontrollierten Zustand des WWER-Kerns werden fast alle UO₂-Brennelemente, außer denen am Kernrand, abgeschaltet, so dass U-235 effektiv fast nur noch am Kernrand wirksam ist. Zusätzlich ergeben sich noch Unterschiede durch geänderte Plutonium-Daten und geänderte U-238-Daten, die sich insbesondere am Kernrand auswirken, da U-238 praktisch homogen über den Kern verteilt ist. Damit ist es schwierig, die Einzeleffekte klar zu separieren. Eine Überprüfung an Messdaten erscheint zum jetzigen Zeitpunkt nicht möglich, so dass man gegenwärtig nicht in der Lage ist zu entscheiden, welcher nukleare Datensatz zuverlässigere Ergebnisse liefert. Es erscheint daher zu früh, in der GRS für Standardberechnungen nur noch JEFF-3.1-Daten einzusetzen. Zur Klärung sollten möglichst viele eigene Vergleichsrechnungen durchgeführt, sowie die weitere Entwicklung bei den internationalen Datenevaluierungsgruppen beobachtet werden.

6 Zusammenfassung und Bewertung

Dieser Bericht dokumentiert stationäre Kernberechnungen, die im Rahmen des BMWI-Vorhabens RS 1160 mit dem Monte-Carlo-Programm MCNP und deterministischen Neutronentransportprogrammen durchgeführt wurden. Die wesentlichen Arbeitspunkte umfassen die Erprobung eines geschlossenen Rechenweges zur Erzeugung von Weniggruppensdaten für deterministische Transportrechnungen mit dem Programmsystem SCALE-5.1 und den Einsatz der so erzeugten Daten für Anwendungsfälle, die Durchführung von Monte-Carlo-Berechnungen mit örtlich veränderlichen thermohydraulischen Parametern, und die Untersuchung des Einflusses nuklearer Daten auf die Ergebnisse von Kernberechnungen beim Übergang von der bisher für Routineberechnungen eingesetzten JEF-2.2 Bibliothek zur aktuellen Evaluierung JEFF-3.1.

Mit dem 2-d-Transportprogramm NEWT aus dem SCALE-5.1-Programmsystem wurden aus der auf ENDF/B-V-Daten basierenden 44-Gruppen-Bibliothek, die ebenfalls Bestandteil von SCALE-5.1 ist, zellhomogenisierte Daten in 18 Energiegruppen, hauptsächlich zur Verwendung mit dem S_N -Code DANTSYS/ PARTISN für Kernberechnungen, erzeugt. Geometrie und Nuklidichten basieren auf den Parametern des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks. Alle Berechnungsschritte wurden durch Vergleich mit MCNP-Referenzlösungen überprüft. Zur Erzeugung von Absorber-Gruppenkonstanten wurde ein Verfahren verwendet, bei dem die effektive Absorberkonzentration reduziert wird. Mit diesen zellhomogenisierten Wirkungsquerschnitten wurden Ergebnisse für Multiplikationsfaktoren und Leistungsverteilungen von Brennelementen, 2×2 - und $1/4$ -Kern-Anordnungen erzielt, die in sehr guter Übereinstimmung mit den MCNP-Referenzlösungen sind. Die Übereinstimmung der Brennelement-Leistungsverteilungen für den unkontrollierten Kern ist vergleichbar mit der, die in einigen nodalen Verfahren erzielt wurde. Für den kontrollierten Kern ist die S_N -Lösung unter Verwendung der 18-Gruppen-Daten mit korrigierten Absorber-Wirkungsquerschnitten nodalen Lösungen deutlich überlegen. Für Ende 2008 ist die Freigabe von SCALE in der Version 6 angekündigt. Dann ist zu überprüfen, welche Verbesserungen sich bei den Rechenmethoden und Kerndaten ergeben haben, und ob dies zu einer weiteren Verbesserung bei der Erzeugung von Weniggruppensdaten führt.

Zur Berechnung von Kernanordnungen mit variablen thermohydraulischen Parametern mit der Monte-Carlo-Methode wurden MCNP-Eingabedatensätze erzeugt, in denen unterschiedliche Brennstofftemperaturen und Moderatorichten in axialen Abschnitten thermohydraulischer Kanäle, deren Größe in der x-y-Ebene als Stabzell- oder Brenn-

elementfläche gewählt wurde, zugelassen sind. Die Ergebnisse für die Stableistungsverteilungen der MCNP-Berechnungen wurden für die heiße 2:13-Anordnung der KRITZ-2-Experimente mit Messwerten und Ergebnissen aus einer PARTISN-Rechnung verglichen, wobei sehr gute Übereinstimmung erzielt wurde. Ebenfalls sehr gut ist die Übereinstimmung zwischen MCNP und PARTISN für eine 2X2-Anordnung des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks mit mittleren thermohydraulischen Parametern. Beim Vergleich zwischen MCNP und TORT mit axial variablen thermohydraulischen Parametern für jedes Brennelement zeigen sich Unterschiede in der radialen Stableistungsverteilung, die am Rand der Anordnung an einigen Positionen Werte von deutlich über 5 % erreichen, und deren Ursprung noch aufgeklärt werden sollte. Insgesamt stellt sich heraus, dass MCNP-Berechnungen für Kernanordnungen mittlerer Größe mit stabzellweise und axial variablen thermohydraulischen Parametern mit den verfügbaren Rechnerressourcen durchführbar sind und zuverlässige Ergebnisse liefern, die als Referenzwerte für Rechnungen mit anderen Methoden dienen können.

Zur Bewertung des Einflusses nuklearer Daten auf Kernberechnungen wurden MCNP-Berechnungen mit nuklearen Punktdaten, die auf den beiden JEF-Evaluierungen JEF-2.2 und JEFF-3.1 basieren, durchgeführt. Es wurden berechnete Multiplikationsfaktoren und Spaltraten- bzw. Leistungsverteilungen für kritische Anordnungen und Reaktorkerne untereinander und wenn möglich mit Messungen verglichen. Bei den beiden Serien von kritischen Experimenten KRITZ-2 und VENUS-7 ergibt sich hinsichtlich des Multiplikationsfaktors eine leichte Verbesserung mit den JEFF-3.1-Daten gegenüber JEF-2.2. Bezüglich radialer Spaltratenverteilungen liefern die Berechnungen mit beiden Datenbibliotheken praktisch gleichwertige Ergebnisse. Bei Ganzkernberechnungen für UO_2 /MOX-Mischkerne ist die Situation deutlich anders. Während die mit JEF-2.2 und JEFF-3.1 berechneten Multiplikationsfaktoren noch in akzeptabler Übereinstimmung sind, ergeben sich für die brennelementweisen Leistungsverteilungen unerwartet deutliche Unterschiede, die zu einem großen Teil auf die verschiedenen U-235-Daten in den beiden Evaluierungen zurückzuführen sind. Diese Unterschiede in den Leistungsverteilungen können je nach Kernbeladung 5 % oder mehr betragen. Gegenwärtig ist es nicht möglich zu bestimmen, mit welcher Datenbibliothek die Ergebnisse besser mit tatsächlichen Reaktorbetriebsdaten übereinstimmen. Der Vergleich von berechneten und gemessenen Daten für kritische Anordnungen kann bestenfalls Indizien liefern, welche Basisdaten für Ganzkernberechnungen besser geeignet sind. Zur endgültigen Klärung sollte der Vergleich mit Messdaten aus dem Reaktorbetrieb angestrebt werden. Vorerst erscheint es zu früh, in der GRS für Standardberechnungen nur

noch JEFF-3.1-Daten einzusetzen. Die weitere Entwicklung bei den internationalen Datenevaluierungsgruppen, insbesondere JEFF und ENDF/B, sollte aufmerksam beobachtet werden.

7 Literaturverzeichnis

- /ALC 95/ R.E. Alcouffe, R.S. Baker, F.W. Brinkley, D.R. Marr, R.D. O'Dell, W.F. Walters, "DANTSYS: A Diffusion Accelerated Neutral Particle Transport Code System", LA-12969-M (1995).
- /ALC 05/ R.E. Alcouffe, R.S. Baker, J.A. Dahl, S.A. Turner, R.C. Ward, "PARTISN: A Time-Dependent, Parallel Neutral Particle Transport Code System", LA-UR-05-3925 (2005).
- /BER 94/ W. Bernnat, D. Lutz, J. Keinert, M. Mattes, "Erstellung und Validierung von Wirkungsquerschnittsbibliotheken im SCALE-Format auf Basis der evaluierten Dateien JEF-2 und ENDF/B-VI für Kritikalitäts- und Reaktor- auslegungsrechnungen sowie Störfallanalysen", IKE 6-189 (1994)
- /BER 01/ W. Bernnat, S. Langenbuch, M. Mattes, W. Zwermann, "Validation of Nuclear Data Libraries for Reactor Safety and Design Calculations", Intl. Conference on Nuclear Data for Science and Technology, Tsukuba, Japan, September 2001
- /BER 02/ W. Bernnat, E. Kiefhaber, S. Langenbuch, M. Mattes, W. Zwermann, "KRITZ-2 Benchmark Calculations Based on Different Nuclear Data with MCNP and THREEDANT", Jahrestagung Kerntechnik, Stuttgart, Mai 2002
- /CAS 91/ J.J. Casal, R. J. Stamm'ler, E.A. Villarino, A. A. Ferri, "HELIOS: Geometric Capabilities of a New Fuel-Assembly Program", Intl. Topical Meeting on Advances in Mathematics, Computations, and Reactor Physics, Pittsburgh, USA, April 1991
- /GOM 05/ E. Gomin, M. Kalugin, D. Oleynik, "VVER-1000 MOX Core Computational Benchmark – Specification and Results", NEA/NSC/DOC(2005)17
- /HEB 93/ A. Hebert, "A Consistent Technique for the Pin-by-Pin Homogenization of a Pressurized Water Reactor Assembly", Nuclear Science and Engineering, 113, S. 227-238 (1993)
- /HES 07/ U. Hesse, S. Langenbuch, W. Zwermann, D. Porsch, W. Bernnat, "Comparison of Burn-up Calculations for a UO₂ PWR Fuel Assembly", Jahrestagung Kerntechnik, Karlsruhe, Mai 2007

- /JOH 90/ E. Johansson, "Data and Results for KRITZ Experiments on Regular H₂O/Fuel Pin Lattices at Temperatures up to 245°C", STUDEVIK/NS-90/133 (1990). Auch als JEF-Dokument verfügbar:
http://www.nea.fr/html/dbdata/nds_jefreports/jefreport-17/JEF_DOC/jefdoc-329.pdf
- /KOZ 06/ T. Kozlowski, T.J. Downar, "The PWR MOX/UO₂ Core Transient Benchmark, Final Report", NEA/NSC/DOC(2006)20
- /LAN 07/ S. Langenbuch, A. Seubert, W. Zwermann, "High Accuracy Large Scale Monte Carlo and Deterministic Transport Calculations for Critical Systems", Joint Intl. Topical Meeting on Mathematics & Computation and Supercomputing in Nuclear Applications, Monterey, USA, April 2007
- /LAN 08/ S. Langenbuch, A. Pautz, W. Zwermann, W. Bernnat, M. Mattes, "Effect of Nuclear Data on Core Calculations", UAM-2 Workshop, Garching, Mai 2008
- /MES 05/ N. Messaoudi, P. Baeten, B.-C. Na, "Benchmark on the VENUS Plutonium Recycling Experiments – Configuration 7", NEA/NSC/DOC(2005)11
- /NEA 05/ "Benchmark on the KRITZ-2 LEU and MOX Critical Experiments - Final Report", NEA/NSC/DOC(2005)24
- /PAU 05/ A: Pautz, "Improved Strategies for Fuel Assembly, Pin Cell and Reflector Cross Section Generation Using the Discrete Ordinates Code DORT", PHYSOR 2006, Vancouver, Canada, September 2006
- /ROW 78/ J. Rowlands, C. Eaton, "The Spatial Averaging of Cross-Sections for Use in Transport Theory Calculations, with an Application to Control Rod Fine Structure Homogenisation", Proc. Specialists' Meeting on Homogenization Methods in Reactor Physics, Lugano, 1978.
- /SCA 06/ "SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, Version 5.1", ORNL/TM-2005/39 (2006)
- /SEU 06/ A. Seubert, S. Langenbuch, W. Zwermann, "Solution of the Stationary State of the PWR MOX/UO₂ Core Transient Benchmark", PHYSOR 2006, Vancouver, Canada, September 2006

- /SEU 08/ A. Seubert, S. Langenbuch, K. Velkov, W. Zwermann, "Deterministic and Monte Carlo Transport Models with Thermal-Hydraulic Feedback", Jahrestagung Kerntechnik, Hamburg, Mai 2008
- /X-5 03/ X-5 Monte Carlo Team, "MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5", LA-UR-03-1987 (2003)
- /ZWE 99/ W. Zwermann, S. Langenbuch, "Bereitstellung von JEF-2-Punktdateien für MCNP und Nachrechnung kritischer Experimente", GRS-A-2734 (1999)
- /ZWE 04/ W. Zwermann, S. Langenbuch, A. Seubert, "Berechnungen von Uran- und MOX-Kritikalitätsexperimenten und –Benchmarks mit deterministischen und Monte-Carlo-Neutronentransportprogrammen", GRS-A-3223 (2004)
- /ZWE 08/ W. Zwermann, S. Langenbuch, A. Alander, P. Magat, W. Timm, "Comparison of Modern Lattice Codes, MCNP and Other Transport Codes for the VENUS-1 and VENUS-2 Cores", Jahrestagung Kerntechnik, Hamburg, Mai 2008

8 Tabellen

Tabelle 2- 1: Parameter der KRITZ-2-Anordnungen.

	KRITZ-2:1		KRITZ-2:13		KRITZ-2:19	
	kalt	heiß	kalt	heiß	kalt	heiß
Brennstoff	UO ₂		UO ₂		MOX	
Anreicherung	1.86 % U-235		1.86 % U-235		1.5 % PuO ₂ , 92 % Pu-fiss	
Gitterweite bei 20 °C	14.85 mm		16.35 mm		18.0 mm	
Gitter	44x44		40x40		25x24	
Höhe des Wasserspiegels	65.28 cm	105.52 cm	96.17 cm	110.96 cm	66.56 cm	100.01 cm
Temperatur	19.7 °C	248.5 °C	22.1 °C	243.0 °C	21.1 °C	235.9 °C
Bor-konzentration	217.9 ppm	26.2 ppm	451.9 ppm	280.1 ppm	4.8 ppm	5.2 ppm
Buckling-Höhe	81.80 cm	125.66 cm	111.00 cm	128.47 cm	77.65 cm	113.22 cm

Tabelle 2- 2: Stabpositionen, bei denen in den KRITZ-2- Experimenten die stabweisen Spaltraten bestimmt wurden.

	KRITZ-2:1		KRITZ-2:13		KRITZ-2:19	
	X	Y	X	Y	X	Y
1	1	23	1	1	1	13
2	1	44	1	21	2	13
3	2	23	1	40	4	13
4	2	43	2	21	6	13
5	3	42	6	21	8	13
6	4	23	8	21	10	13
7	6	6	11	21	12	13
8	6	23	14	21	13	5
9	6	39	17	21	13	7
10	8	23	20	6	13	9
11	9	36	20	9	13	11
12	12	23	20	12	13	13
13	15	30	20	15	13	14
14	17	23	20	18	13	16
15	20	23	20	21	13	18
16	22	23	20	24	13	20
17	23	22	20	27	13	21
18	27	18	20	30	13	22
19	33	12	20	33	15	13
20	39	6	20	35	17	13
21	39	39	20	39	19	13
22			20	40	21	13
23			21	20	22	13
24			23	21	24	13
25			26	21	25	13
26			29	21		
27			32	21		
28			35	21		
29			40	1		
30			40	40		

**Tabelle 2- 3: Parameter der Reaktorzustände beim WWER-1000-
Ganzkernbenchmark.**

		Brennstoff T (K)	Moderator T (K)	Bor (ppm)	Steuer- stäbe
S1	Volllast-Betriebszustand	1027	575	1300	-
S2	Nulllast heiß, unkontrolliert	575	575	1300	-
S3	kalt, unkontrolliert, hoher Borgehalt	300	300	2800	-
S4	Volllast-Betriebszustand, unboriert	1027	575	0	-
S5	Nulllast heiß, unkontrolliert, unboriert	575	575	0	-
S6	Nulllast heiß, kontrolliert, unboriert	553	553	0	eingefahren

Tabelle 3- 1: Energiegruppengrenzen (in eV) der 18-Gruppenbibliotheken aus der 44-Gruppen-ENDF/B-V- und der 292-Gruppen-JEF-2.2-Bibliothek.

ENDF/B-V	JEF-2.2
2.00E+07	1.96E+07
3.00E+06	3.01E+06
1.40E+06	1.42E+06
9.00E+05	9.07E+05
4.00E+05	4.08E+05
1.00E+05	9.80E+04
1.70E+04	1.50E+04
3.00E+03	3.04E+03
5.50E+02	5.83E+02
1.00E+02	1.01E+02
3.00E+01	2.90E+01
1.00E+01	1.07E+01
3.00E+00	3.06E+00
1.00E+00	4.00E-01
4.00E-01	1.00E-01
1.00E-01	5.00E-02
5.00E-02	3.00E-02
1.00E-02	1.75E-02
1.00E-05	1.00E-05

Tabelle 3- 2: Berechnete Reaktivitätswerte aller Steuerstäbe beim DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmark, sowie der gezogenen Steuerstäbe eines Brennelementes im Viertelkern.

	Alle Steuerstäbe	Steuerstäbe im Brennelement E-5
MCNP	0.0706	-0.0057
DANTSYS (unkorrigiert)	0.0742	-0.0061
DANTSYS (korrigiert)	0.0710	-0.0057

Tabelle 5- 1: Mit JEF-2.2 und JEFF-3.1 berechnete Multiplikationsfaktoren beim DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmark und beim WWER-1000-Ganzkernbenchmark.

	JEF-2.2	JEFF-3.1	Differenz
DWR, Nulllast heiß, unkontrolliert	1.0606	1.0572	0.0034
DWR, Nulllast heiß, kontrolliert	0.9900	0.9864	0.0036
WWER, S1: Volllast-Betriebszustand	1.0377	1.0370	0.0007
WWER, S2: Nulllast heiß, unkontrolliert	1.0512	1.0498	0.0014
WWER, S3: kalt, unkontrolliert, hoher Borgehalt	0.9341	0.9341	0.0000
WWER, S4: Volllast-Betriebszustand, unboriert	1.1386	1.1382	0.0004
WWER, S6: Nulllast heiß, kontrolliert, unboriert	1.0474	1.0464	0.0010

9 Abbildungen

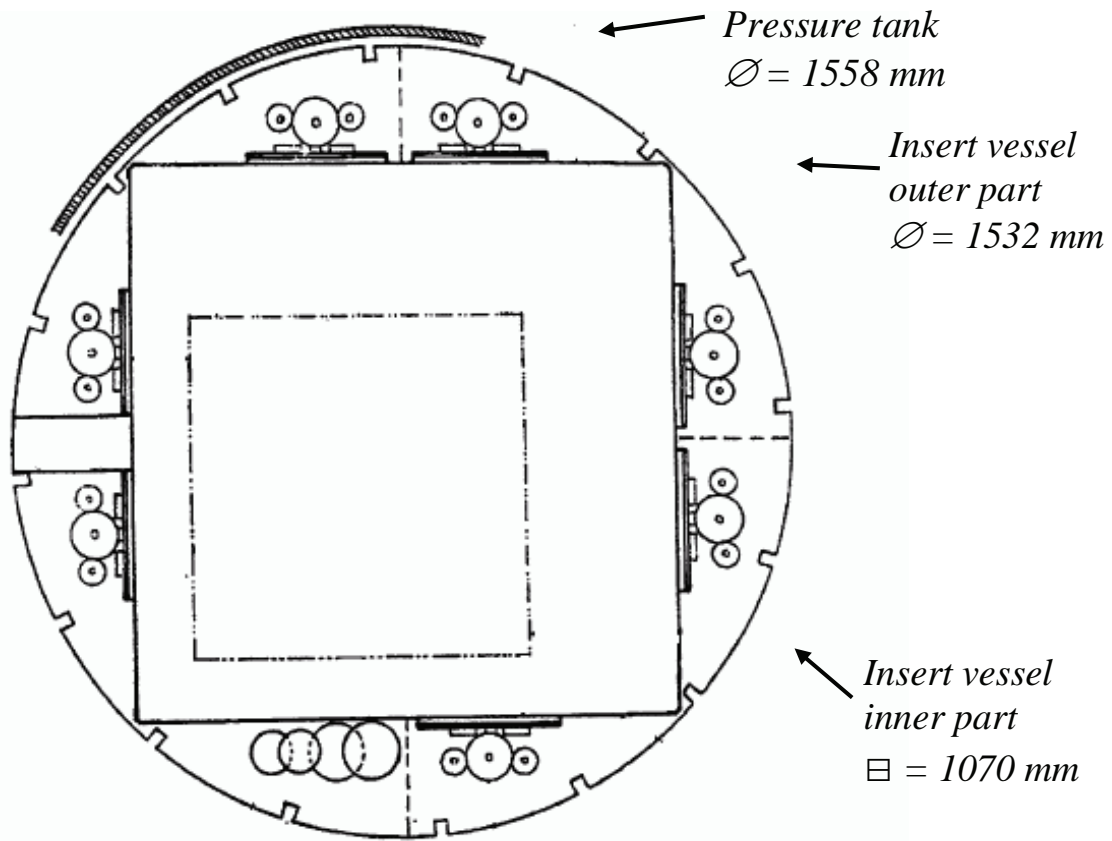


Abb. 2-1: Horizontaler Querschnitt durch den KRITZ-Reaktor.

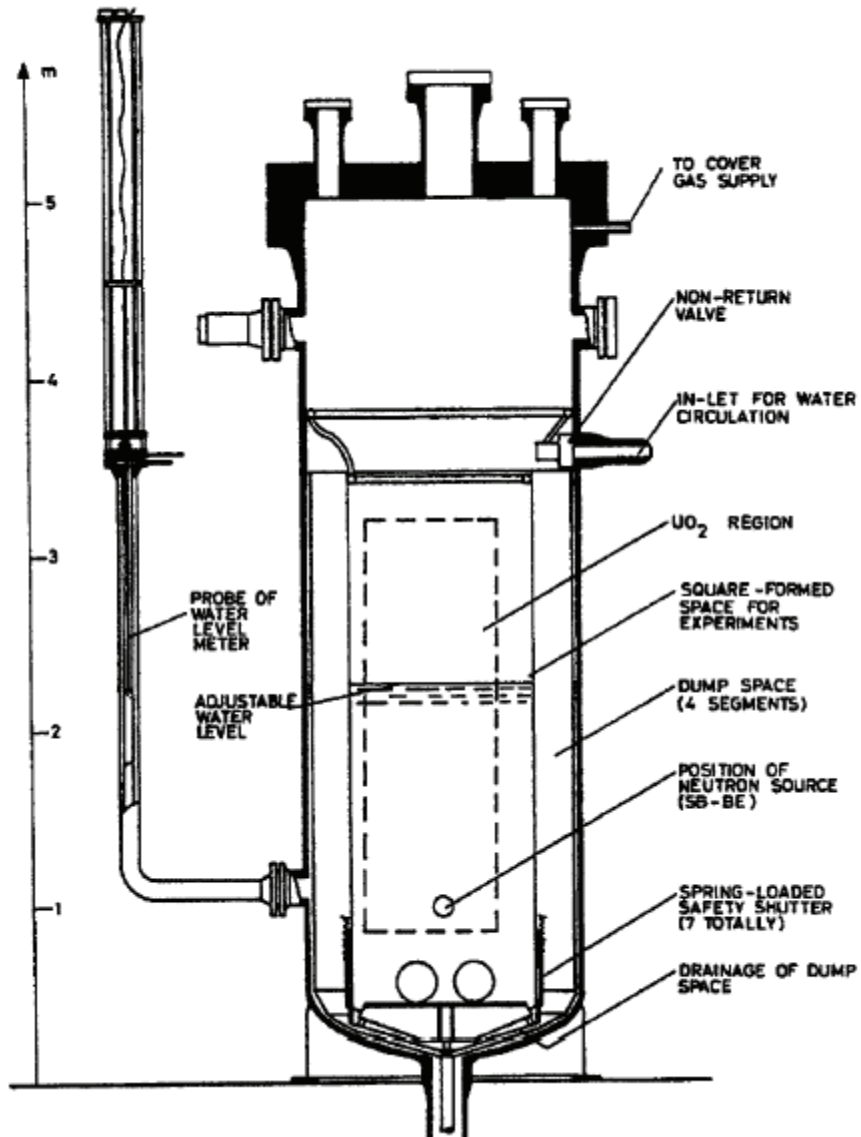


Abb. 2-2: Vertikaler Querschnitt durch den KRITZ-Reaktor.

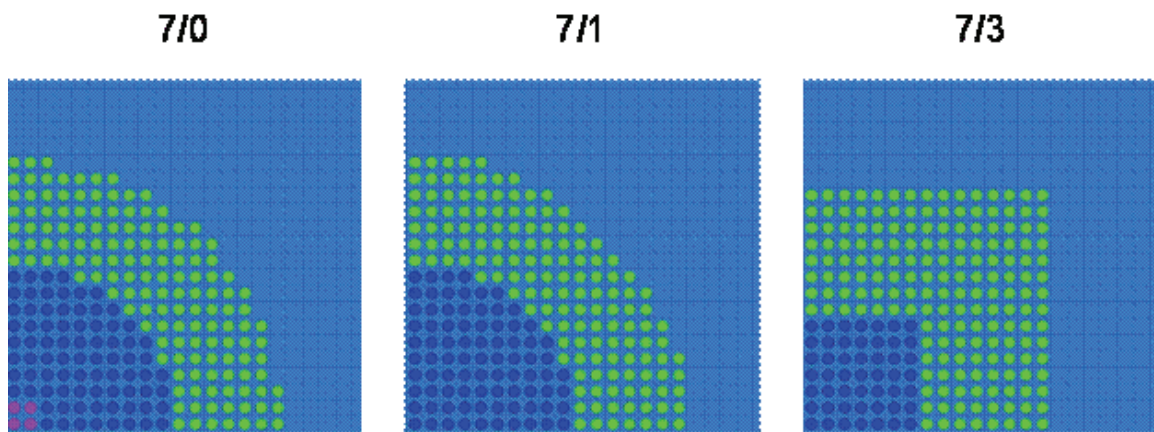


Abb. 2-3: Horizontaler Querschnitt durch die VENUS-7-Anordnungen.

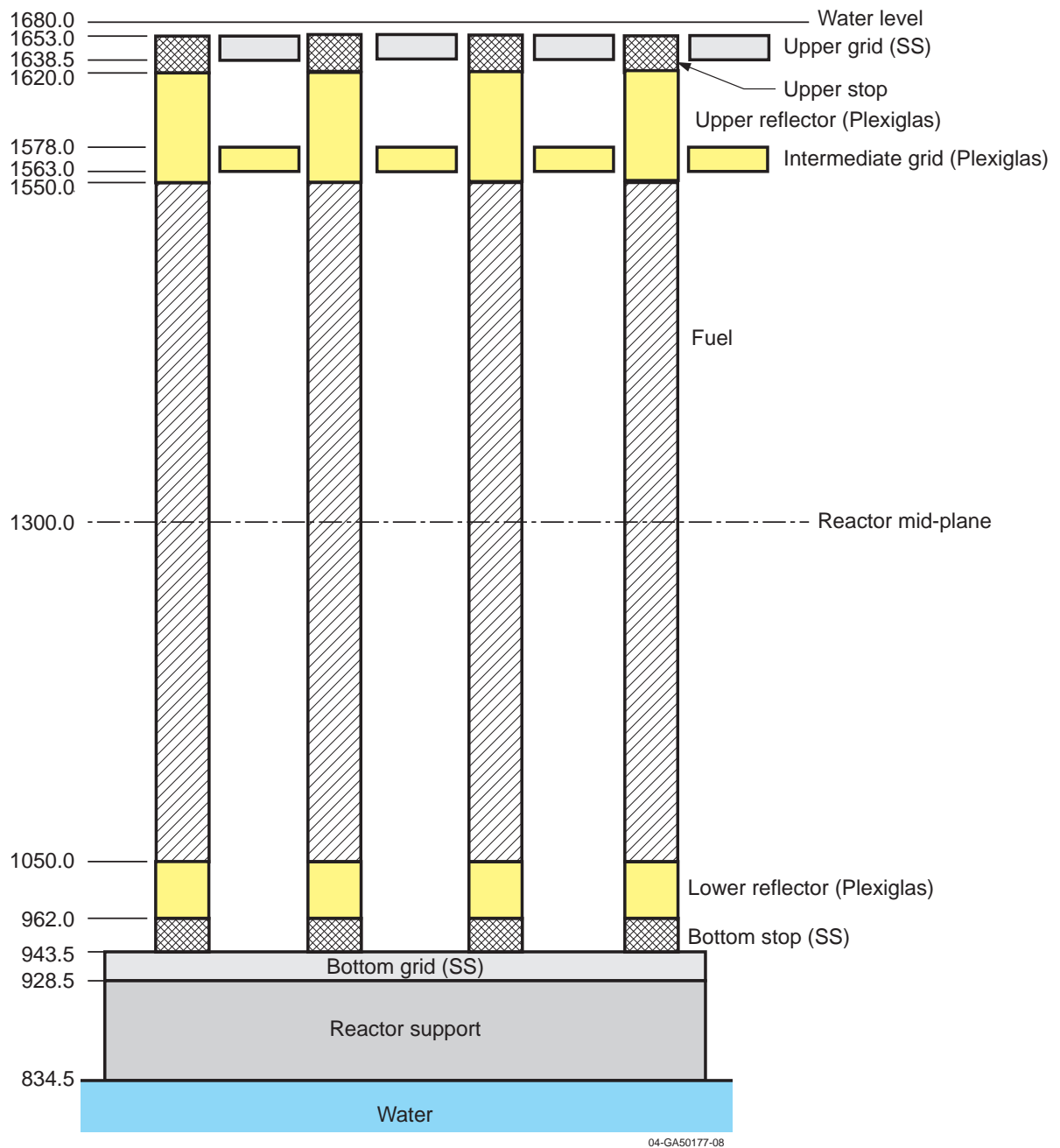


Abb. 2-4: Vertikaler Querschnitt durch die VENUS-7-Anordnungen.

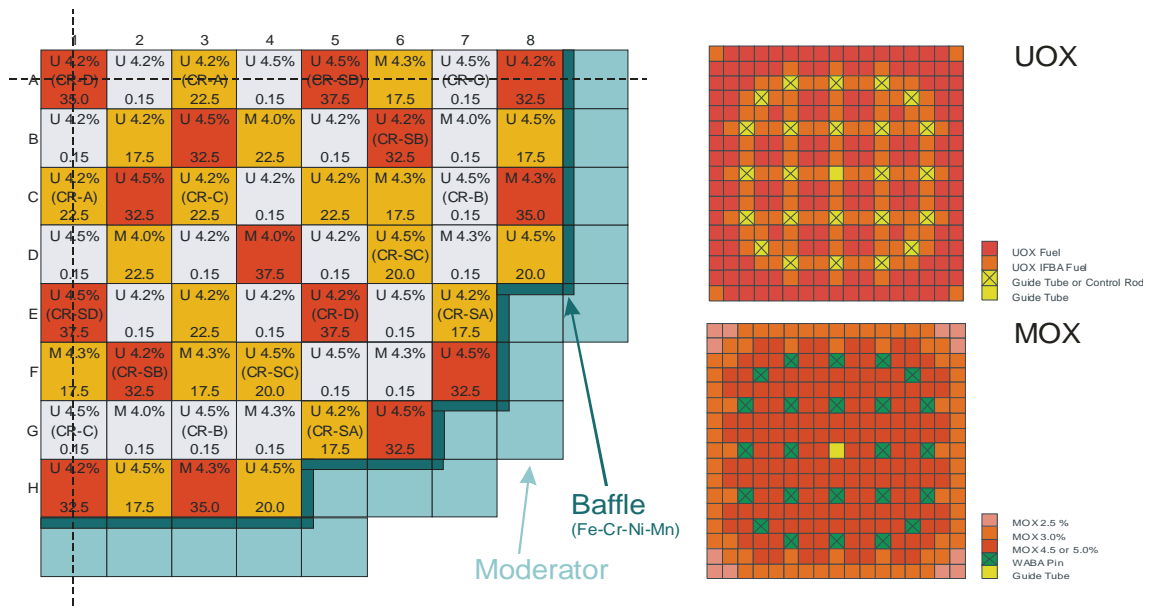


Abb. 2-5: Kernanordnung und Brennelemente des DWR-MOX/UO₂-Kerntransientenbenchmarks.

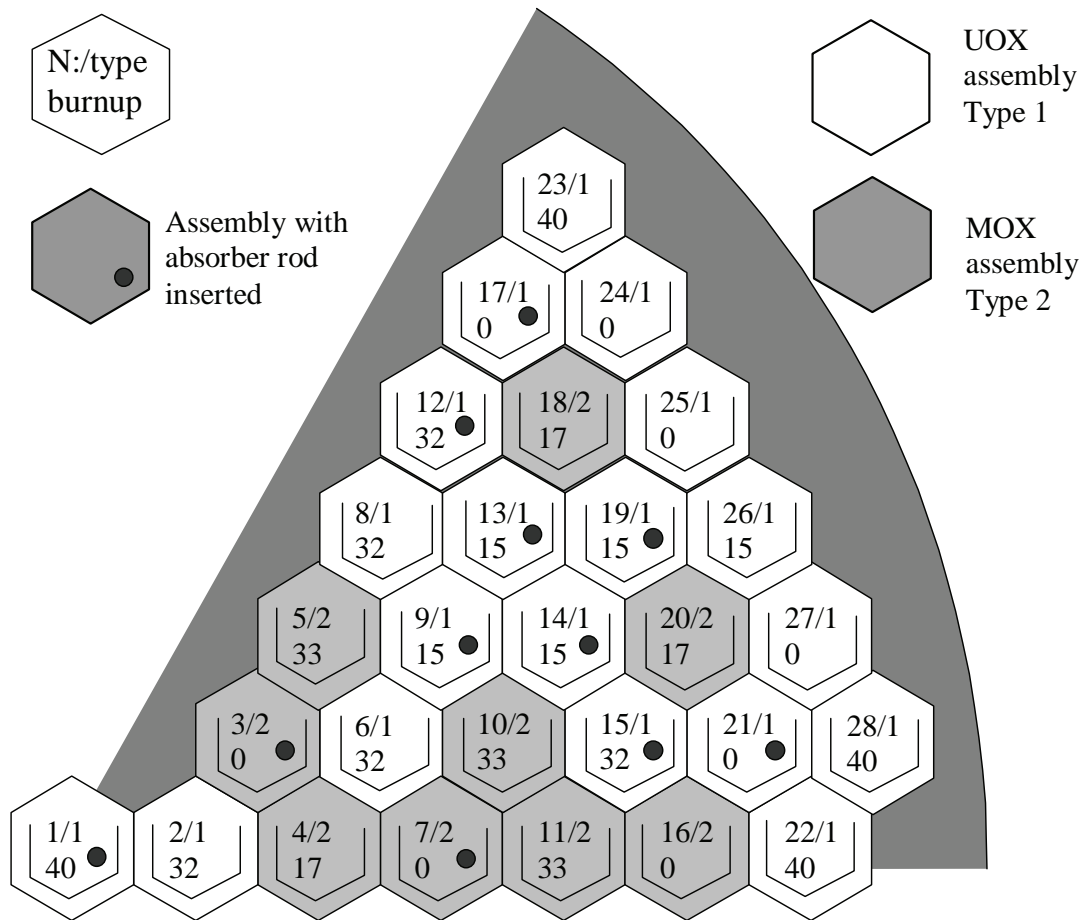


Abb. 2-6: Kernanordnung des WWER-1000-Ganzkernbenchmarks.

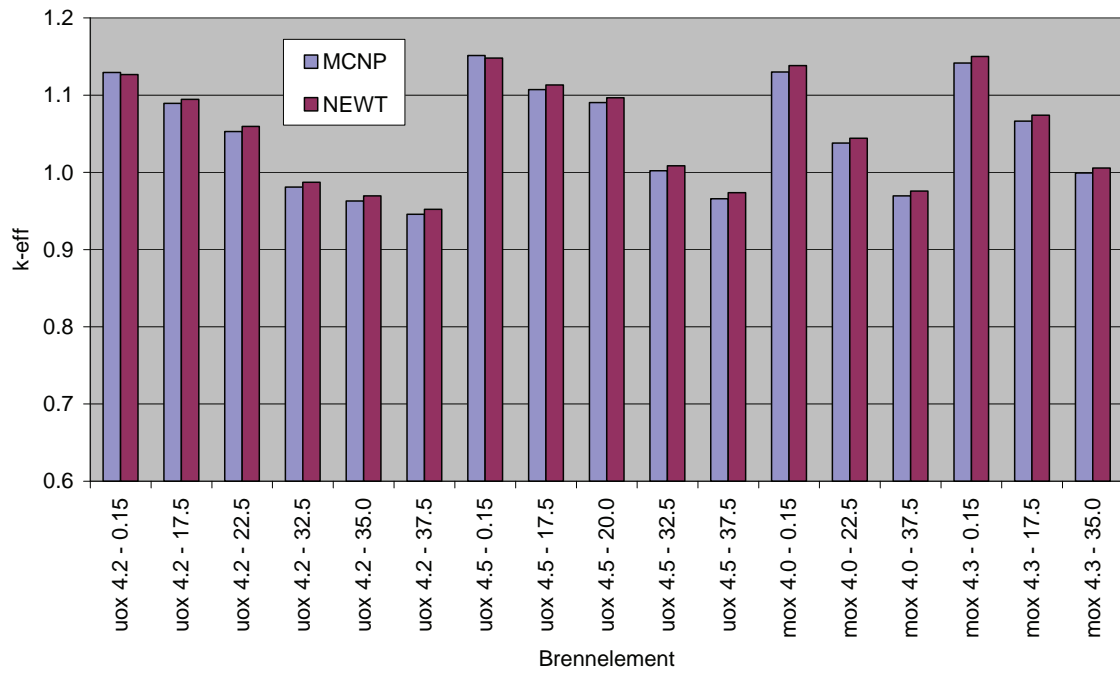


Abb. 3-1: Multiplikationsfaktoren der unkontrollierten Brennelemente des DWR-MOX/UO₂-Kerntransientenbenchmarks, berechnet mit MCNP und NEWT.

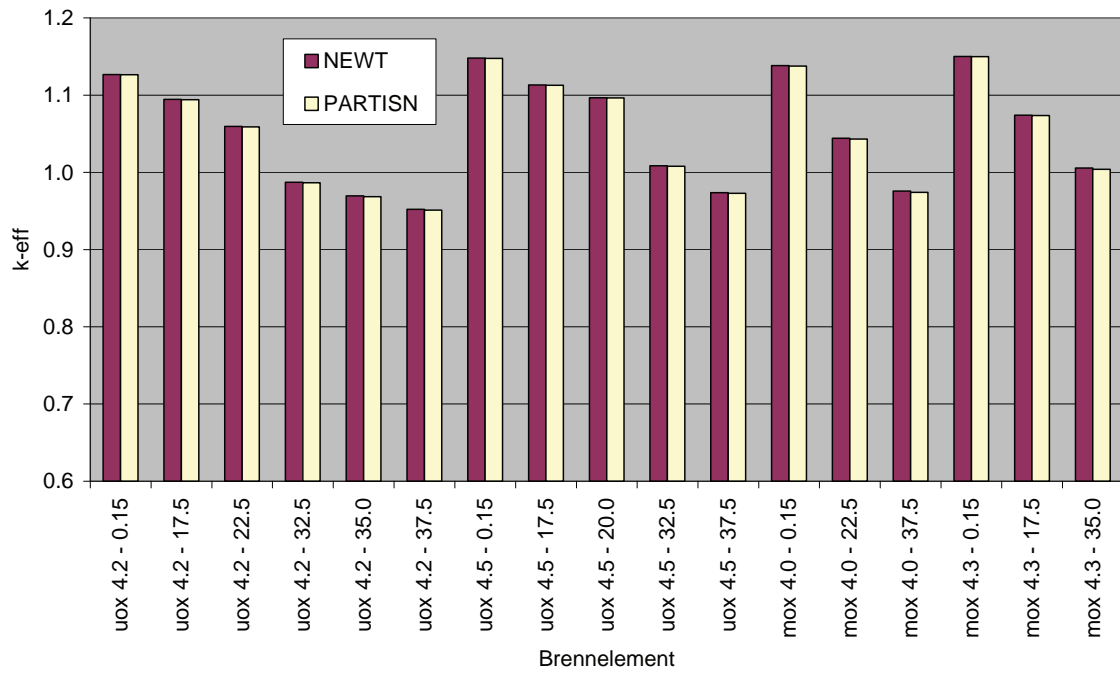


Abb. 3-2: Multiplikationsfaktoren der unkontrollierten Brennelemente des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntansientenbenchmarks, berechnet mit NEWT und PARTISN.

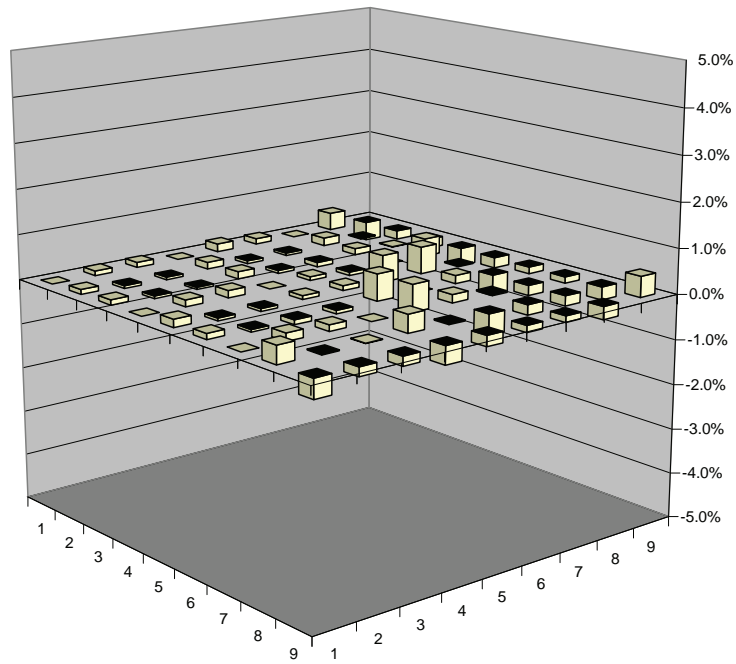


Abb. 3-3: Unterschiede zwischen den mit PARTISN und NEWT berechneten Leistungsverteilungen eines frischen unkontrollierten Uranbrennelements des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks.

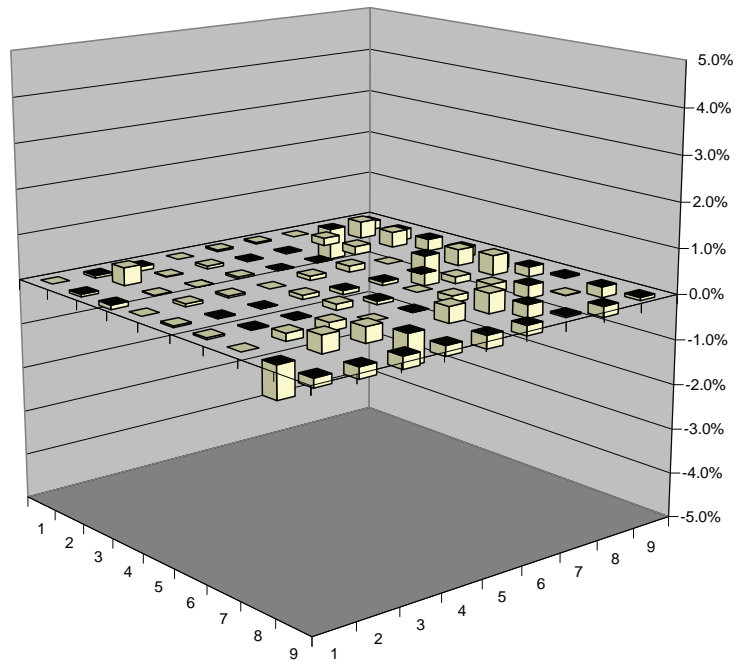


Abb. 3-4: Unterschiede zwischen den mit PARTISN und NEWT berechneten Leistungsverteilungen eines frischen unkontrollierten MOX-Brennelements des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks.

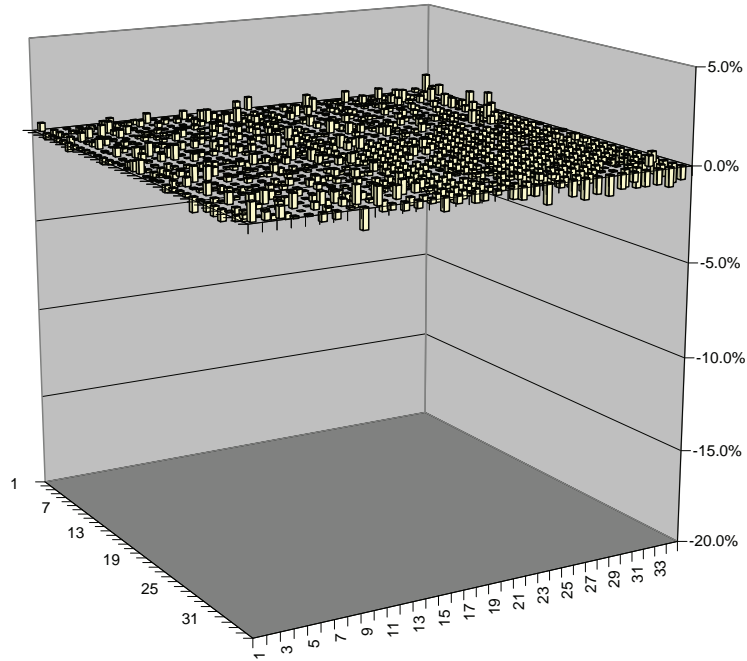


Abb. 3-5: Unterschiede zwischen den mit PARTISN und MCNP berechneten Leistungsverteilungen einer 2X2-Anordnung aus frischen unkontrollierten Uranbrennelementen des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks.

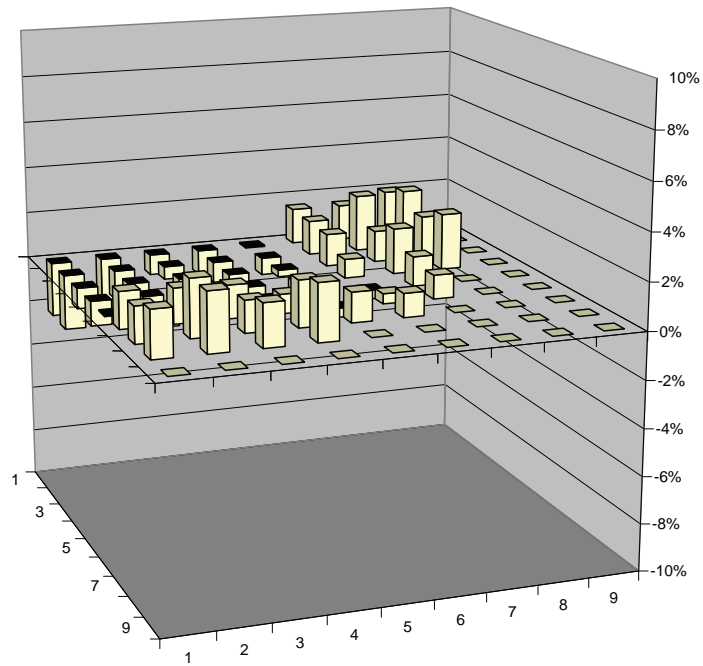


Abb. 3-6: Unterschiede zwischen den mit DANTSYS und MCNP berechneten Leistungsverteilungen für den unkontrollierten Kern des DWR-MOX/UO₂-Kerntransientenbenchmarks.

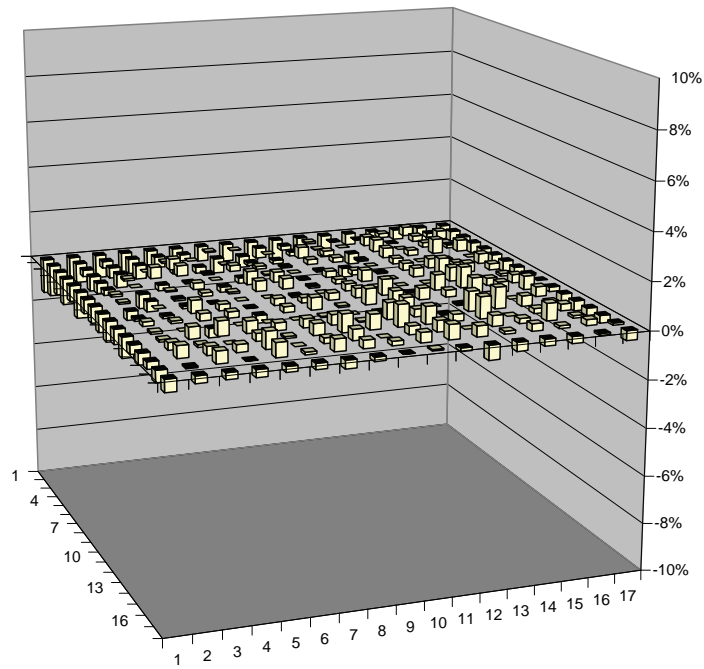


Abb. 3-7: Unterschiede zwischen den mit DANTSYS und MCNP berechneten Stableistungsverteilungen für ein Brennelement des unkontrollierten Kerns des DWR-MOX/UO₂-Kerntransientenbenchmarks.

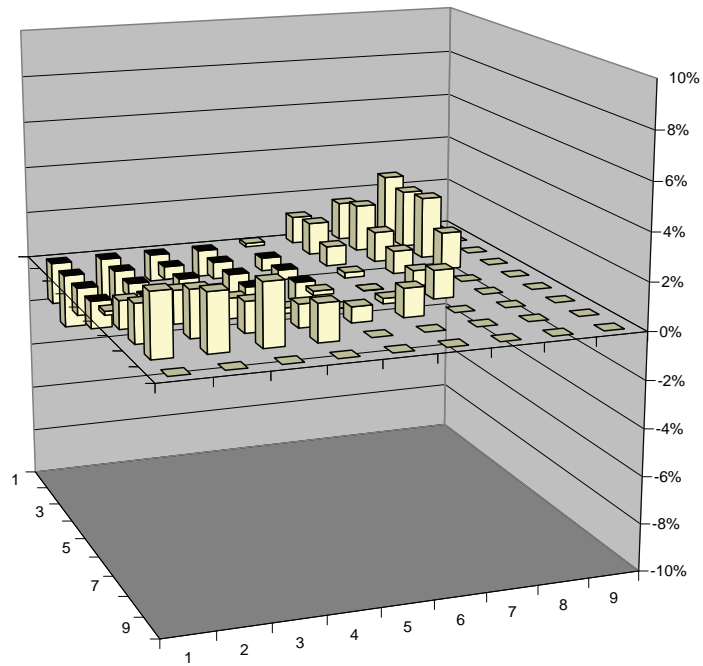


Abb. 3-8: Unterschiede zwischen den mit PARCS und MCNP berechneten Leistungsverteilungen für den unkontrollierten Kern des DWR-MOX/UF₆-Kerntransientenbenchmarks.

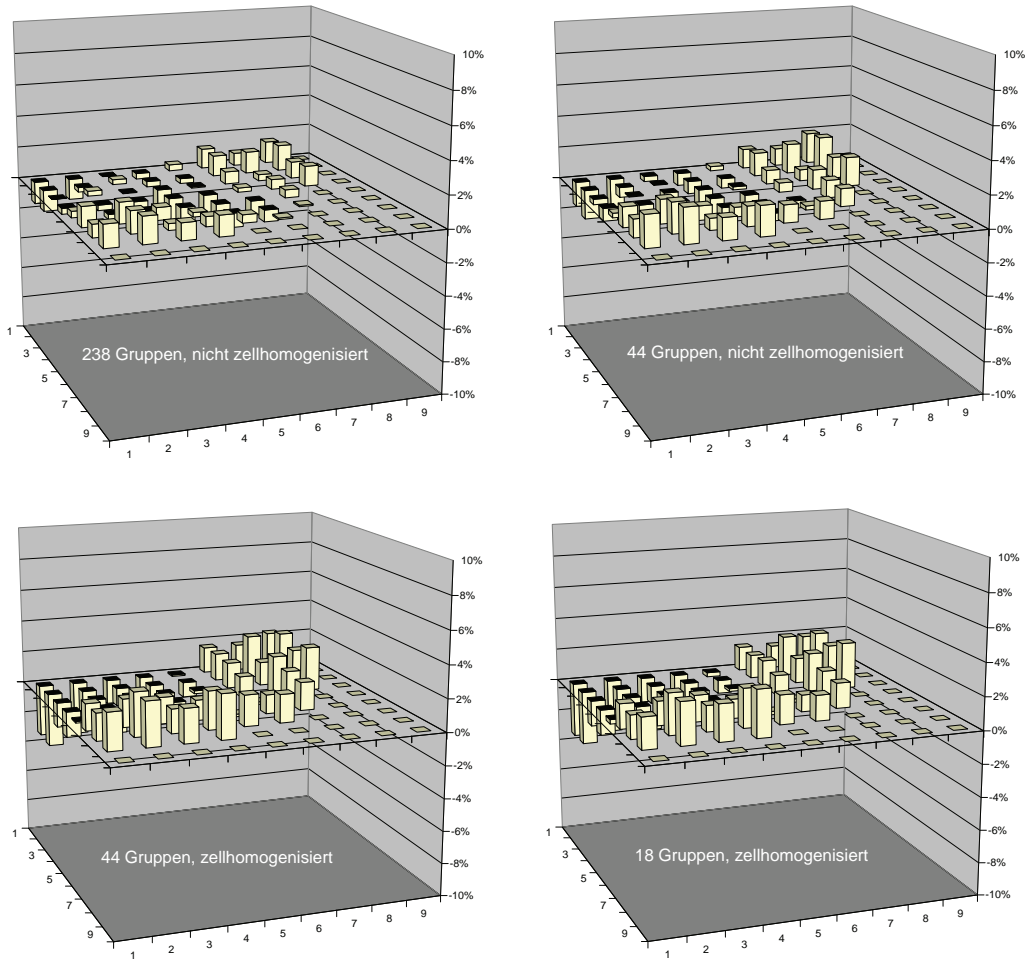


Abb. 3-9: Unterschiede zwischen mit KENO mit unterschiedlichen Gruppendaten und MCNP berechneten Leistungsverteilungen für den unkontrollierten Kern des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks.

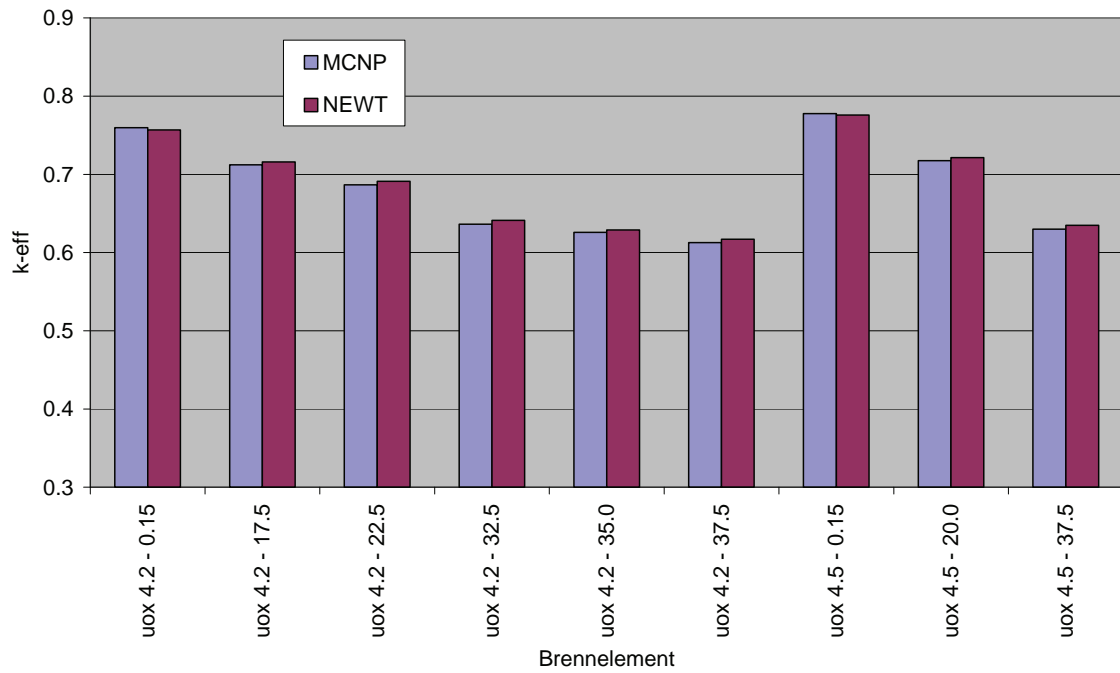


Abb. 3-10: Multiplikationsfaktoren der kontrollierten Brennelemente des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks, berechnet mit MCNP und NEWT.

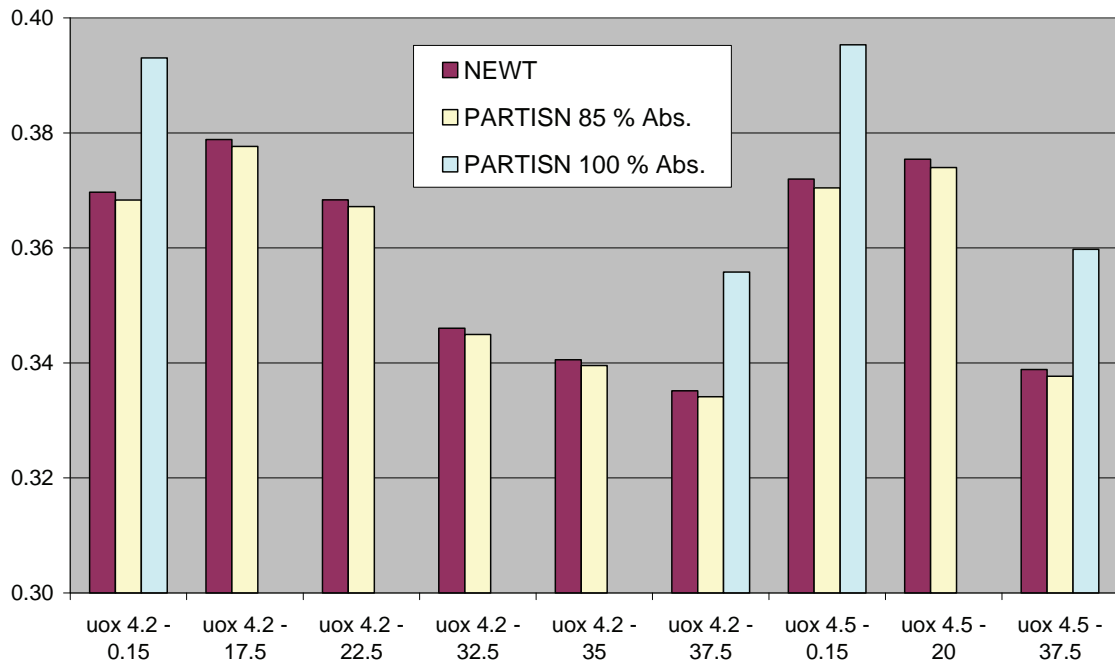


Abb. 3-11: Reaktivitätswerte der Absorberstäbe in den Brennelementen des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks, berechnet mit NEWT und PARTISN.

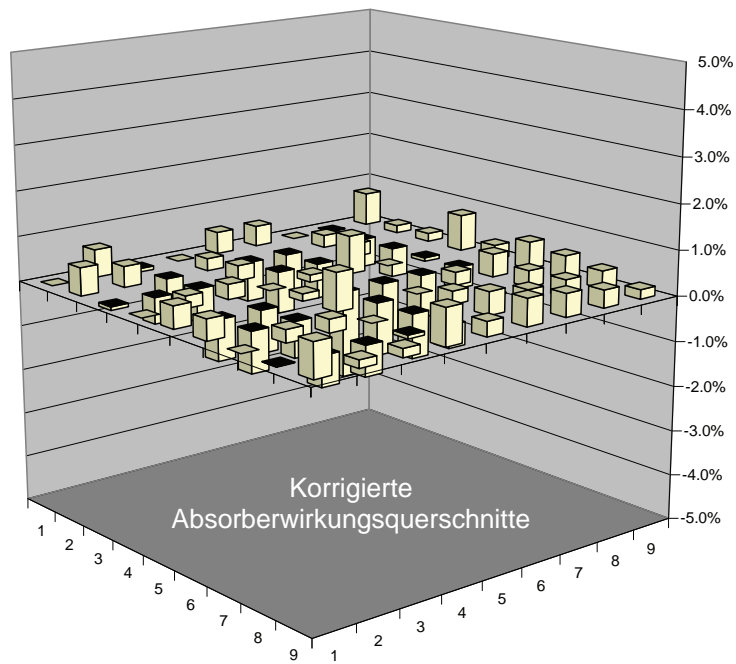
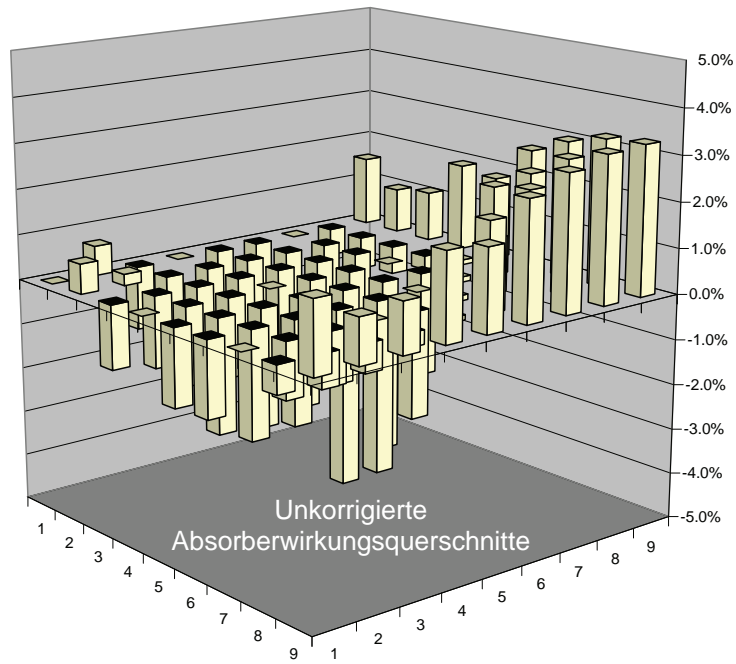


Abb. 3-12: Unterschiede zwischen den mit PARTISN und NEWT berechneten Leistungsverteilungen eines frischen kontrollierten Uranbrennelements des DWR-MOX/ UO_2 -Kerntransientenbenchmarks mit unkorrigierten und korrigierten homogenisierten Absorberwirkungsquerschnitten.

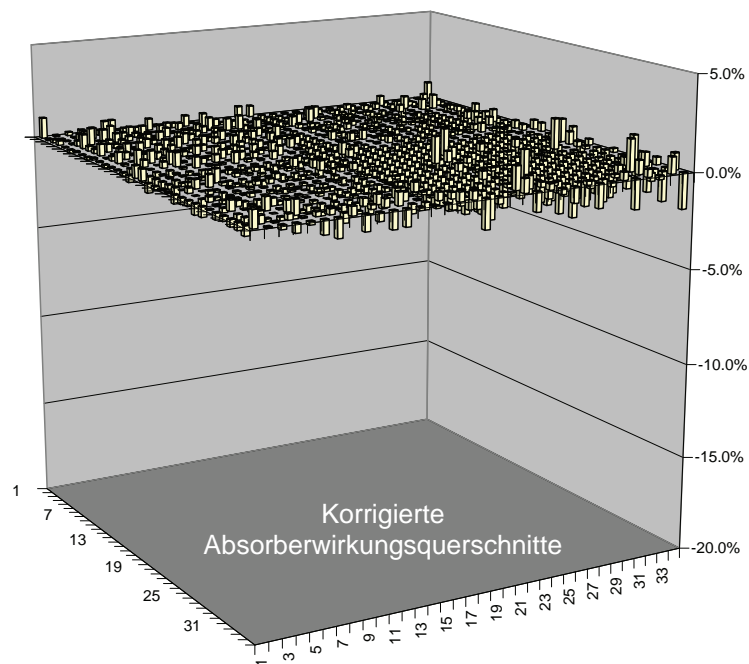
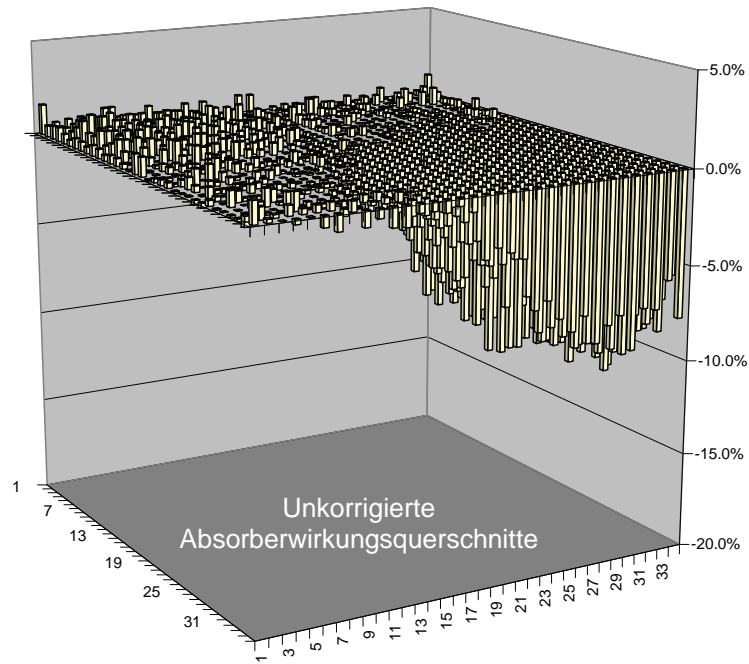


Abb. 3-13: Unterschiede zwischen den mit PARTISN und MCNP berechneten Leistungsverteilungen einer 2X2-Anordnung mit einem kontrollierten Eckbrennelement unter Verwendung von unkorrigierten und korrigierten homogenisierten Absorberwirkungsquerschnitten.

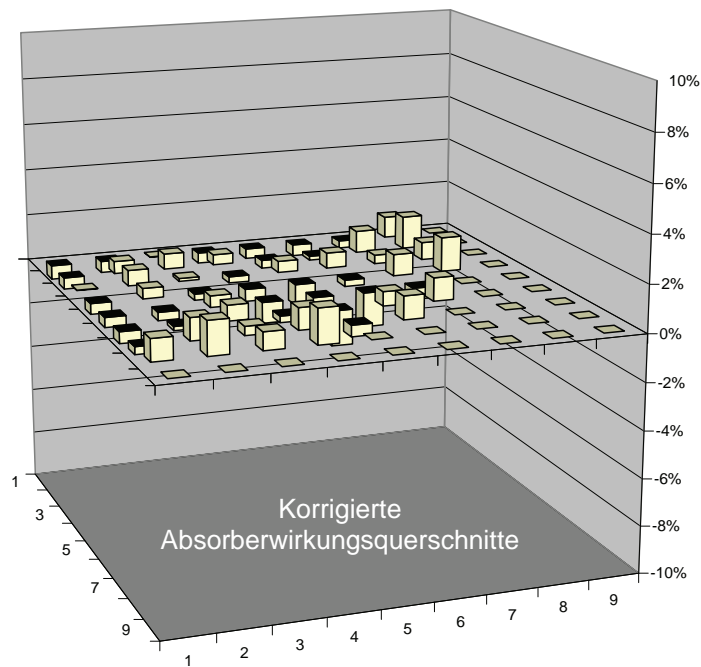
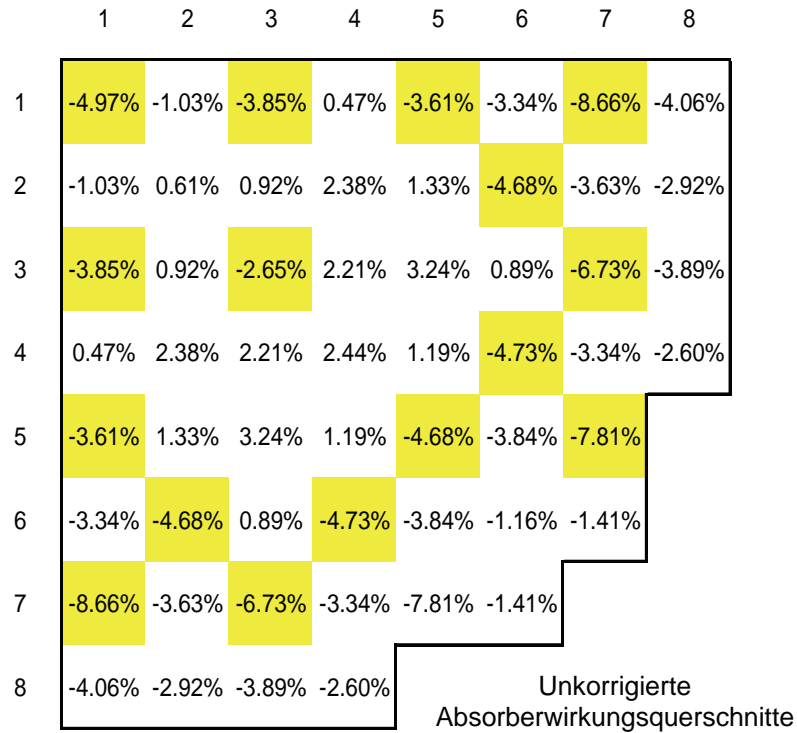


Abb. 3-14: Unterschiede zwischen den mit DANTSYS und MCNP berechneten Leistungsverteilungen für den kontrollierten Kern des DWR-MOX/UO₂-Kerntransientenbenchmarks unter Verwendung von unkorrigierten und korrigierten homogenisierten Absorberwirkungsquerschnitten.

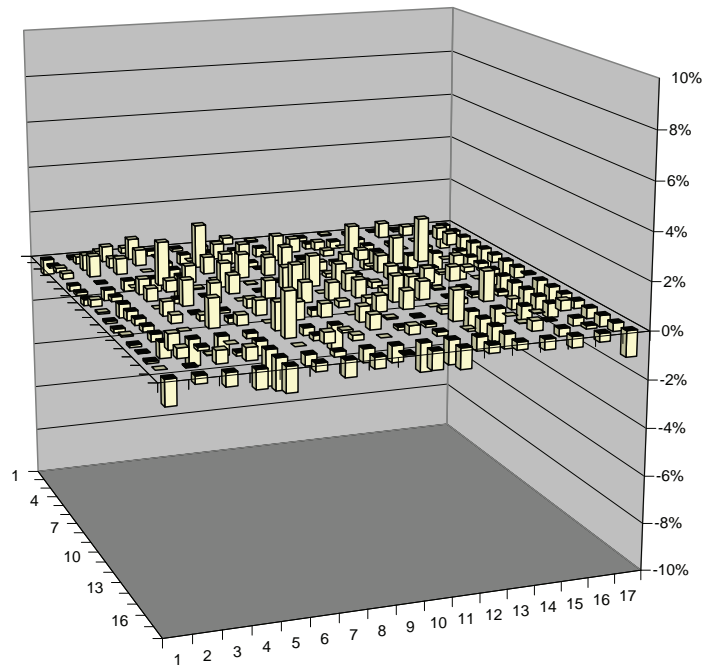


Abb. 3-15: Unterschiede zwischen den mit DANTSYS und MCNP berechneten Stableistungsverteilungen für ein kontrolliertes Brennelement des kontrollierten Kerns des DWR-MOX/UO₂-Kerntransientenbenchmarks.

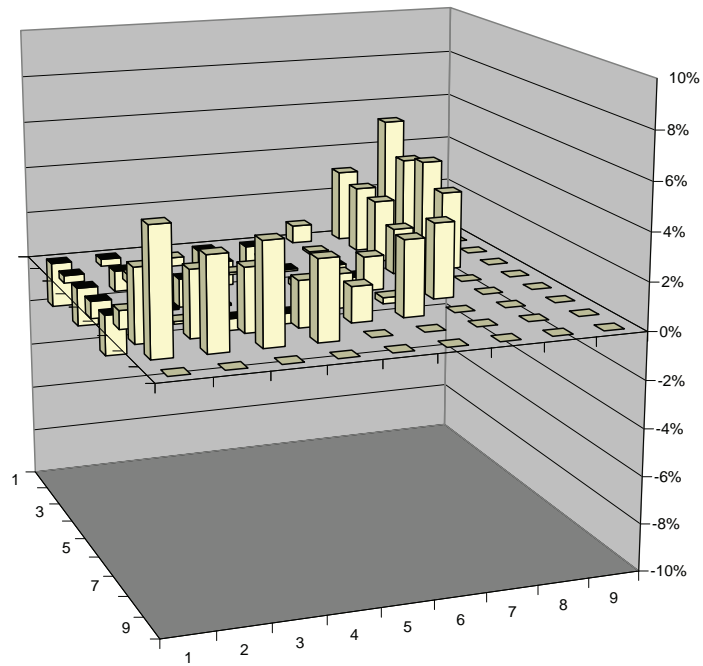


Abb. 3-16: Unterschiede zwischen den mit PARCS und MCNP berechneten Leistungsverteilungen für den kontrollierten Kern des DWR-MOX/UO₂-Kerntransientenbenchmarks.

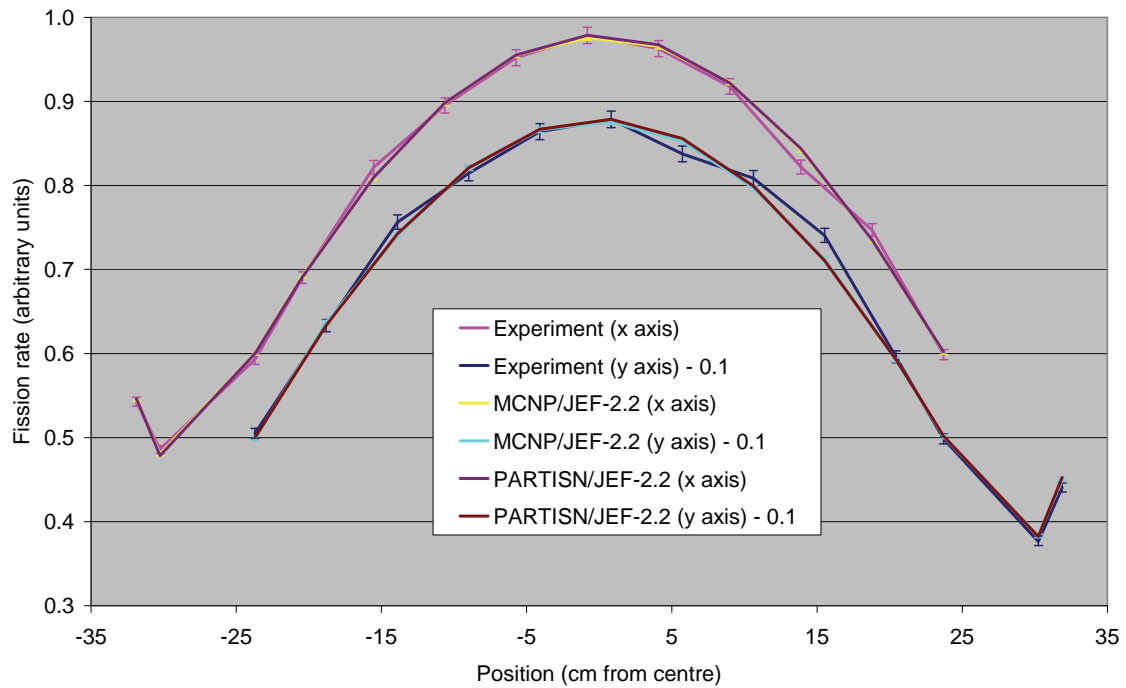


Abb. 4-1: Gemessene und mit MCNP und PARTISN berechnete radiale Spalratenverteilungen im heißen KRITZ-2:13-Kern entlang zweier Achsen.

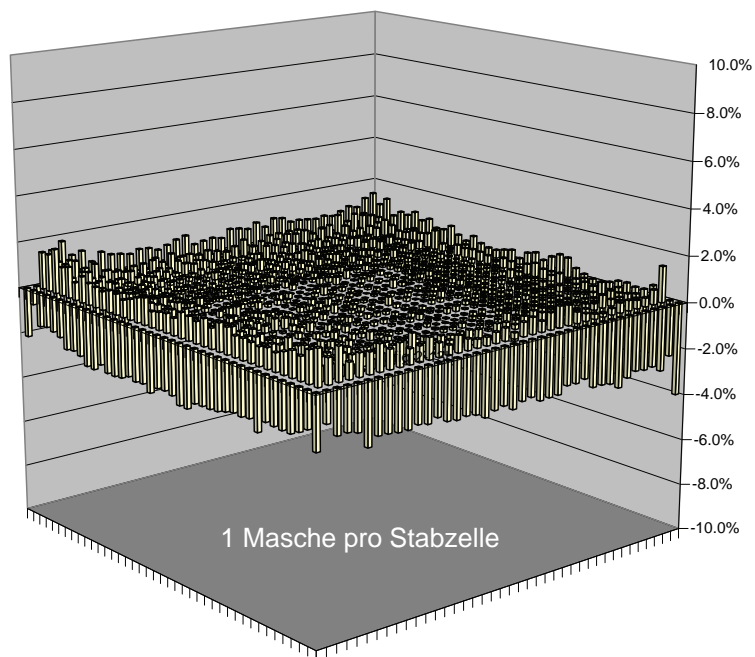
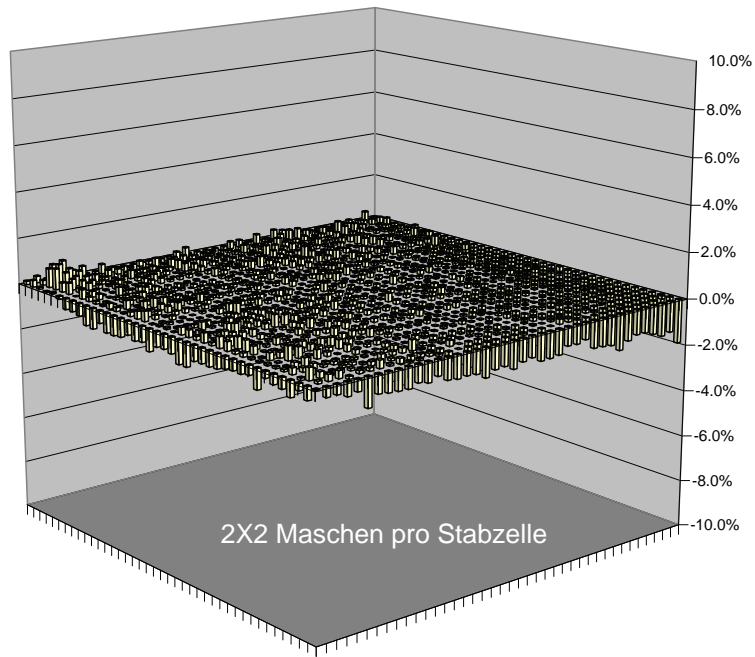


Abb. 4-2: Unterschied der mit PARTISN und MCNP berechneten radialen Spaltratenverteilungen im heißen KRITZ-2:13-Kern mit 2X2 und 1X1 Maschen pro Stabzelle.

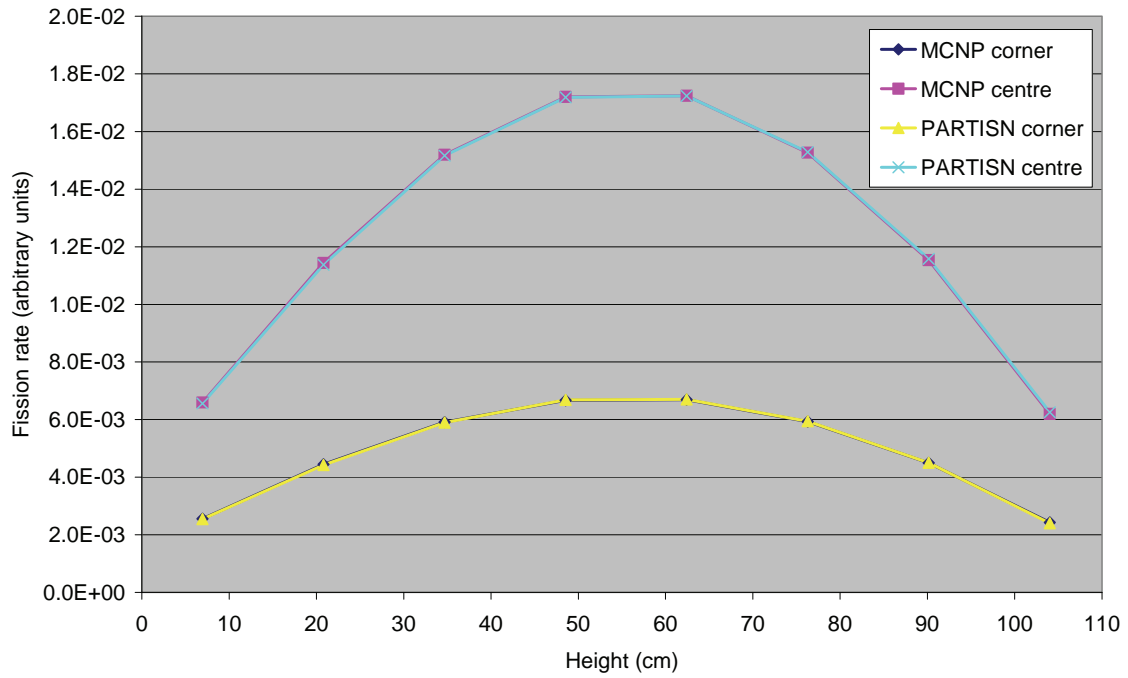


Abb. 4-3: Mit PARTISN und MCNP berechnete axiale Spaltratenverteilungen im heißen KRITZ-2:13-Kern.

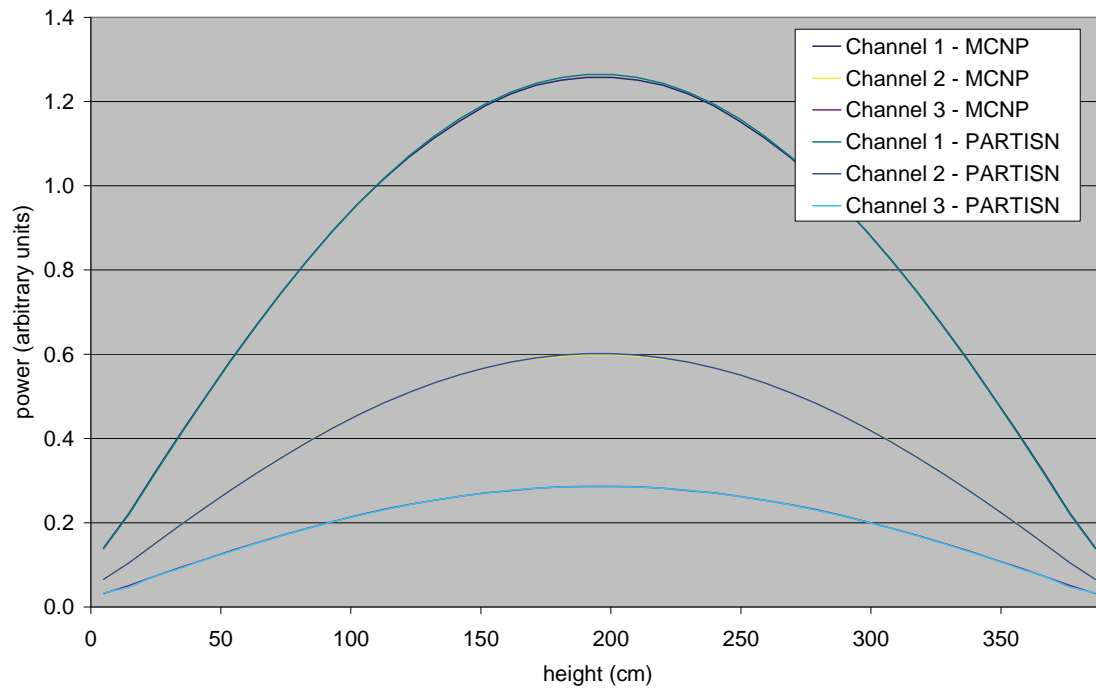


Abb. 4-4: Mit PARTISN und MCNP berechnete axiale Spaltratenverteilungen in einer 2X2-Anordnung von frischen Uran-Brennelementen mit konstanten thermohydraulischen Parametern.

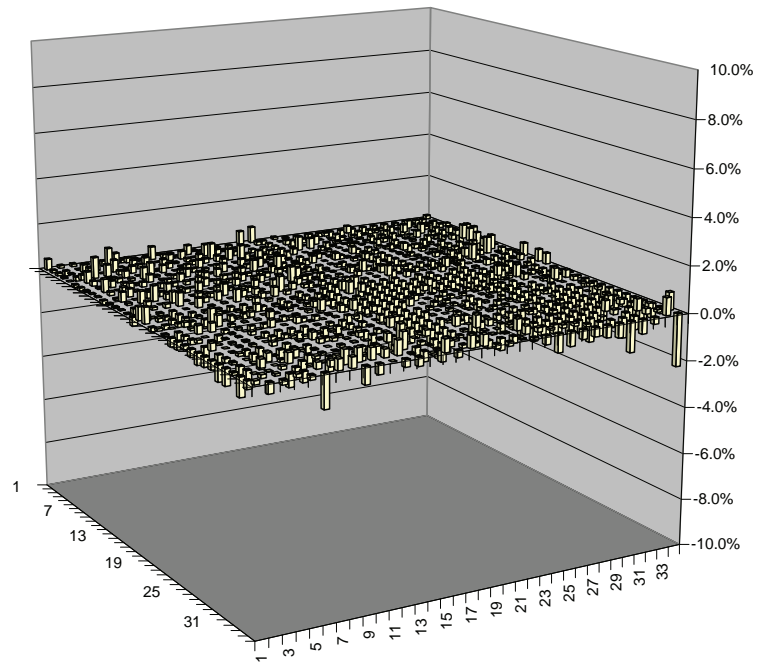


Abb. 4-5: Unterschied der mit PARTISN und MCNP berechneten radialen Stableistungsverteilungen in einer 2X2-Anordnung von frischen Uran-Brennelementen mit konstanten thermohydraulischen Parametern.

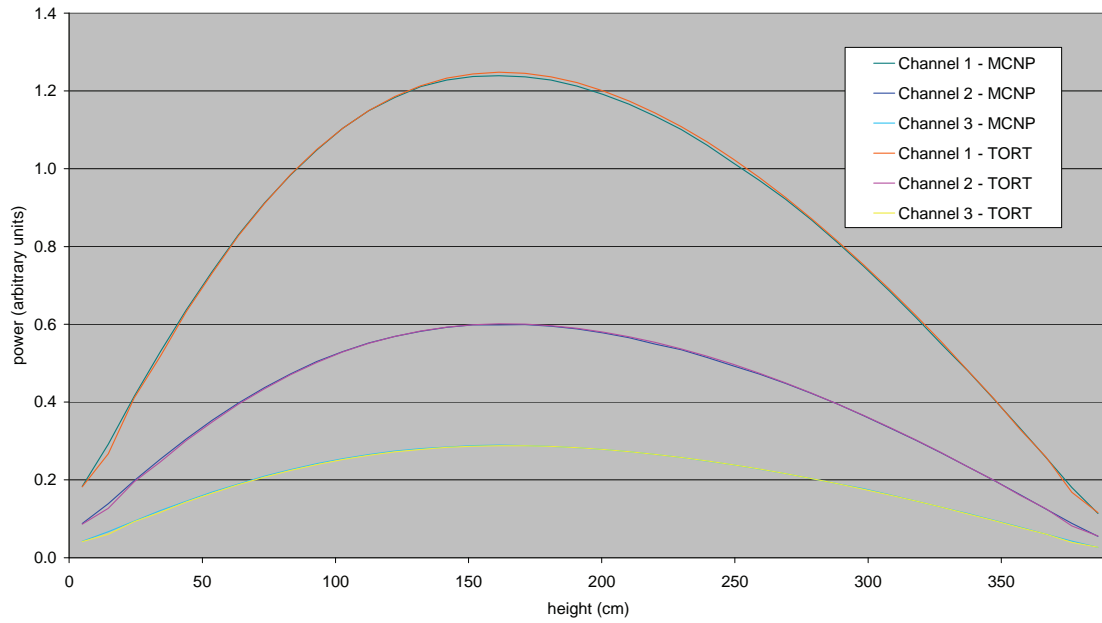


Abb. 4-6: Mit TORT-TD und MCNP berechnete axiale Spaltratenverteilungen in einer 2X2-Anordnung von frischen Uran-Brennelementen mit orts-abhängigen thermohydraulischen Parametern.

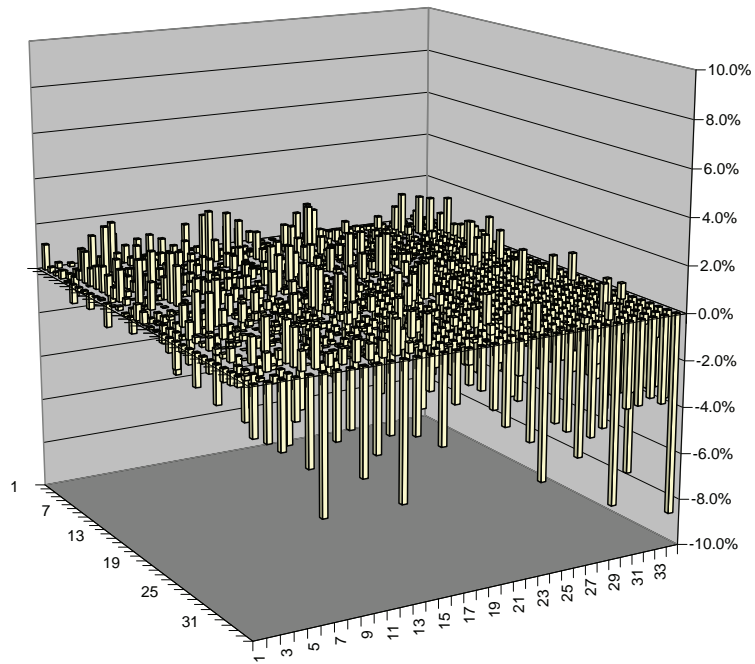


Abb. 4-7: Unterschied der mit TORT-TD und MCNP berechneten radialen Stableistungsverteilungen in einer 2X2-Anordnung von frischen Uran-Brennelementen mit ortsabhängigen thermohydraulischen Parametern.

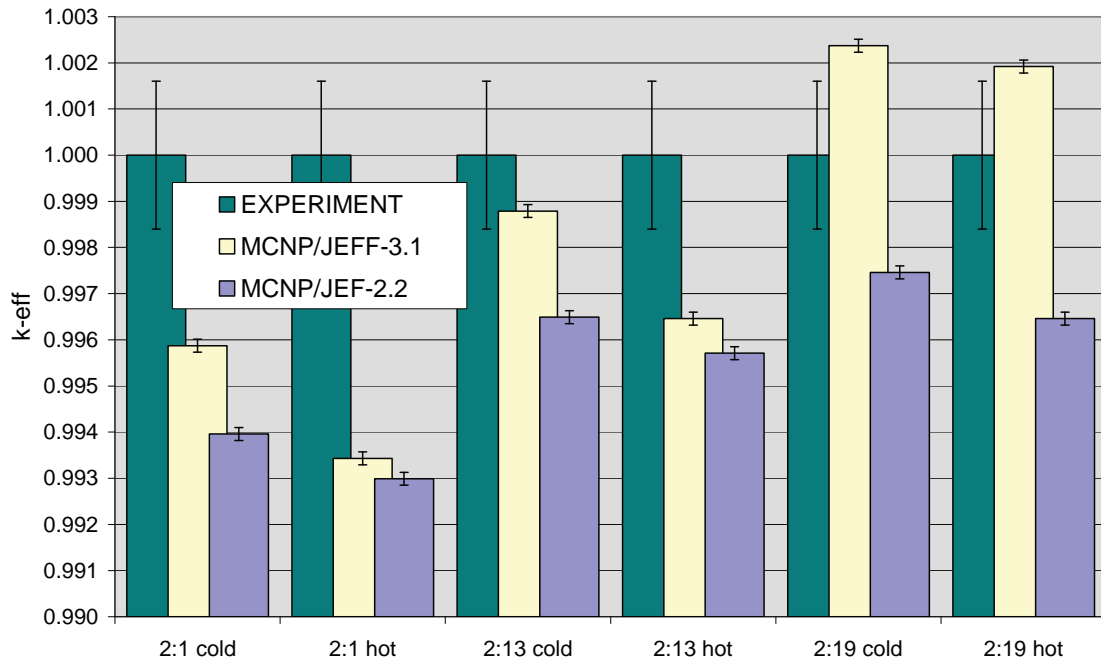


Abb. 5-1: Multiplikationsfaktoren für die KRITZ-2-Anordnungen: Mit JEF-2.2 und JEFF-3.1 berechnete Werte im Vergleich zum Experiment.

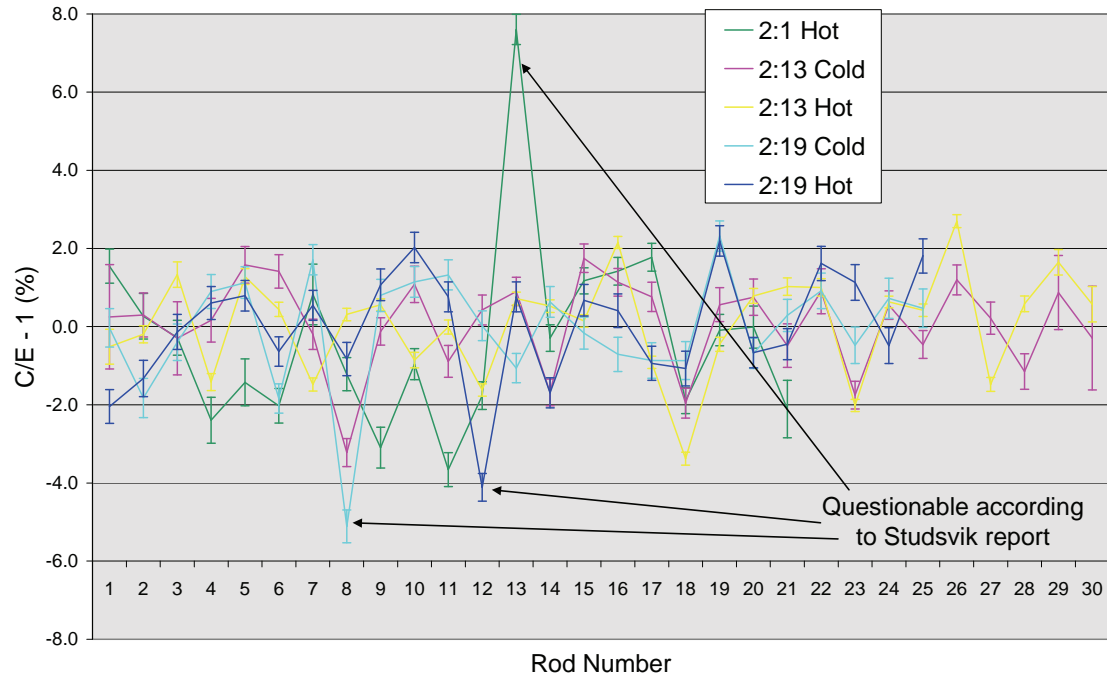
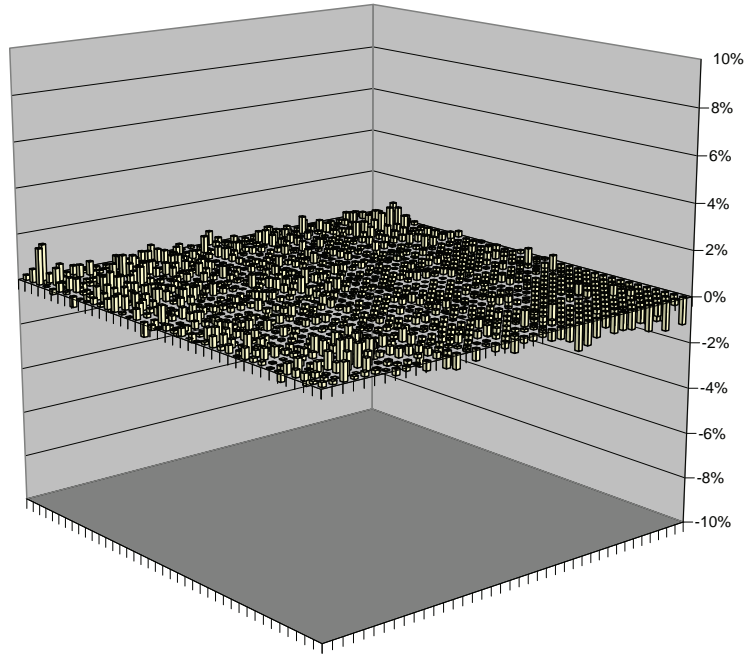


Abb. 5-2: Unterschiede der mit JEF-2.2-Daten berechneten und der gemessenen radialen Spaltratenverteilung für die KRITZ-2-Anordnungen.



**Abb. 5-3: Unterschied der mit JEFF-3.1 und JEF-2.2 berechneten radialen Spalt-
ratenverteilungen für die kritische Anordnung KRITZ-2:13 (heiß).**

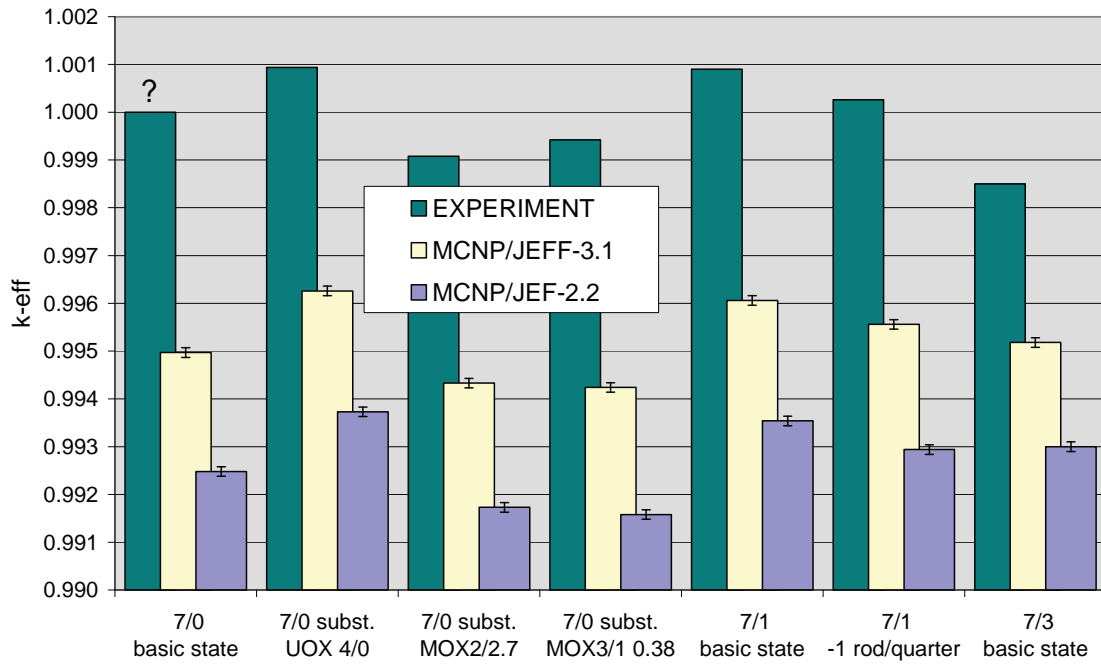


Abb. 5-4: Multiplikationsfaktoren für die VENUS-7-Anordnungen: Mit JEF-2.2 und JEFF-3.1 berechnete Werte im Vergleich zum Experiment.

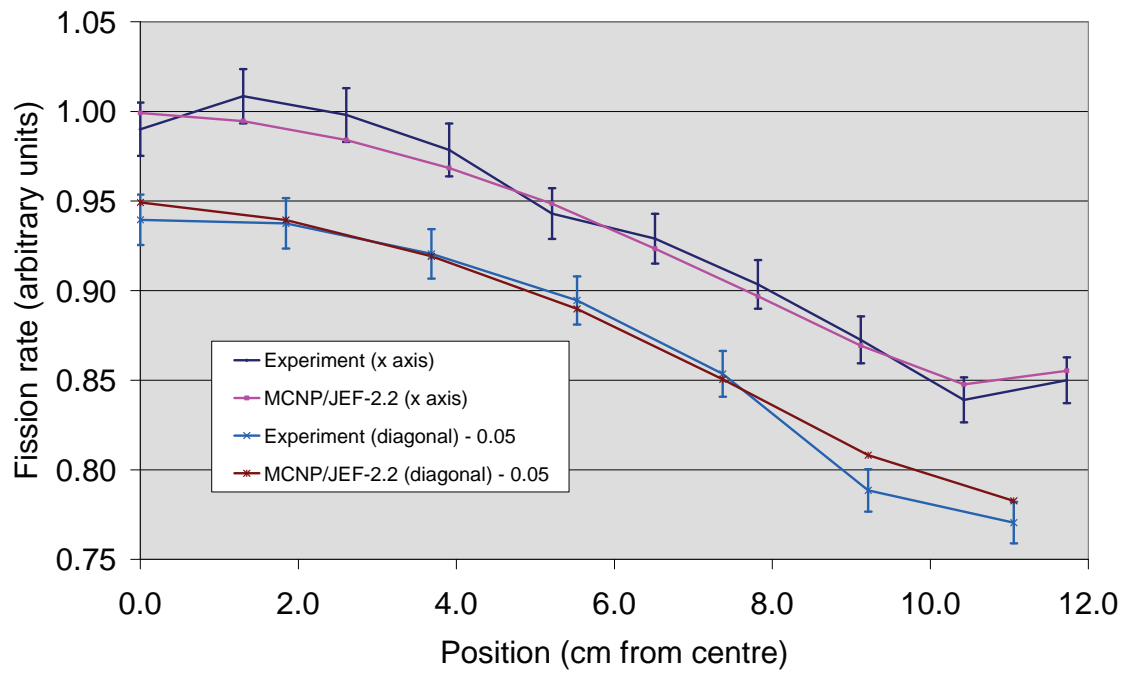


Abb. 5-5: Vergleich der mit JEF-2.2-Daten berechneten und der gemessenen radialen Spaltratenverteilung für die VENUS-7/1-Anordnung.

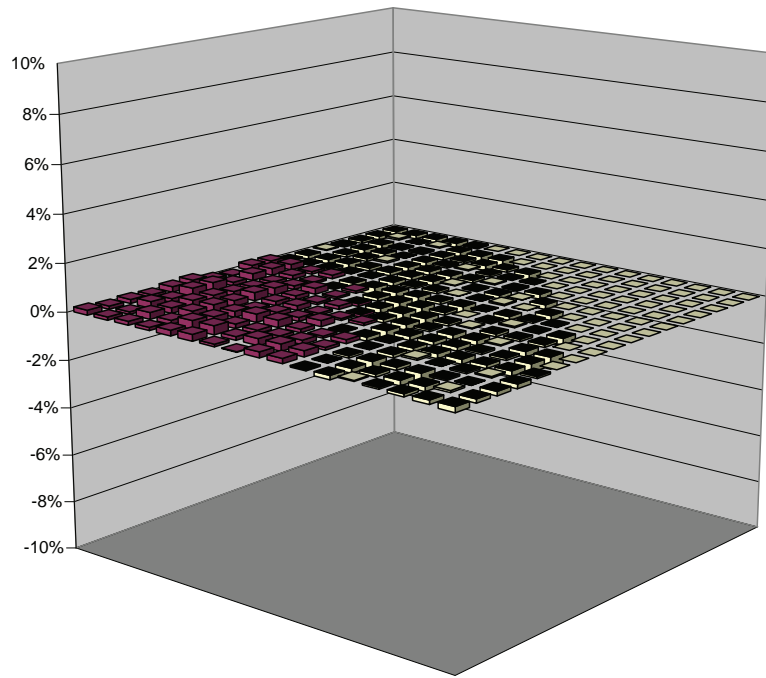


Abb. 5-6: Unterschied der mit JEFF-3.1 und JEF-2.2 berechneten radialen Stableistungsverteilungen für die kritische Anordnung VENUS-7/1.

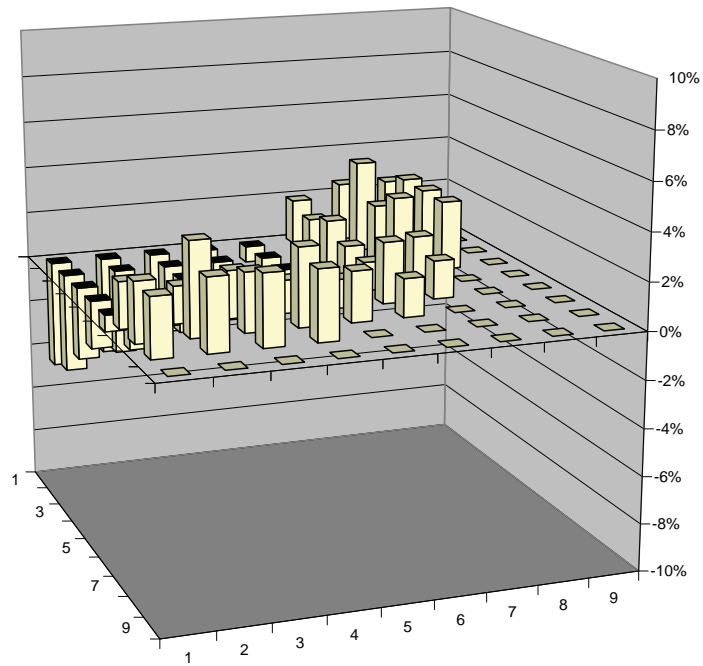


Abb. 5-7: Unterschied der mit JEFF-3.1 und JEF-2.2 berechneten radialen Brennelementleistungsverteilungen für den unkontrollierten Zustand des DWR-MOX/UO₂-Kerntransientenbenchmarks.

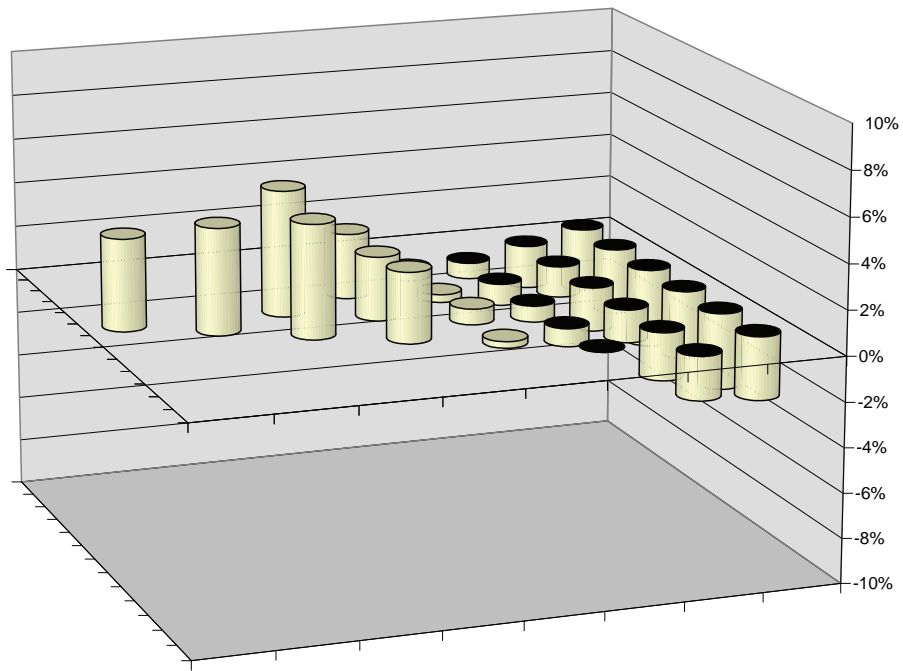


Abb. 5-8: Unterschied der mit JEFF-3.1 und JEF-2.2 berechneten radialen Brennelementleistungsverteilungen für den Volllast-Betriebszustand des VVER-1000-Ganzkernbenchmarks.

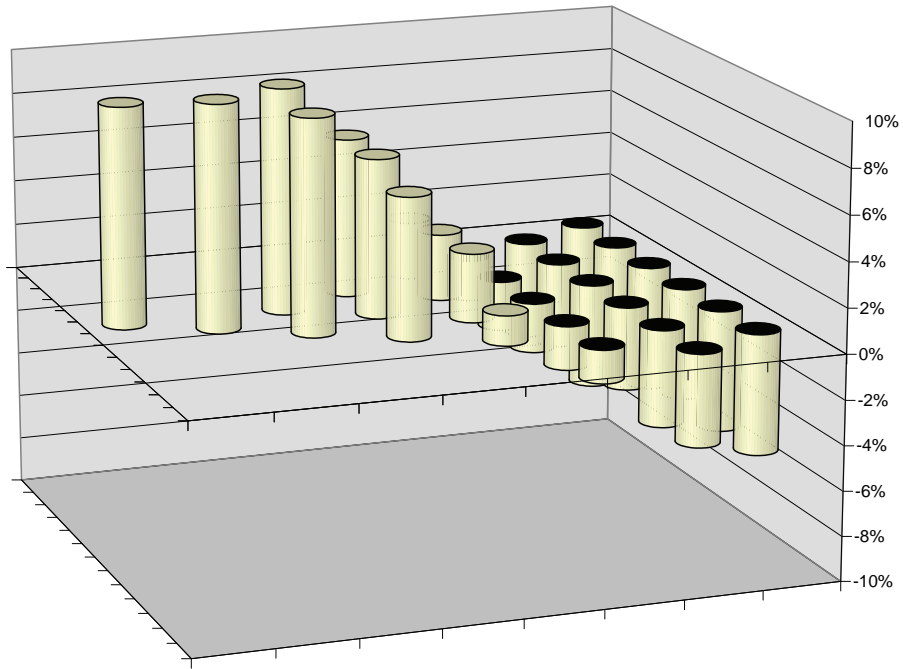


Abb. 5-9: Unterschied der mit JEFF-3.1 und JEF-2.2 berechneten radialen Brennelementleistungsverteilungen für den borfreien kontrollierten Zustand des VVER-1000-Ganzkernbenchmarks.

10 Verteiler

BMWi

Referat III B 4 1 x

GRS-FB

Internationale Verteilung 40x

PT/B (bri) 3 x

GRS

Geschäftsführung (hah, stj) je 1 x

Bereichsleiter (erv, lim, prg, rot, tes, zir) je 1 x

Abteilungsleiter (bea, gls, poi, paa, som) je 1 x

Projektleiter (paa) 1 x

Projektbetreuung (kgl) 1 x

Informationsverarbeitung (nit) 1 x

Bibliothek (Garching, Köln) je 1 x

Autoren (paa, zww) je 1 x

Gesamtauflage 64 Exemplare