

**Entwicklung von
Bewertungsmethoden für
Umrüstungsstrategien bei
Forschungsreaktoren von
hochangereichertem (HEU)
auf niederangereicherten
(LEU) Brennstoff**

Entwicklung von Bewertungsmethoden für Umrüstungsstrategien bei Forschungsreaktoren von hochangereichertem (HEU) auf niederangereicherten (LEU) Brennstoff

Dr. Marcus Trapp

März 2021

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) unter dem Kennzeichen 4718R01321 durchgeführt.

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

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

Deskriptoren

Analysesimulatoren, ATHLET/ATLAS, Forschungsreaktor, HEU, Neutronik, Monte-Carlo, Serpent, Umrüstung

Kurzfassung

Im Rahmen eines vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) geförderten Eigenforschungsvorhabens, wurden Bewertungsmethoden für Umrüstungsstrategien von Forschungsreaktoren von hochangereichertem auf niedriger angereichertem Brennstoff entwickelt. Hierzu wurde zunächst eine Übersicht zu weltweit durchgeführten und geplanten Umrüstungen erstellt. Des Weiteren wurde mit Hilfe des Programms Serpent ein Monte-Carlo Model eines Forschungsreaktors mit Kompaktkern und evolventer Plattengeometrie zur Berechnung neutronen-physikalischer Parameter erstellt sowie anhand des in ATHLET entwickelten Analysesimulators drei Störfälle thermohydraulisch analysiert. Als Referenz wurden Rechnungen für eine Auslegung mit hochangereichertem Brennstoff durchgeführt. In einem weiteren Schritt wurde eine Auslegung mit einer Anreicherung von 50 % ^{235}U analysiert und mit der Auslegung mit hochangereichertem Brennstoff verglichen.

Abstract

As part of an in-house research and development project funded by the German Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU), evaluation methods for conversion strategies of research reactors from high-enriched to lower-enriched fuel were developed. To this end, an overview of conversions carried out and planned worldwide was first compiled. Furthermore, a Monte-Carlo model for the calculation of neutron-physical parameters of a research reactor with a compact core and involute plate geometry was created using the Serpent program, and three accidents were analyzed thermo-hydraulically using the analysis simulator developed in ATHLET. As a reference, calculations were performed for the current design with high-enriched fuel. In a further step, a design with an enrichment of 50 % ^{235}U was analyzed and compared with the current design.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung	I
	Abstract.....	II
1	Einleitung.....	1
2	Relevanter Stand von Wissenschaft und Technik	3
2.1	Beginn der Umrüstungsbemühungen – das RERTR Programm.....	3
2.2	Entwicklung von UMo Dispersionsbrennstoff.....	8
2.3	Entwicklung von monolithischem UMo Brennstoff	13
2.4	Hoch-dichtes U_3Si_2	24
2.5	Uran-Zirkonium-Carbonitrid.....	26
3	Vertiefte Analyse stationärer Zustände.....	29
3.1	Modellerstellung	29
3.2	Ergebnisse	33
3.3	Ergebnisse des Öko-Instituts im Unterauftrag.....	40
4	Analyse des dynamischen Anlagenverhaltens mit Hilfe von ATHLET	49
4.1	Einleitung	49
4.2	Beschreibung des Anlagenmodells	50
4.3	Störfall: Reaktivitätszufuhr	51
4.4	Störfall: Leck	55
4.4.1	Modellierung des Störfalls	55
4.4.2	Charakteristische Beschreibung des Störfallverlaufs	57
4.4.3	Analyse der Ergebnisse	58
4.4.4	Zusammenfassung.....	63
4.5	Störfall: Ausfall der Primärkreispumpen	64
5	Zusammenfassung	73

Literaturverzeichnis	75
Abbildungsverzeichnis	81
Tabellenverzeichnis	83
Abkürzungsverzeichnis	85

1 Einleitung

Die Umrüstung von Forschungsreaktoren (FR) von hochangereichertem Brennstoff (Highly Enriched Uranium, HEU, Anteil an $^{235}\text{U} > 90\%$) auf niederangereichterten Brennstoff (Low-Enriched Uranium, LEU, Anteil an $^{235}\text{U} < 20\%$) wird international u. a. aufgrund von Proliferationsrisiken verstärkt vorangetrieben. Auch die Umrüstung von deutschen Forschungsreaktoren wurde in diesem Zusammenhang durchgeführt und wird auch weiterhin in Betracht gezogen. Mit Ausnahme der Forschungsneutronenquelle FRM II in Garching bei München sind alle mit HEU betriebenen deutschen Anlagen auf LEU konvertiert bzw. abgeschaltet worden. Aufgrund seiner kompakten Kerngeometrie stellt die Umrüstung des FRM II besondere Anforderungen an mögliche Brennstoffe und Anpassungen der Brennelementgeometrie. Durch die Verwendung eines „Kompaktkerns“ produziert er trotz seiner vergleichsweise geringen thermischen Leistung (20 MW_{th}) einen sehr hohen Neutronenfluss und gehört zu den weltweit führenden Hochflussforschungsreaktoren, die leistungsfähige Experimentiermethoden ermöglichen. Um eine vergleichbare Neutronenflussdichte nach der Konvertierung zu ermöglichen, werden neuartige Brennstoffe benötigt, die hohe Urandichten erlauben.

Im Rahmen des Vorhabens wurden die verschiedenen sicherheitstechnischen Aspekte der Umstellung von Forschungsreaktoren von HEU auf LEU systematisch untersucht. Der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik im Bereich der Kompaktkerne wurde ermittelt und strukturiert dargestellt. Des Weiteren wurden zur Bewertung des stationären und dynamischen Verhaltens von Forschungsreaktoren mit Kompaktkernen Monte-Carlo und thermo-hydraulische Modelle verwendet.

Die Umrüstung eines auf hohe Neutronenflussdichte optimierten Reaktorkerns von HEU auf LEU, ist in der Regel mit einer Verringerung der Neutronenflussdichte sowie einer Änderung deren räumlicher Verteilung verbunden. Bei Forschungsreaktoren ist aber zumeist die Verfügbarkeit einer möglichst hohen Neutronenflussdichte an einem definierten Ort das Ziel. Vorhandene experimentelle Einrichtungen, wie kalte oder heiße Quellen, und Strahlrohre sind auf die Lage des Maximums der Neutronenflussdichte optimiert, so dass Veränderungen gravierende Einflüsse auf die Leistungsfähigkeit der Neutronenquelle für den Wissenschaftsbetrieb haben. Die Kompensation der Abnahme der Neutronenflussdichte ist daher immer auch Teil der Planungen des Umrüstungsprozesses. Hierfür werden u. a. konstruktive Änderungen des Kernaufbaus und die Verwendung innovativer Brennstoffe mit einer höheren Spaltstoffdichte in Betracht gezogen. Die Umrüstungen sind in der Regel sicherheitstechnisch relevante Veränderungen der

Anlagen, die somit auch regulatorischen Anforderungen entsprechen müssen. Die Überprüfung des Sicherheitsniveaus der Anlage ist mit den Umrüstmaßnahmen erneut durchzuführen. Hierbei stellen stationäre und dynamische deterministische Sicherheitsanalysen ein wichtiges Instrument dar, um die inhärenten Sicherheitseigenschaften des Reaktorkerns sowie die Wirksamkeit der Sicherheitssysteme zur Gewährleistung der Einhaltung der Schutzziele unter den neuen Bedingungen zu prüfen.

Die Ergebnisse der durchgeführten Arbeiten sind in den technischen Berichten /GRS 21a/, /GRS 21b/ und /GRS 21c/ ausführlich dargestellt und in diesem Bericht zusammengefasst. Folgende GRS-Autoren haben dazu beigetragen:

- Kap. 2 (Relevanter Stand von Wissenschaft und Technik): Dr. Isabel Steudel, Dr. Marcus Trapp /GRS 21b/
- Kap. 3 (Vertiefte Analyse stationärer Zustände): Dr. Björn Becker, Alexander Aures, Anton Travleev, Dr. Thomas Schimpfke /GRS 21a/
- Kap. 4 (Analyse des dynamischen Anlagenverhaltens mit Hilfe von ATHLET): Hristo Goumnerov, Inés Mateos Canals, Roland Rademacher /GRS 21c/

Ergänzend wurden im Rahmen dieses Vorhabens vom Öko-Institut e. V. im Unterauftrag der GRS Simulationsrechnungen zur Umrüstung des FRM-II durchgeführt /OEK 21/. Die wesentlichen Ergebnisse dieser Arbeiten sind ebenfalls in Kapitel 3 dieses Berichts zusammengefasst.

2 Relevanter Stand von Wissenschaft und Technik

2.1 Beginn der Umrüstungsbemühungen – das RERTR Programm

Im Jahr 1978 startete das US-amerikanische Energieministerium (DOE) das „Reduced Enrichment for Research and Test Reactors“ (RERTR) Programm. Das Programm hat zum Ziel, die Umstellung von zivilen, nuklearen Einrichtungen von HEU auf LEU zu ermöglichen /ANL 18/ und somit das Proliferationsrisiko zu senken.

Als Weiterführung des RERTR Programmes wurde im Jahr 2004 die Global Threat Reduction Initiative (GTRI) ins Leben gerufen /NNS 18/. Die Initiative ging im Jahr 2015 in das Office of Material Management and Minimization (M³) der National Nuclear Security Administration über. Beide Programme umfassen drei Unterprogramme. Für das RERTR Programm waren die Unterprogramme

- a) Konvertierung bestehender Einrichtungen (convert),
- b) Abnahme von HEU und LEU Brennelementen (remove) und
- c) Sicherung von HEU durch die Bereitstellung von LEU als Ersatz für Forschungsreaktoren und Isotopenproduktion (secure)

definiert.

Für GTRI blieb das erste Programm bestehen, die Abnahme abgebrannter Brennelemente wurde nur in einem eingeschränkten Zeitrahmen (mittlerweile abgelaufen) weitergeführt und das dritte Unterprogramm wurde zur Entsorgung benutzter Brennelemente (dispose) (M³) umgewidmet.

Wie in der Einleitung bereits erwähnt, soll bei der Konvertierung insbesondere die Neutronenflussdichte und damit die Leistungsfähigkeit des jeweiligen Forschungsreaktors als Neutronenquelle für den Wissenschaftsbetrieb erhalten bleiben. Bei bisher durchgeführten Umrüstungen konnte dies nicht immer gewährleistet werden. Die Erhöhung der Urandichte in bereits eingesetzten Brennstoffen sowie die Entwicklung neuer Brennstoffe sind Strategien, mit denen die RERTR einen Leistungsabfall verhindern will. Im Rahmen dieser Bemühungen konnten die Urandichten in UAl_x , U_3O_8 und $UZrH_x$ signifikant erhöht werden (UAl_x : 1,7 auf 2,3 gU/cm³, U_3O_8 von 1,3 auf 3,2 gU/cm³ und $UZrH_x$ von 0,5 auf 3,7 gU/cm³). Des Weiteren wurde Uransilizid (U_3Si_2) als neuer Brennstoff mit

einer Urandichte von bis zu $4,8 \text{ gU/cm}^3$ qualifiziert /NRC 88/. Diese Maßnahmen (Erhöhung der Urandichte, Entwicklung neuer Brennstoffe) wurden im Zeitraum von 2009 bis 2016 weltweit bei 28 Reaktoren angewandt /NAS 16/. Teilweise im Rahmen des RERTR Programmes mit Unterstützung der USA. Der Bericht des US-amerikanischen Energieministeriums unterscheidet hierbei /NAS 16/ nicht zwischen Konvertierung und Stilllegung, da in beiden Fällen die Nutzung von HEU eingestellt wird. Als Beispiel für die erfolgreiche Umrüstung von Forschungsreaktoren kann der französische OSIRIS Reaktor genannt werden. Von 1966 bis 1980 wurde er mit UAl (93 % Anreicherungsgrad) betrieben. Von 1980 – 1994 wurde UO_2 mit einer Anreicherung von 7 % verwendet. Bei dieser Umrüstung wurden auch Reaktorcharakteristiken wie Neutronenflussrate durch den Kern geändert. Im Januar 1995 begann die schrittweise Umstellung auf U_3Si_2 mit 19,75 % ^{235}U Anteil. Bei dieser zweiten Umstellung ist man im Rahmen des RERTR Programmes auf den neuentwickelten Brennstoff U_3Si_2 umgestiegen, um die Verbreitung und damit standartmäßige Nutzung des Brennstoffes zu fördern. /CEA 11/

Ein weiteres Beispiel für eine schrittweise Konvertierung ist der polnische MARIA Reaktor. Von 1974 – 1999 wurde der Reaktor mit HEU (UAl_x , 80 % Anreicherung, $1,2 \text{ gU/cm}^3$), von 1999 – 2005 mit medium enriched uranium (MEU) (UO_2 , Anreicherung 36 %, $2,3 \text{ gU/cm}^3$) betrieben. In der Zeit von 2012 bis 2014 erfolgte dann die Umstellung auf LEU Brennstoffe (U_3Si_2 , Anreicherung 19,75 %, $4,8 \text{ gU/cm}^3$, bzw. UO_2 , Anreicherung 19,7 %, $3,8 \text{ gU/cm}^3$) /MIG 14/.

Stand 2017 benutzen noch 51 Forschungsreaktoren HEU als Brennstoff. Davon befinden sich 21 in Russland und Osteuropa, neun in Nordamerika, acht in Westeuropa, sieben in Fernost, fünf im Mittleren Osten und ein Forschungsreaktor in Afrika. Von den europäischen Forschungsreaktoren, die noch mit HEU betrieben werden, befindet sich einer in Deutschland. Die Forschungs-Neutronenquelle Heinz Maier-Leibnitz (FRM II) wird von der Technischen Universität München in Garching betrieben. Der FRM II wurde basierend auf dem Réacteur Haut Flux des Institut Laue Langevin in Grenoble in Frankreich, der ebenfalls noch mit HEU betrieben wird, ausgelegt. Eine Auswahl von Hochleistungsforschungsreaktoren und relevanter Größen ist in Tab. 2.1 gegeben. Ein weiterer europäischer Forschungsreaktor, der noch mit HEU betrieben wird und stark in die Umrüstungsbemühungen involviert ist, ist der belgische BR 2-Reaktor. Da der Reaktorkern sehr variabel aufgebaut ist und für jeden Zyklus neu ausgelegt wird und deshalb

die Reaktorcharakteristika stark variieren, sind für ihn keine Werte in Tab. 2.1 angegeben. Eine vertiefte Darstellung der Umrüstung einzelner Forschungsreaktoren wird in /GRS 21b/ näher erläutert.

Tab. 2.1 Kenngrößen für ausgewählte Hochleistungsforschungsreaktoren

Kenngröße/Reaktor	ATR	HFIR	MURR	MITR	NBSR	FRM II	ILL
HEU Leistung [MW]	≤ 250	85	10	6	20	20	58,3
Betriebszyklus [Tage]	1 – 60	26	7	Bis zu 70	38,5	60	50
Brennstoff Typ	U-Al _x	U ₃ O ₈ -Al	U-Al _x	U-Al _x	U-Al _x	U ₂ Si ₃	U-Al _x
Anreicherungsgrad	93 %	93 %	93 %	93 %	93 %	93 %	93 %
Spaltungsdichte Limit [Spaltungen/cm ³]	2,3·10 ²¹	1,5·10 ²¹	2,3·10 ²¹	1,8·10 ²¹	2,6·10 ²¹	1,9·10 ²¹	2,0·10 ²¹
Max. Wärmestrom [W/cm ²]	476	320	198	71	107	455	460
BE Form	45° Sektor	Zylindrisch	45° Sektor	Rhomboid	Quadratisch	Zylindrisch	Zylindrisch
Anzahl von BE	40	2	8	22 – 24 (27 max.)	30 (37 max.)	1	1
Neutronengift	¹⁰ Bor	¹⁰ Bor	–	–	–	¹⁰ Bor	¹⁰ Bor
Platten/Element	19	174/369	24	15	17	113	280
Plattenform	Gebogen	Evolventen- förmig	Gebogen	Flach mit Finnen	Gebogen	Evolventen- förmig	Evolventen- förmig
Kühlmittel	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	D ₂ O	H ₂ O	D ₂ O
Vorlaufdruck [bar]	25,2	32,3	4,7	1,3	1,2	11	12,4

Kenngröße/Reaktor	ATR	HFIR	MURR	MITR	NBSR	FRM II	ILL
Vorlauftemp. [°C]	52	29	49	38	40	37	30
Fließgeschwindigkeit [m/s]	14,4	15,5	7,6	2,6	5,8	17	10,1
Flussrichtung	Abwärts	Abwärts	Abwärts	Aufwärts	Aufwärts	Abwärts	Abwärts
Reflektor	Beryllium	Beryllium	Beryllium/ Graphit	D ₂ O/Graphit	D ₂ O	D ₂ O	D ₂ O

Quellen: /WILL 17/, /LIC 14/, /BER 10/

2.2 Entwicklung von UMo Dispersionsbrennstoff

Ende der 1990er Jahre zeichnete sich ab, dass mit den verfügbaren Brennstoffen nicht alle FR ohne Leistungseinbußen konvertiert werden können. Da die Urandichte wie oben erwähnt nicht beliebig erhöht werden konnte, gab es von mehreren Gruppen Bestrebungen, einen neuartigen, hochdichten Brennstoff für FR zu entwickeln. Als Kandidat wurde UMo identifiziert /BER 14/. Ab 1998 wurde in Frankreich unter Mitwirkung von CEA und Areva an UMo geforscht. 2009 wurde das Konsortium auf europäische Partner ausgedehnt und umfasst nun unter dem Namen „LEONIDAS“ (**L**ow **E**nriched **O**ption **N**etwork Initiative for the **D**evelopment of a European **A**ppropriate **S**olution) mit dem belgischen Kernforschungszentrum SCK CEN und dem Institut Laue-Langevin in Grenoble Partner aus Grundlagenforschung und Industrie. 2013 schloss sich die Technische Universität München der Gruppe an, die nun den Namen „HERACLES“ (**H**ighly enriched **E**uropean **R**eactors **A**ction for their **C**onversion in a **L**ow **E**nriched **S**olution) trägt. Aufgrund der Erfahrungen bei der Produktion von Dispersionsbrennstoffen wurden hauptsächlich UMo Dispersionsbrennstoffe in Betracht gezogen.

Uran zeigt nur in seiner γ -Phase (kubisch raumzentriert, bcc) stabiles, isotropes Schwellverhalten. Allerdings ist die γ -Phase nur in einem Temperaturbereich von 776 °C bis zum Schmelzpunkt von Uran bei 1.135 °C stabil. Durch das Legieren mit Molybdän kann die γ -Phase bei Abkühlen der Legierung stabilisiert werden. In ersten Testkampagnen wurden zehn Legierungen (siehe Tab. 2.2) im Hinblick auf Stabilität der γ -Phase, Urandichte, Neutronenabsorptionsquerschnitt, Wechselwirkung mit der Aluminium Matrix und Verhalten unter Bestrahlung untersucht. Die Tests wurden bei mittleren Leistungsdichten und einem Abbrand von 40 % (RERTR-1) bzw. 70 % (RERTR-2) durchgeführt.

Tab. 2.2 Übersicht über die ursprünglich untersuchten Uranlegierungen

Die Zahlen vor den Elementen geben den Zuschlag des jeweiligen Elements in Gewichtsprozent an.

U-Mo	U-Nb-Zr	Ternäre Legierungen	Weitere Brennstoffe
U-10Mo	U-9Nb-3Zr	U-6Mo-1Pt	U ₂ Mo
U-8Mo	U-6Nb-4Zr	U-6Mo-0,6Ru	U ₃ Si ₂
U-6Mo	U-5Nb-3Zr	U-10Mo-0,05Sn	
U-4Mo			

Bei diesen Tests zeigten die UMo Brennstoff mit 7 – 10 Gew% Molybdän das gewünschte Bestrahlungsverhalten. Bei U4Mo bildeten sich bei 70 % Abbrand verbundene Spaltgasblasen als erste Anzeichen eines nicht linearen Schwellverhaltens (breakaway swelling). Andere untersuchte Brennstoffe, wie zum Beispiel U-5Nb-3Zr zeigten bereits bei 40 % Abbrand breakaway swelling. Nach diesen Ergebnissen wurde UMo als Kandidat für die Entwicklung hochdichter Brennstoffe für Forschungsreaktoren ausgewählt. /MEY 14/

Der gewählte Qualifizierungsansatz war ähnlich wie die Strategie, die bereits für die Qualifizierung von U₃Si₂ verwendet worden war. In der ersten Stufe wurden Vorqualifikationsbestrahlungen mit allmählich steigender Leistung und Abbrand durchgeführt, die schließlich zu den ersten Hochleistungstests führten. In Europa wurde die IRIS-1-Bestrahlung, mit UMo Dispersionsbrennstoff, der von der Firma CERCA hergestellt wurde, erfolgreich durchgeführt. Die Bestrahlungen fanden im OSIRIS-Reaktor bei einem maximalen Wärmefluss von 140 W/cm² statt. Dies führte zum IRIS-2-Experiment im OSIRIS Reaktor bei 230 W/cm² und der FUTURE-UMo-Kampagne im BR2-Reaktor bei einem höheren Leistungsniveau (350 W/cm²). In diesen, aber auch weiteren Bestrahlungen bei höheren Leistungen, wurde ein übermäßiges lokales Aufquellen der UMo-Al-Dispersionsplatten, das als „Pillowing“ beschrieben wird, beobachtet. Es stellte sich heraus, dass dies die Folge einer übermäßigen Wechselwirkung zwischen den UMo Partikeln und der sie umgebenden Matrix ist, die zur Bildung einer amorphen Wechselwirkungszone führt.

Während der Qualifizierungsphase für UMo Dispersionsbrennstoffe zeigten bestrahlte Elemente im Jahr 2003 ein übermäßiges, nicht lineares und damit nicht vorhersehbares Anschwellen der Trägerplatten. Da dieses Schwellen Einfluss auf die Kühlung der Platte hat, kann es potenziell zu einem Bruch der Platte und damit einer Kontamination des

Reaktors kommen. Bestrahlungsexperimente (IRIS-3 und IRIS-TUM) bei denen der Al Matrix Si beigemischt wurde, zeigten ein deutlich verbessertes Verhalten bis zu einem Abbrand von ca. 60 %, was $4,5 \cdot 10^{21}$ Spaltungen/cm³ entspricht. Bei einem Abbrand über $4,7 \cdot 10^{21}$ Spaltungen/cm³ kam es wiederum zu einem erhöhten Schwellverhalten (vgl. Abb. 2.1). Um die Betriebsanforderungen der europäischen FR zu erfüllen, muss ein Wert von $6,8 \cdot 10^{21}$ Spaltungen/cm³ erreicht werden. Im Rahmen der E-FUTURE Kampagne wurden je zwei Platten, bei denen der Al Matrix 4 Gew% bzw. 6 Gew% Si beigemischt wurde, untersucht. Die Platten mit 6 Gew% Si zeigten ein deutlich reduziertes Schwellen im Vergleich zu den bisher untersuchten Brennstoffen. Das Schwellen bei hohem Abbrand wird einer Rekristallisation zugeschrieben /LEE 14/ und soll durch Ausheizen verhindert werden. In der E-FUTURE-II Kampagne sollten noch höhere Si Konzentrationen von 7 Gew% bzw. 12 Gew% und eine Produktionsmethode zur besseren Vermischung des Si mit der Al Matrix untersucht werden. Zwei der vier Platten zeigten bereits nach dem ersten Bestrahlungszyklus Defekte, die beiden verbleibenden nach dem zweiten Zyklus. In der Analyse wurde der Aufbau der Probenhalter als Grund für die aufgetretenen Deformationen identifiziert.

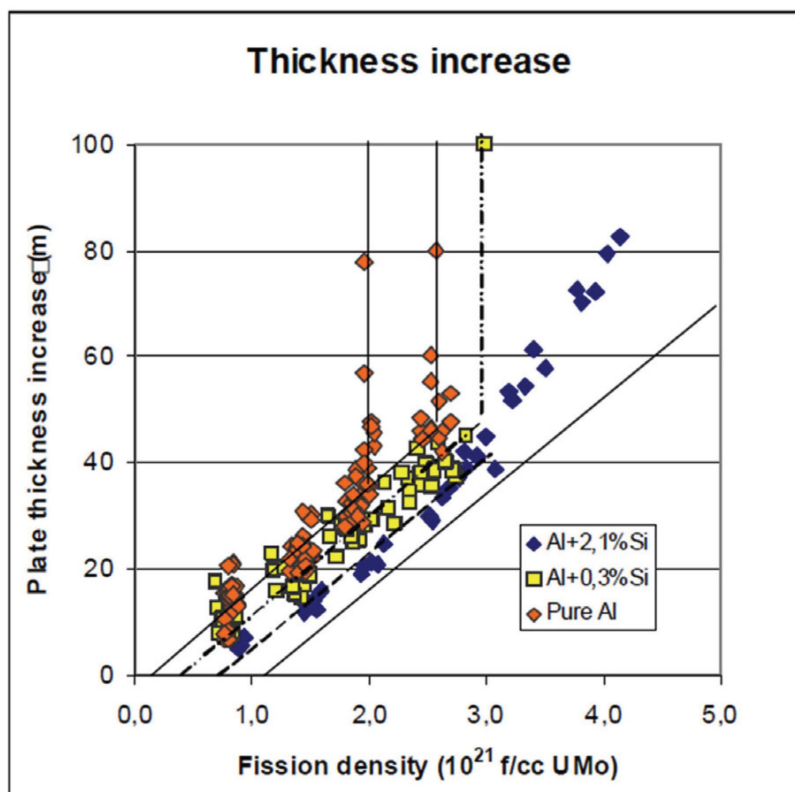


Abb. 2.1 Vergleich der Bestrahlungsergebnisse von UMo Dispersionsbrennstoff ohne Si Zugabe zur Al Matrix (orange Symbole, IRIS-2) und mit Beimischung von 0,3 % Si (gelbe Quadrate) und 2,1 % Si zur Al Matrix /RIP 06/

Um Alternativen, die die Verwendung von Si, das für die Wiederaufbereitung des Brennstoffes hinderlich ist, zu vermeiden, wurde im Rahmen des SELENIUM Projekts der Ansatz untersucht, die UMo Partikel zu beschichten, um die Bildung der Wechselwirkungszone zwischen UMo und der Al Matrix zu vermeiden. Es wurde die Beschichtung mit Si und ZrN untersucht. Die Si beschichteten Partikel zeigen ein ähnliches Verhalten, wie die E-FUTURE Platten. Die mit ZrN beschichteten UMo Partikel zeigen bis $4,5 \cdot 10^{21}$ Spaltungen/cm³ keinerlei Anzeichen einer Wechselwirkung zwischen UMo und der Al Matrix. Bei höheren Abbränden legen die Ergebnisse der SELENIUM Kampagne nahe, dass sich die ZrN Beschichtung durch Eindringen von Matrixaluminium in ein Zwei-Schicht System aus ZrN und ZrN-Al umwandelt. Dieser Mechanismus ist dosisabhängig, und daher hängt die Eindringtiefe des Aluminiums bei hohem Abbrand von der Dicke der ZrN-Schicht ab. Diese Schichtdicke bestimmt somit auch, ob es zu UMo-Al-Wechselwirkung und Bildung von Spaltgasblasen kommt. Weitergehende Untersuchungen zu den Auswirkungen der Dicke und des Bedeckungsgrades der ZrN Beschichtung stehen noch aus. /HOF 20/

Im Rahmen der SEMPER FIDELIS Kampagne wurde der Einfluss von verschiedenen PVD Beschichtungen der UMo Partikel sowie eine Wärmebehandlung des UMo Puders (Annealing) untersucht. Die Wärmebehandlung hat keinen Einfluss auf die Partikelform, beeinflusst aber das Kohäsionsverhalten der Partikel erheblich. Die wärmebehandelten Pulver haben im Vergleich zu den nicht wärmebehandelten Pulvern eine höhere Neigung zur Bildung von Clustern und Erdnussformen (zwei verbundene kugelförmige UMo-Partikel). Die Wärmebehandlung fördert allerdings auch die Bildung einer Grenzschicht zwischen UMo und der Beschichtung. /KHA 20/

Bei hohem Abbrand (über $4,5 \cdot 10^{21}$ Spaltungen/cm³) zeigen die ZrN-beschichteten Brennstoffpartikel ein Aufbrechen der Beschichtung und eine Änderung der Form (von kreisförmig zu länglich) der Brennstoffpartikel. Dies deutet darauf hin, dass die Beschichtung das Aufquellen des Brennstoffs nicht mehr aufnehmen kann. Dasselbe Verhalten wird auch bei mit Si beschichteten UMo-Partikel beobachtet, jedoch in einem viel geringeren Ausmaß. /LEE 14/

Die EMPIRE (European Mini-Plate Irradiation Experiment) Bestrahlungskampagne am Advanced Test Reactor (ATR) des Idaho National Laboratory (INL) bestand aus 48 LEU Miniplatten (44 dispersive UMo, vier monolithisches UMo). Dabei wurde der Einfluss der folgenden Parameter auf das Bestrahlungsverhalten untersucht:

- Beschichtungsmethode (PVD, ALD),
- Wärmebehandlung (mit oder ohne),
- Partikelgrößenverteilung (Standard oder kleinste mögliche Verteilung),
- Spaltraten,
- Beschichtungsmaterial (ZrN oder ZrN/AlN),
- Brennstoffhersteller (KAERI oder CERCA) und
- Mo Anteil (U-7Mo und U10Mo).

Die vorläufige Auswertung der U-7Mo Proben zeigte bis ca. 80 % Abbrand ($5,6 \cdot 10^{21}$ Spaltungen/cm³) ein stabiles Verhalten, das den Erwartungen aus vorherigen Kampagnen entsprach. Alle Proben waren durch das physikalische Gasphasenabscheidungs (physical vapour deposition, PVD)-Verfahren mit einer ZrN Schicht umgeben. Es wurde bisher kein Unterschied im Schwellverhalten zwischen wärmebehandelten und nicht wärmebehandelten Proben festgestellt.

Mit den Bestrahlungen im Rahmen von SELENIUM 2 und E-FUTURE-3 sind des Weiteren noch Bestrahlungen von Platten in Originalgröße geplant. Mit diesen Bestrahlungstests soll überprüft werden, ob sich Unterschiede im Brennstoffverhalten zwischen den Mini-Platten und den Platten in Originalgröße zeigen. Durch das HERACLES Konsortium sind noch bis etwa zum Jahr 2025 Tests für die Qualifizierung des UMo Dispersionsbrennstoffs geplant.

Des Weiteren wird in Südkorea an einem UMo Dispersionsbrennstoff mit einer Dichte von 8 gU/cm³ gearbeitet, der für den im Bau befindlichen Kijang Research Reactor (KJRR) vorgesehen ist /KIM 15/. KJRR ist damit voraussichtlich der erste FR, der UMo als Brennstoff nutzen wird /PAR 14/. Seit 2016 wurde ein Testbrennelement bei mittlerer Leistung und hohem Abbrand im Advanced Test Reactor (ATR) am Idaho National Laboratory in den USA bestrahlt. Die Ergebnisse des Bestrahlungstests wiesen die Brennstoffleistung und die strukturelle Integrität nach und werden für die Qualifizierung des

UMo-Dispersionsbrennstoffs für den Einsatz im KJRR verwendet. Der hierfür entwickelte und qualifizierte Brennstoff ist auf die speziellen Betriebsparameter des KJRR zugeschnitten, die deshalb nicht auf die Erfordernisse europäischer Anlagen übertragbar sind.

2.3 Entwicklung von monolithischem UMo Brennstoff

Mit den in Kapitel 2.2 eingeführten UMo Dispersionsbrennstoffen können Urandichten von ca. 8 gU/cm^3 erreicht werden. Diese Urandichte reicht aus, um einen Großteil der noch nicht konvertierten Forschungsreaktoren umzurüsten. Hochleistungsforschungsreaktoren erfordern allerdings noch höhere Urandichten, um ihre Leistungsfähigkeit zu erhalten. Gleichzeitig muss der Brennstoff ein stabiles Verhalten bis zu sehr hohen Abbränden zeigen, um den Betriebsbedingungen dieser Hochleistungsforschungsreaktoren zu genügen. Es gibt zwei Klassen von Brennstoffen, die diese Anforderungen erfüllen. UMo mit bis zu 10 Gew% Mo und U_6Me , wobei Me für ein Übergangsmetall steht. U_6Fe und U_6Mn zeigten bei Bestrahlungsversuchen bereits bei $3 \cdot 10^{21}$ Spaltungen/ cm^3 starkes Schwellverhalten, so dass diese Brennstoffe nicht weiter in Betracht gezogen wurden und auch keine weiteren U_6Me Brennstoffe untersucht wurden, da ein ähnliches Verhalten erwartet wurde.

Wie bereits Kap 2.2 erläutert, liegt das Schwellen in einer dosisabhängigen Wechselwirkung der UMo Partikel mit der umgebenden Al Matrix und der Ausbildung einer UMoAl_x Schicht begründet. Um die Ausbildung dieser Interaktionsschicht zu verhindern, wurden unter anderem die folgenden vier Ansätze untersucht:

- Beschichtung der UMo Brennstoffpartikel, um eine Wechselwirkung mit der Al Matrix zu verhindern (siehe Kap 2.2),
- Modifizierung der Festkörperchemie des Aluminium/Uran/Molybdän Systems,
- Ersatz der Al Matrix durch ein alternatives Matrix Material (Magnesium) und
- Verzicht auf ein Matrixmaterial.

Ein Verzicht auf ein Matrixmaterial führt zu einer UMo Folie (monolithisches UMo). Die Produktion der UMo Folien gliedert sich in mehrere Schritte, die im Rahmen der Entwicklung von monolithischem UMo optimiert wurden bzw. immer noch werden. In einem ersten Arbeitsschritt wird die Legierung aus U und Mo hergestellt und gegossen. Danach

wird der Rohling heiß- und kaltgewalzt. Jedem der Walzschritte folgt Tempern. Um Wechselwirkungen mit dem Hüllmaterial zu vermeiden wird nach dem Walzen eine Zr Folie als Diffusionsbarriere mit heißisostatischem Pressen (hot isostatic pressing, HIP) aufgebracht. Ebenfalls mit Hilfe der HIP Methode wird die Folie mit dem Al Hüllmaterial (Al 6061) verbunden. Ein Überblick über den kompletten Produktionsablauf ist in Abb. 2.2 dargestellt. Die detaillierten Prozessabläufe der Folienherstellung (Abb. 2.3) und der Herstellung der Brennplatten (Abb. 2.4) werden ebenfalls gezeigt.

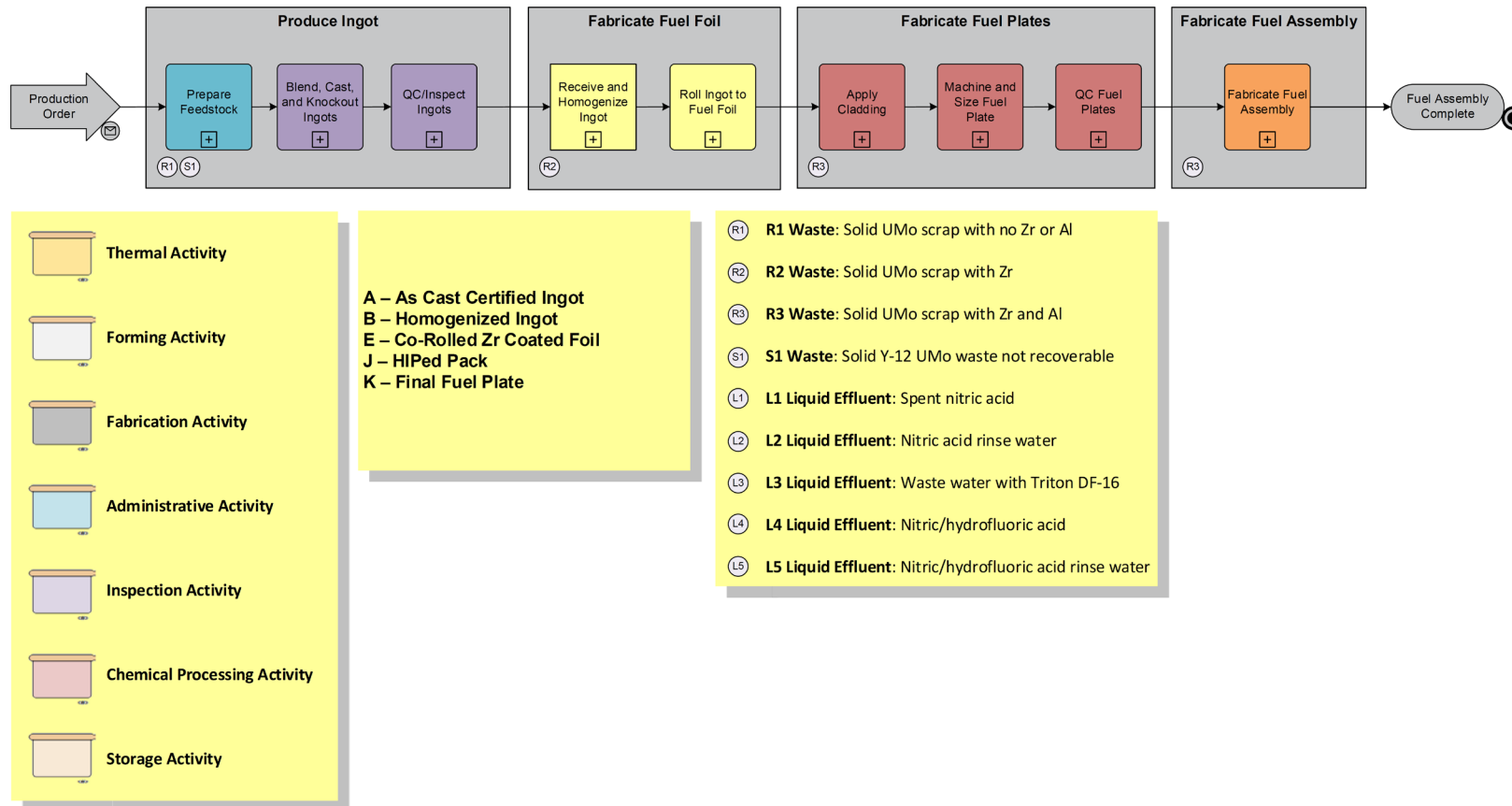


Abb. 2.2 Überblick über den gesamten Produktionsprozess von monolithischem UMo /HUB 17/

Fabricate Fuel Foil

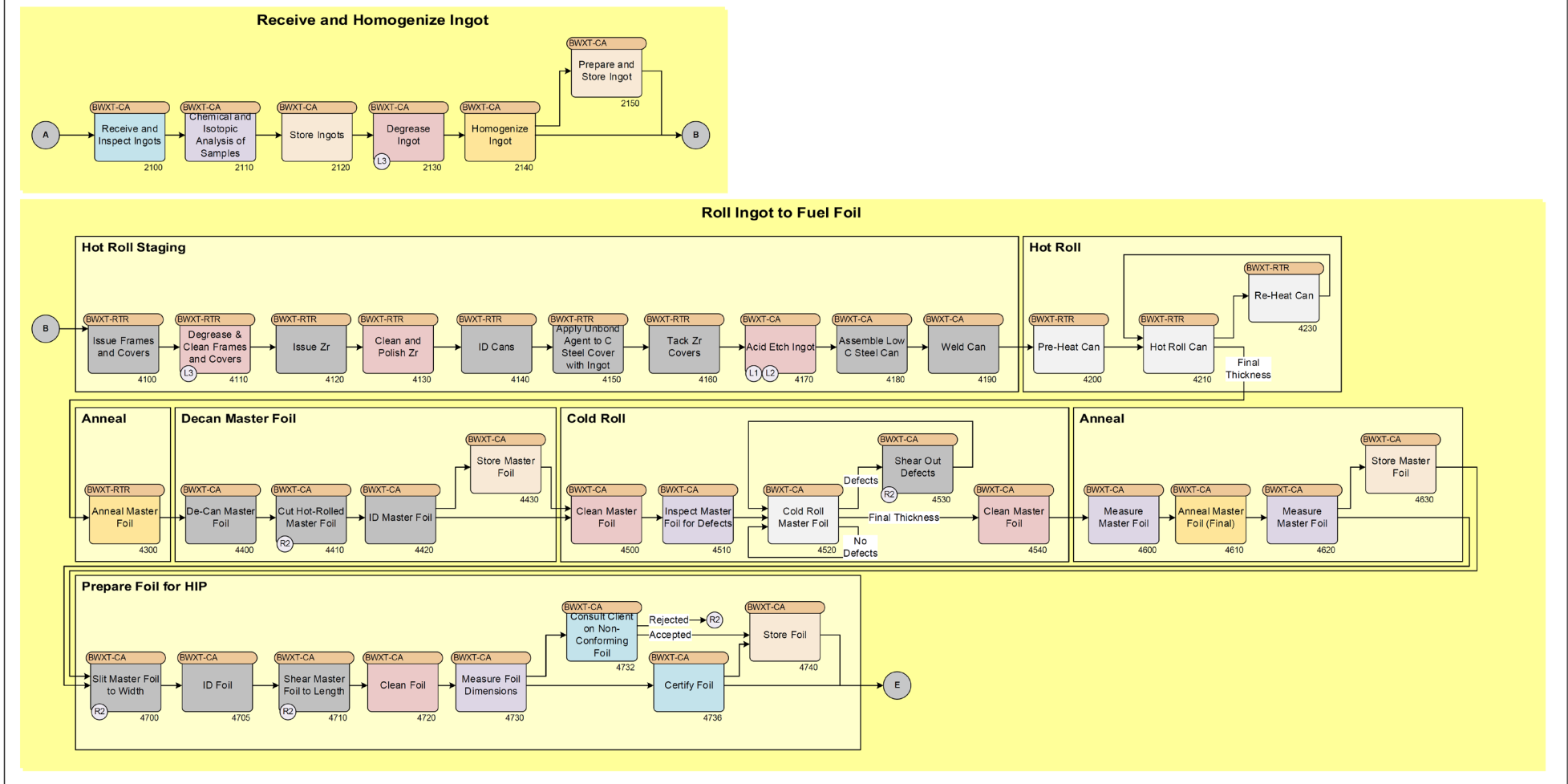
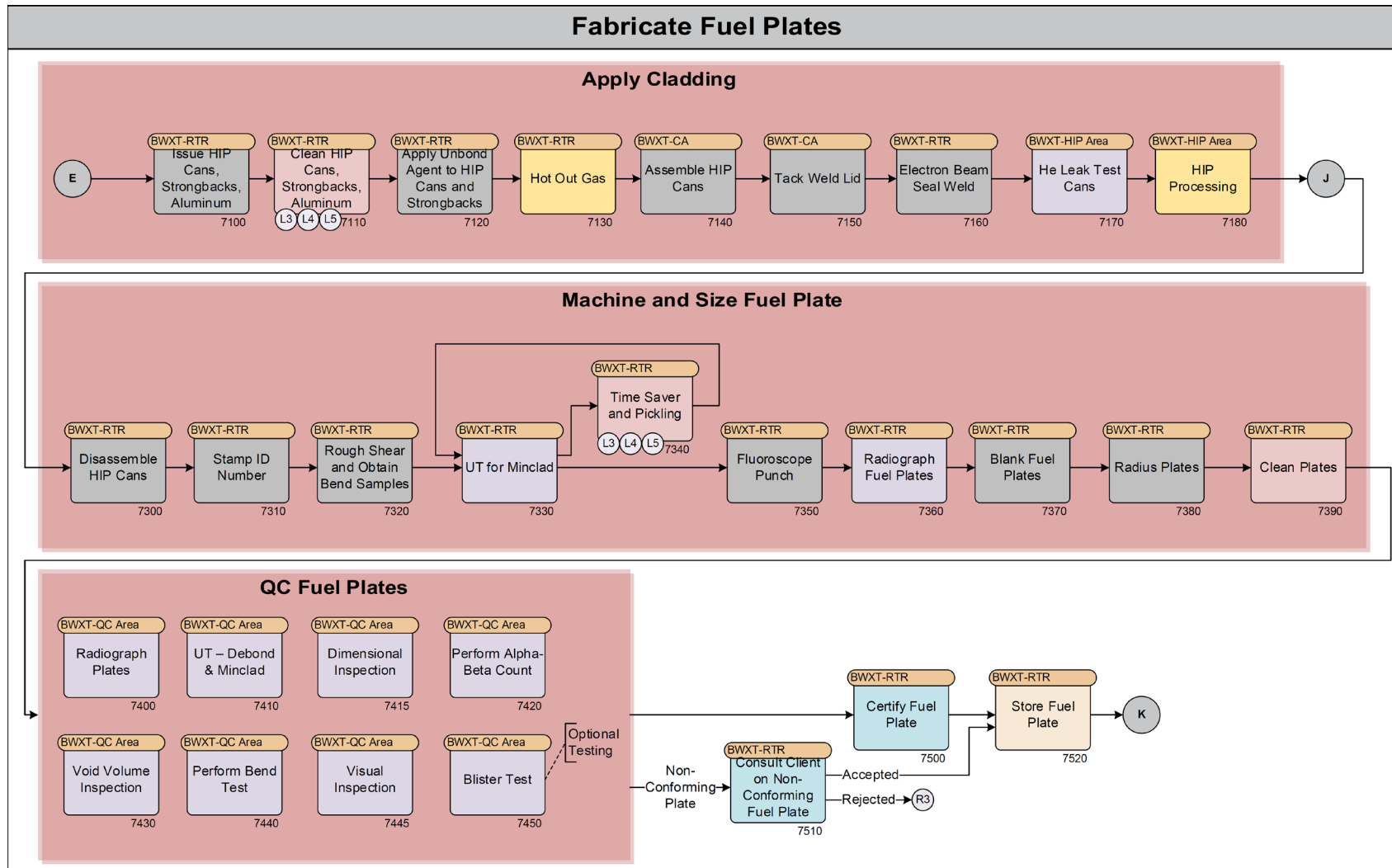


Abb. 2.3 Detailliertes Ablaufschema der UMo Folien Produktion /HUB 17/



17

Abb. 2.4 Detailliertes Ablaufschema der Produktion der Brennstoffplatten /HUB 17/

USA

In den USA befasst sich das Energieministerium (DOE) mit der Entwicklung von neuen Brennstoffen für Forschungsreaktoren. Innerhalb des DOE ist in der National Nuclear Security Administration das Office of Material Management and Minimization (M³) angesiedelt. Das zugehörige M³ Office of Conversion verfolgt den Ansatz, einen Brennstoff für alle noch zu konvertierenden U.S. amerikanischen Hochleistungsforschungsreaktoren (USHPRR) zu entwickeln. Die Wahl fiel dabei auf monolithisches UMo, da hiermit eine Urandichte von bis zu 15,9 gU/cm³ erreicht werden kann und somit die Anforderungen an den Abbrand von $8 \cdot 10^{21}$ Spaltungen/cm³ und eine Leistungsdichte von 40 kW/cm³ erfüllt werden können. Im Gegensatz zu dem Dispersionsbrennstoff erfordert die Herstellung von monolithischem UMo zusätzliche und abweichende Produktionsschritte.

Erste Mini-Platten Bestrahlungen zeigten eine hohe Fehlerrate, die durch Ablösen der Al Hülle von der UMo Folie gekennzeichnet waren. Um diese Delamination zu vermeiden, wurde eine Zirkonium Schicht als Diffusionsbarriere eingefügt /MEY 14/.

Die Entwicklungsarbeit ist in vier technische Bereiche unterteilt, an denen jeweils mehrere Organisationen unter der Leitung eines nationalen Forschungszentrums beteiligt sind:

- Die Arbeiten im Bereich Reaktorumbau (Reactor Conversion: RC) (unter der Leitung des Argonne National Laboratory, ANL) unterstützen die USHPRR bei allen für die Umrüstung erforderlichen Aktivitäten wie Brennelementauslegung, Reaktorsicherheitsanalyse und Lizenzierung.
- Im Bereich Brennstoffqualifizierung (Fuel Qualification: FQ) (unter der Leitung des Idaho National Laboratory, INL) werden die Brennstoffleistung und -eigenschaften charakterisiert und dokumentiert. INL entwirft und führt die Test- und Qualifizierungsbestrahlungskampagnen durch.
- Im Bereich Brennstoffentwicklung (Fuel Fabrication: FF) (unter der Leitung des Pacific Northwest National Laboratory, PNNL) werden praktikable industrielle Prozesse für die kommerzielle Fertigung von LEU-Brennelementen für die sechs Anlagen im Rahmen des USHPRR-Projekts entwickelt.

- Der Bereich Querschnittsthemen (Cross-Cutting: CC) (unter der Leitung des Savannah River National Laboratory, SRNL) befasst sich mit übergreifenden Aktivitäten, wie zum Beispiel Transport von Brennelementen und Entsorgungsfragen.

Die Brennstoffentwicklung war in die zwei Unterprogramme „base fuel“ und „complex fuel“ unterteilt. In dem ersten Unterprogramm „base fuel“ wird der Brennstoff für insgesamt fünf Reaktoren (Massachusetts Institute of Technology Reactor (MITR-II), University of Missouri Research Reactor (MURR), Neutron Beam Split-core Reactor (NBSR) und Advanced Test Reactor (ATR) einschließlich ATR-Critical Facility (ATR-C)) entwickelt. Der geplante Testverlauf reicht von ersten Miniplatten Bestrahlungen ab 2018 bis zum Test reaktorspezifischer Brennelemente in den Jahren 2022 bis 2024 /NAS 16/.

Im Rahmen des „complex fuel“ Unterprogramms sollte auf die besonderen Anforderungen des HFIR eingegangen werden. Da in diesem Fall der Brennstoff nicht homogen innerhalb der Umhüllung verteilt ist, stellt die Herstellung der evolventenförmigen Platten eine besondere Herausforderung dar /NAS 16/. Die Entwicklung einer vorläufigen Brennelementauslegung auf Basis von monolithischen UMo wurde zwar abgeschlossen, aber aufgrund von Fortschritten bei hochdichtem Uransilizid Brennstoff und der damit verbundenen produktionstechnischen Vereinfachungen gegenüber der UMo Folie wurde 2019 entschieden, den HFIR auf U_3Si_2 mit Bor als Abbrandgift zu konvertieren.

Die Qualifizierungskampagne für monolithische UMo unterteilt sich in drei Bestrahlungsschritte:

1. Bestrahlung von Miniplatten (Mini-plate, MP),
2. Bestrahlung von Brennplatten in Originalgröße (Full-size plate, FSP) und
3. Bestrahlung von kompletten Brennelementen (Element test, ET).

Jeder dieser Schritte ist in einen generischen Teil, der der generischen Brennstoffqualifikation dient, und einen reaktorspezifischen Teil unterteilt.

Am Beispiel des ATR werden hier die einzelnen Schritte näher erläutert:

MP-1

Mini-Plattentest mit einer kleinen Anzahl von Bestrahlungsbedingungen mit mehreren Wiederholungen pro Bedingung. Der Bereich der Bestrahlungsbedingungen ist groß und deckt ATR-Bedingungen mit geringer bis mittlerer Leistung ab.

Die Mini-Platten werden mit mehreren Methoden hergestellt, so dass ein einziger Prozess zur weiteren Qualifizierung ausgewählt werden kann. Nach der MP-1 Kampagne werden alle weiteren Proben mit dem endgültigen Produktionsprozess hergestellt.

Die ersten Bestrahlungen (Miniplate-1, MP-1) erfolgten im Jahr 2019.

MP-2

Mini-Plattentest mit zahlreichen Bestrahlungsbedingungen bei niedrigen bis mittleren ATR-Leistungsniveaus. Der Test dient in erster Linie zur generischen Qualifikation von U-10Mo-Brennstoff für andere USHPRR.

MP-ATR/ MP-ATR HP

Mini-Plattenversuche, die die verbleibenden ATR-Betriebsbedingungen abdecken, die nicht von MP-1 und MP-2 abgedeckt werden. Diese umfassen mehrere (2 – 3) Bestrahlungszyklen pro Mini-Platte, um die fiktiven ATR-Zyklen nachzuahmen. MP-ATR schließt auch einem als MP-ATR High-Power (HP) bezeichneten Untertest mit ein, der auf die ATR-Betriebsbedingungen mit der höchsten Leistung und dem höchsten Abbrand abzielt.

FSP-1

Plattenversuch in Originalgröße, der die Mehrzahl der unter MP-1 und MP-2 untersuchten Bedingungen einschließt und ein Vorläufer von ET-1 ist. Es dient in erster Linie der U-10Mo-Qualifizierung für NRC-regulierte Reaktoren.

FSP-ATR

Plattenversuch in Originalgröße, der die höchsten Leistungen und maximale-ATR-Betriebsbedingungen abdeckt.

ET-1 (Geplant für 2023)

Erster Test eines Brennelements mit LEU-Brennstoff. Dieser Test wird auf niedrige Leistungsniveaus des ATR abzielen. Er unterstützt in erster Linie die Basisbrennstoffqualifikation für NRC-regulierte USHPRRs.

ET-2 (Geplant für 2025)

Zweiter Test eines vollständigen BE zur Bewertung des U-10Mo-Brennstoffes für ATR-Bedingungen mittlerer Leistung. Dieser Test dient in erster Linie der ATR reaktorspezifischen Qualifizierung, liefert aber auch zusätzliche Daten für die Lizenzierung von U-10Mo für NRC-regulierte USHPRRs.

ET-3 (Geplant für 2026)

Dritter und letzter BE Test zur Bewertung des U-10Mo-Brennstoffes für den ATR-Betrieb mit voller Leistung. Dieser Test dient in erster Linie der ATR reaktorspezifischen Qualifizierung.

Der aktuelle Zeitrahmen sieht eine uneingeschränkte Nutzung der LEU ATR Brennelemente ab 2029 vor /MET 20/.

Während der am ATR durchgeführten MP-1 Tests wurden erhöhte Aktivitätswerte im Kühlwasser gemessen, was zu einem Abbruch der Bestrahlungskampagne führte. Bei den folgenden Untersuchungen wurde festgestellt, dass es bei zwei Platten zu einer Delamination an der Naht des Hüllmaterials und auch zu einer Ablösung von Hüllmaterial kam. Der Grund und die Geschwindigkeit mit der sich die Delamination ausbreitet, sind bisher nicht bekannt. Deshalb wurde entschieden, den MP-1 Versuch frühzeitig zu beenden. Mit den intakt gebliebenen Platten konnte das Brennstoffverhalten bei niedrigem Abbrand trotzdem bestätigt werden, der geplante Abbrand von $6,5 \cdot 10^{21}$ Spaltungen/cm³ konnte allerdings nicht erreicht werden. Dies soll nun im MP-2 Versuch erreicht werden.

Derzeit wird durch das Idaho National Laboratory (INL) eine Fehleranalyse des MP-1 Tests durchgeführt. Nach erfolgreicher Analyse und Anpassung des Produktionsprozesses sollen die Bestrahlungen mit der MP-2 Kampagne wieder aufgenommen werden /MAR 20/. Es ist geplant, den finalen Bericht zur generischen Qualifizierung des monolithischen UMo Brennstoffes im Jahr 2026 bei der NRC einzureichen /WIL 20/. Parallel dazu werden weitere Bestrahlungen an reaktorspezifischen Brennelementen am ATR für MURR und ATR und am BR2 für MITR und NBSR durchgeführt.

Parallel zur Brennstoffentwicklung wurden für MURR, MITR-II und NBSR bereits vorläufige Sicherheitsberichte (Preliminary Safety Analysis Reports (PSAR)) bei der NRC eingereicht, die auf die notwendigen Änderungen im Rahmen einer Konvertierung eingehen und Sicherheitsanalysen enthalten.

Für den PSAR des MURR bestätigte die NRC am 15 November 2017, dass der Umfang und die Detailtiefe des eingereichten PSAR eine Begutachtung durch die NRC nach NUREG-1537 ermöglichen würde /NRC 17/. Die NRC bestätigte auch, dass die Genehmigung zur Umrüstung aufgrund des nicht qualifizierten Brennstoffs noch nicht beantragt

wurde. Am 21 April 2020 informierte die NRC den Genehmigungsinhaber, dass die Begutachtung des PSAR ausgesetzt wird, bis die Umrüstung nach Abschluss der Brennstoffqualifizierung offiziell beantragt wird. /NRC 20/

Am 6. Dezember 2017 reichte das MIT den vorläufigen Sicherheitsbericht zur Umrüstung des MITR (Conversion Preliminary Safety Analysis Report (PSAR) for the MIT Research Reactor (MITR)) bei der NRC ein /MIT 17/. Das MIT wies darauf hin, dass im eingereichten PSAR der Schwerpunkt auf die Unterschiede zwischen den LEU- und HEU-Kernen gelegt wurde. Informationen zu Anlagenteilen, die sich nicht ändern, wurden nicht beigefügt. Zudem wies das MIT darauf hin, dass die Umrüstung des Reaktors noch nicht erfolgen kann, da der vorgeschlagene Brennstoff noch nicht vom DOE qualifiziert und von der NRC genehmigt wurde. Die NRC führte eine Prüfung des PSAR hinsichtlich der technischen Angemessenheit des Dokuments durch und stellte zunächst fest, dass für die Begutachtung weitere Informationen notwendig sind /NRC 18a/. Am 31. Oktober 2018 bestätigte die NRC dann, dass der Umfang und die Detailtiefe der eingereichten Dokumente zum PSAR eine Begutachtung durch die NRC nach NUREG-1537 ermöglichen würden /NRC 18b/. Die NRC bestätigte auch, dass die Genehmigung zur Umrüstung aufgrund des nicht qualifizierten Brennstoffs noch nicht beantragt wurde.

Am 30. Dezember 2014 reichte das NIST als Genehmigungsinhaber des NBSR den vorläufigen Sicherheitsbericht zur Umrüstung des NBSR (Conversion Preliminary Safety Analysis Report for the NIST Research Reactor) bei der NRC ein /NIS 14/. Im Begleitschreiben wies das NIST darauf hin, dass die Umrüstung des Reaktors noch nicht erfolgen kann, da der vorgeschlagene Brennstoff noch nicht vom DOE qualifiziert und von der NRC genehmigt wurde. Die NRC führte eine Prüfung des PSAR hinsichtlich der technischen Angemessenheit des Dokuments durch und stellte fest, dass für die Begutachtung weitere Informationen notwendig sind /NRC 16/. Diese wurden am 21. Juli 2016 vom NIST nachgereicht /NIS 16/.

Da sich an die Qualifizierungsphase noch die Genehmigungsphase anschließt, kann zurzeit mit einer Konvertierung der amerikanischen Forschungsreaktoren zwischen 2028 (MURR, MITR-II und NBSR) und 2034 (HFIR) gerechnet werden /DOE 20/. Wie in Kapitel 2.3 beschrieben, ist der HFIR der einzige amerikanische Forschungsreaktor, der auf U_3Si_2 Brennstoff umgerüstet werden soll. Aufgrund der zusätzlich nötigen Brennstoffqualifizierung liegt das Umrüstungsdatum deshalb nach dem der verbleibenden amerikanischen Forschungsreaktoren. Als mögliche Rückfalloption wird in allen Fällen disperses UMo angegeben.

Europa

Auch das HERACLES Konsortium arbeitet in geringem Umfang an einem monolithischen UMo Brennstoff. Hierbei arbeiten CERCA (Framatome) und die TU München zusammen, um jeden Produktionsschritt in Europa durchführen zu können. Seit 2019 wird an dem Aufbau einer Pilotanlage zur Produktion von Brennplatten in Originalgröße gearbeitet, die im Jahr 2022 die Folien für die Bestrahlungen der Kampagne FUTURE-MONO-1 (geplant für 2023) herstellen soll. Der Herstellungsprozess baut auf dem am Anfang dieses Abschnittes beschriebenen Prozess auf. Hierbei stellt CERCA die UMo Legierung her, walzt diese und schneidet die Folien auf die geforderten Abmaße zu. An der TUM werden die Folien danach gereinigt, mit einer Diffusionsbarriere beschichtet und charakterisiert. Das Einschließen des UMo in das Hüllmaterial erfolgt wiederum bei CERCA mit Hilfe des C2TWP Prozesses. Die während der EMPIrE Kampagne durchgeführten Bestrahlungen und die dabei untersuchten Parameter werden im Folgenden näher erläutert.

Voruntersuchungen ergaben, dass PVD zu einer glatten Grenzfläche zwischen UMo und dem Zr und einer Brennstoffdicke von 0,33 mm führt. Walzen führt zu einer deutlich raueren Grenzfläche und dazu, dass die gesamte Platte, inklusive der Zr Schicht, 0,33 mm dick ist. Um eine Diffusion des Hüllmaterials in die UMo Folie zu verhindern, muss die Beschichtung mindestens 5 – 8 μm dick sein. Die Platten wurden vor der Bestrahlung am CEA ausführlich charakterisiert /ILT 20/.

Von den insgesamt 14 produzierten Platten wurden vier für Bestrahlungen am Advanced Test Reactor (ATR) des Idaho National Lab (INL) ausgewählt. Je zwei Platten, die mit dem PVD Verfahren bzw. durch Walzen beschichtet wurden. Zwei Platten wurden für 38 Tage bis zu einem Abbrand von ca. 38 % und einer Wärmestromdichte von max. 380 – 400 W/cm^2 (BOL) bestrahlt. In einer zweiten Kampagne wurden die verbleibenden beiden Platten für 54 Tage bei der gleichen Wärmestromdichte bis auf ca. 51 % abgebrannt. Mit den gewählten Parametern liegen die Bestrahlungstests im Fall der Wärmestromdichte nahe an den Bedingungen des FRM II (ca. 470 W/cm^2 , BOL). Die zerstörungsfreien Untersuchungen nach der Bestrahlung umfassten optische Untersuchungen, Neutronradiographie, Gamma Scans und Profilometrie und wurden 2019 abgeschlossen. Im Frühjahr 2020 begannen die zerstörenden Untersuchungen. Diese mussten nach dem Zerteilen der bestrahlten Platten aufgrund der Corona Pandemie unterbrochen werden. Die bisher durchgeführten Untersuchungen zeigten kein ungewöhnliches Schwellen der Platten, Aufbrechen des Brennstoffes oder Brennstoffumlagerung.

Das beobachtete Schwellverhalten entspricht dem bei früheren Bestrahlungen beobachteten Verhalten, insbesondere dem der RERTR-12 Kampagne. /BAU 20/

2.4 Hoch-dichtes U_3Si_2

U_3Si_2 -Al Dispersionsbrennstoff wurde im Rahmen des RERTR (Reduced Enrichment in Research and Test Reactors) Programms in den USA in den 1980er Jahren entwickelt und qualifiziert. Die US-amerikanische Aufsichtsbehörde NRC hat 1988 den Brennstoff mit einer Urandichte von bis zu $4,8 \text{ g/cm}^3$ für den Einsatz in Forschungsreaktoren genehmigt /NRC 88/. Die Entwicklung von anderen Dispersionsstoffen wie U_6Fe , UMo , U_3Si und UN wurde damals aufgrund eines übermäßigen Schwellens nach Bestrahlungstests zurückgestellt. Wie bei anderen Dispersionsbrennstoffen kann die Urandichte aus technischen Gründen allerdings nur bis maximal 50 – 55 Vol. % der Trägermatrix erhöht werden.

Bei der Herstellung von U_3Si_2 -Al Dispersionsbrennstoff konnte auf ein bereits verwendetes Verfahren zur Herstellung von UAl_x Brennstoff zurückgegriffen werden. Der Uransilizid-Dispersionsbrennstoff wird durch Schmelzen stöchiometrischer Mengen von Uran und Silizium hergestellt, gefolgt von einer Zerkleinerung zu einem Pulver mit einer Partikelgröße von 40 – 150 μm . Anschließend wird das Brennstoffpulver mit Aluminiumpulver vermischt und unter Druck zu einem plattenförmigen Pressling geformt. Dieser wird in ein Hüllmaterial aus einer Aluminiumlegierung mit einer Minimalstärke von 0,25 mm eingebracht und durch Warm- und Kaltwalzen auf die vorgegebene Stärke gebracht. Durch das Herstellungsverfahren behält der fertige Brennstoff eine Porosität von 4 – 10 %, was sich vorteilhaft auf die Aufnahme von gasförmigen Spaltprodukten auswirkt, so dass die Anschwellrate des Brennstoffs akzeptabel bleibt. Die Anschwellrate in Abhängigkeit des Abbrandes des bis $4,8 \text{ gU/cm}^3$ qualifizierten U_3Si_2 zeigt hierbei ein lineares, vorhersagbares Verhalten, auch bei höheren Abbränden, u. a. da sich entstehende Spaltproduktblasen nicht weiter zusammenschließen, wie es z. B. bei U_3Si der Fall ist. Dieses Verhalten wurde bis zu einem Abbrand von 98 %, was $2,5 \cdot 10^{21}$ Spaltungen/ cm^3 entspricht, und bei einer Wärmeleistung von bis zu $1,4 \text{ MW/m}^2$ nachgewiesen /NRC 88/.

Die der Genehmigung der NRC zugrunde liegenden Studien von ANL (Argonne National Laboratory) und ORNL (Oak Ridge National Laboratory) /NRC 88/ kamen zu dem Schluss, dass Dispersionsbrennstoff mit einem Brennstoffgehalt von $4,8 - 5,1 \text{ gU/cm}^3$

mit akzeptablen Eigenschaften hergestellt werden kann. Dies entspricht einem Anteil von U_3Si_2 von 43 – 45 vol%. Ein Anteil von über 50 vol% U_3Si_2 führt u. a. dazu, dass die Brennstoffpartikel nicht mehr homogen in der Platte verteilt sind, so dass es zu Zusammenschlüssen von Brennstoffpartikeln kommen kann, die das Cladding beeinflussen können und Brennstoffpartikel vermehrt an der Oberfläche der Brennstoffplatte zu finden sind /FIN 01/.

In den letzten Jahren gibt es vermehrt Interesse, U_3Si_2 auch für Bedingungen, die über die in NUREG-1313 beschriebenen hinausgehen (max. Wärmestromdicht 140 W/cm^3 und max. Brennstofftemperatur $130 \text{ }^\circ\text{C}$), zu qualifizieren.

Das ANL arbeitet an einem Bericht („Technical Basis Report on Low Enriched Uranium Silicide-Aluminum Dispersion Fuel for High Power Research Reactors“) zu U_3Si_2 , der neue Daten seit der Veröffentlichung des NUREG-1313 1988 bis heute in einem eigenständigen Dokument bündelt und so mögliche Lücken für die Anwendung unter den erweiterten Anforderungen aufdecken soll. /KIM 20/

Die bisher gesammelten Daten für U_3Si_2 mit Dichten bis $4,8 \text{ gU/cm}^3$ bei hohen Abbränden zeigen bisher kein erhöhtes Schwellen. Auch die Bildung von Spaltgasblasen zeigt ein stabiles Verhalten. Allerdings wird das Wachstum der Brennstoff-Matrix Wechselwirkungszone durch hohen Abbrand stark gefördert, was den Abbrand zum treibenden Mechanismus hinter der Bildung von Spaltgasblasen macht.

Als Lücken im Wissen über Uransilizidbrennstoffe (sowohl für Dichten bis $4,8 \text{ gU/cm}^3$ als auch bei Urandichten, die darüber liegen) bei hohen Leistungen wurden unter anderem das Schwellen der Brennpfatten, das Wachsen der Wechselwirkungszone zwischen Brennstoff und Matrix, Urankonzentrationen über $4,8 \text{ gU/cm}^3$ und die Verwendung von Abbrandgiften identifiziert. Zu jedem dieser Themenfelder werden im Augenblick (Stand 2020) Messkampagnen (EVITA (Jules Horwitz Reaktor, HiPROSIT (LEU forever), COBRA-FUTURE (BR2) und FUTURE-HIFR (HFIR)) geplant oder durchgeführt.

Im Jahr 2020 wurden am BR2 zwei LEU-Kampagnen abgeschlossen: die HiPROSIT-Bestrahlung und die COBRA-FUTURE-Bestrahlung. Der HiPROSIT-Test dient im Rahmen des H2020-Projekts LEU-FOREVER zur generischen Qualifizierung von hochdichtem Silizidbrennstoff. Der COBRA-FUTURE-Test ist der erste reaktorspezifische Qualifikationstest für die Umrüstung des BR2 auf LEU. Hierfür wird das Verhalten von hochdichtem Uransilizidbrennstoff mit Gadolinium als Neutronengift untersucht. Beide

Tests umfassten jeweils vier Platten und erfüllten die vorgesehenen Bestrahlungsbedingungen: HiPROSIT mit Urandichten von 4,8, 5,3 und 5,6 gU/cm³, einer maximalen Wärmestromdichte von 470 W/cm² und 80 % ²³⁵U-Abbrand; COBRA-FUTURE mit einer Urandichte von 5,3 gU/cm³ einer maximalen Wärmestromdichte von 470 W/cm², verschiedenen Bestrahlungsbedingungen und einem ²³⁵U-Abbrand über 75 %.

Für HiPROSIT wurden die Platten drei Zyklen lang bestrahlt, im Rahmen des COBRA-FUTURE wurden drei bzw. vier Zyklen zur Bestrahlung genutzt. Optische Untersuchungen zwischen den einzelnen Bestrahlungszyklen zeigten kein ungewöhnliches Schwellen, Blasenbildung oder Oxidbildung. Die HiPROSIT Platten wurden nach einer sechsmonatigen Abklingphase ab November 2020 zerstörungsfreien Untersuchungen unterzogen, für die COBRA-FUTURE Platten dauert die Abklingphase noch an. Hier ist mit einem Beginn der Nachbestrahlungsuntersuchungen Anfang 2021 zu rechnen. Mit ersten Ergebnissen der zerstörungsfreien Untersuchungen ist im Jahr 2021 zu rechnen.
/WIG 20/

Theoretische Rechnungen /YE 20/ untersuchten die maximale Brennstofftemperatur in Platten, die der HiPROSIT Geometrie und den Bestrahlungsbedingungen dieses Experimentes entsprechen. Aufgrund fehlender Daten zu Wärmeleitfähigkeit von bestrahltem U₃Si₂ wurden mehrere Modelle verwendet. In keinem dieser Modelle wurde eine Brennstofftemperatur von mehr als 250 °C festgestellt. Die Brennstofftemperatur zeigt allerdings auch eine starke Abhängigkeit von dem gewählten Model, so dass weitere Untersuchungen zu der Wärmeleitfähigkeit und die bestrahlungsabhängige Entwicklung der Wärmeleitfähigkeit von hochdichtem U₃Si₂ notwendig sind.

2.5 Uran-Zirkonium-Carbonitrid

In Russland wird von LUCH FSUE, einem Forschungsinstitut innerhalb des Rosatom Konzerns, ebenfalls an neuartigen, hochdichten Brennstoffen geforscht. Am SM-3 Reaktor laufen im Augenblick Bestrahlungskampagnen für Brennstoff aus Uran-Zr-Carbonitrid (CNF). Die Vorbereitung der Bestrahlungen umfasste neutronen-kinetische und thermo-physikalische Rechnungen und die Charakterisierung der Pellets, u. a. mit Hilfe von Röntgenkristallographie und SEM.

Bisher wurden Bestrahlungen mit der Dauer von 23 Tagen voller Leistung (EFPD), was einem Abbrand von 0,63 % entspricht, durchgeführt. Die dabei erreichte Wärmestromdichte lag bei 520 W/cm³.

Daten zu hohem Abbrand stehen noch aus. Geplant sind Schritte von 5, 15 und 40 % Abbrand zu erreichen, was einer Bestrahlungsdauer von 125, 375 und 1000 EFPD entspricht. /SIK 20/

Aufgrund der erreichten Wärmestromdichte kann dieser Brennstoff auch für die Verwendung in Hochflussreaktoren von Interesse sein. Er befindet sich allerdings noch in einer frühen Phase der Entwicklung und ist somit nach aktuellem Stand für die Umrüstung des FRM-II nicht von Interesse.

3 Vertiefte Analyse stationärer Zustände

3.1 Modellerstellung

In diesem Arbeitspaket wurde ein neutronenphysikalisches Modell des FRM II mit dem Monte-Carlo Rechenprogramm Serpent entwickelt. Das Modell diente zur Berechnung von Größen wie Kritikalität, Abbrandverhalten, Wirksamkeit des Abschaltsystems, Leistungs- und Neutronenflussverteilung, Reaktivitätskoeffizienten und kinetischen Parametern. Neben der aktuellen Auslegung mit hochangereichertem Brennstoff (HEU) wurde auch eine mögliche Umrüstungsoption auf Brennstoff mit niedrigerer Anreicherung mit 50 % (MEU) untersucht.

Abb. 3.1 zeigt einen horizontalen Schnitt durch das Modell des Brennelementes auf dem die 113 involventen Brennpfatten sowie die beiden Zonen mit unterschiedlicher Brennstoffdichte erkennbar sind. Auf dem axialen Schnitt, der in Abb. 3.2 gezeigt ist, sind zusätzlich der Regelstab mit Hafnium-Absorber und Innenmoderator sowie der Bor-Ring am unteren Ende des Brennelementes gezeigt. Der Bor-Ring dient der Reduzierung von Leistungsspitzen am unteren äußeren Rand des Brennelementes.

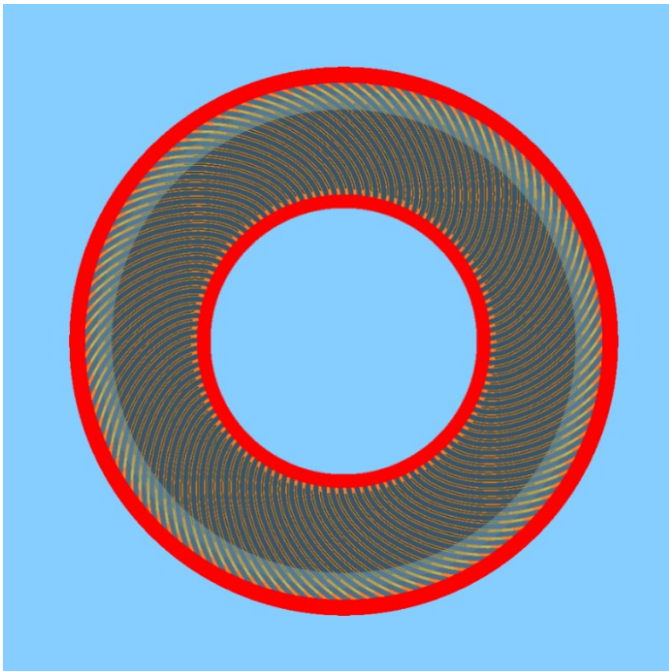


Abb. 3.1 Serpent Modell des HEU-Brennelementes (horizontaler Schnitt)

Die Zone mit einer Brennstoffdichte von $3,0 \text{ gU/cm}^3$ ist dunkelgrau dargestellt, die Zone mit $1,5 \text{ gU/cm}^3$ hellgrau.



Abb. 3.2 Serpent Modell des Kernbereichs für die HEU Konfiguration mit teils eingefahrenem Regelstab (axialer Schnitt)

Die verschiedenen (Struktur-) Materialien sind durch unterschiedliche Farben kenntlich gemacht: Al: rot; Hf: dunkelrot; B: gelb; U_3Si_2 : orange, Be: türkis; H_2O : hellblau; D_2O : dunkelblau. Dichte und Temperaturgradienten werden von Serpent durch einen Farbverlauf, wie in der Abbildung beim Durchgang des Kühlmittels durch den Kern zu erkennen ist, abgebildet.

Das Abschaltssystem des FRM-II besteht aus fünf Abschaltstäben, die konzentrisch oberhalb des Kerns angeordnet sind. Im Anforderungsfall fallen die Abschaltstäbe durch die Schwerkraft ein, dabei werden sie durch das Auslösen vorgespannter Federn zusätzlich beschleunigt. Die Abschaltstäbe sind schräg (Winkel 11°) um den Kern herum angeordnet. Aufgrund der experimentellen Einbauten sind die Abschaltstäbe jedoch nicht gleichmäßig um den Kern angeordnet.

Abb. 3.3 zeigt einen vertikalen Schnitt mit komplett eingefahrenen Abschaltstäben auf der Ebene 22 cm unter der Brennelementmittelebene.

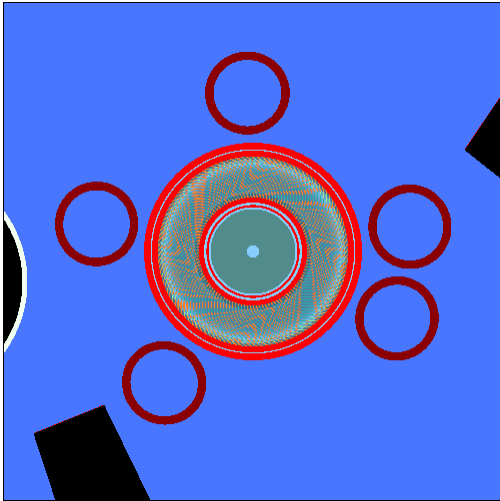


Abb. 3.3 Simulationsmodell des FRM-II Abschaltsystems

Neben der HEU-Konfiguration wurde auch eine MEU-Konfiguration implementiert. Für die Beschreibung der MEU-Konfiguration wurden folgende Änderungen in das Serpent-Modell eingefügt:

- Brennstoffnuklidzusammensetzung: Die Brennstoffzusammensetzung wurde so geändert, dass sie einer ^{235}U Anreicherung in wt%-Anteil von 50 % und der U-Dichte in der Al- U_3Si_2 -Mischung von $4,8 \text{ gU/cm}^3$ entspricht. Die Aufteilung des Brennelementes in zwei Brennstoffzonen mit unterschiedlichem Brennstoffgehalt wurde entfernt.
- Bor-Ring: Der unter dem Brennelement liegende Bor-Ring wurde entfernt. Das borhaltige Material wurde mit dem Konstruktionsmaterial ersetzt.
- Umwicklung mit einem borhaltigen Draht: Um die äußere Wand des unteren Teils des Brennelementes wurde eine Reihe von ringförmigen borhaltigen-Zonen mit den inneren/äußeren Radien von 12 bzw. 12,15 cm und einer Höhe von 0,15 cm mit einem vertikalen Abstand von 2 cm modelliert. Als borhaltiges Material wurde eine B-Al Mischung mit der gleichen Zusammensetzung wie für den Bor-Ring verwendet.
- Länge des Brennelementes: Die Höhe der Brennstoffzone wurde um 6 cm erhöht.

Weitere Details werden in /GRS 21a/ beschrieben.

Ein Vergleich der beiden Brennelementausführungen und der durchgeführten geometrischen Änderungen sind in Abb. 3.4 gezeigt. Die Anpassungen sind mit Pfeilen markiert.

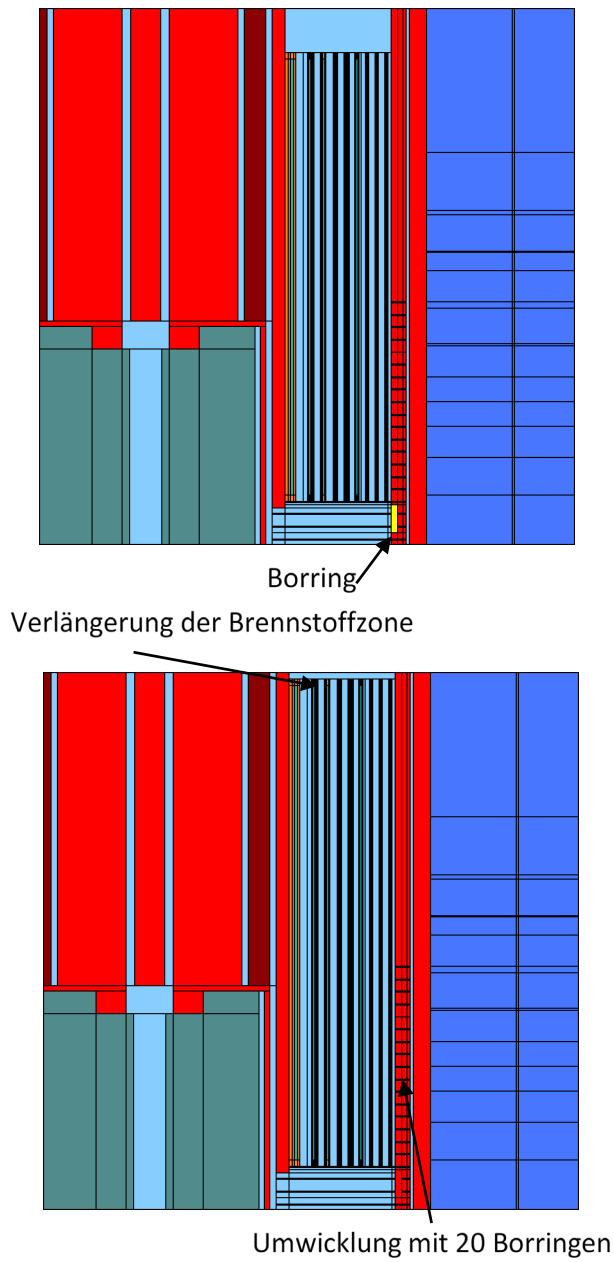


Abb. 3.4 Serpent-Modell Änderungen, Überblick. Modell mit HEU (oben) und Modell mit MEU (unten)

Die verschiedenen (Struktur-) Materialien sind durch unterschiedliche Farben kenntlich gemacht: Al: rot; Hf: dunkelrot; B: gelb; U₃Si₂: orange, Be: türkis; H₂O: hellblau; D₂O: dunkelblau.

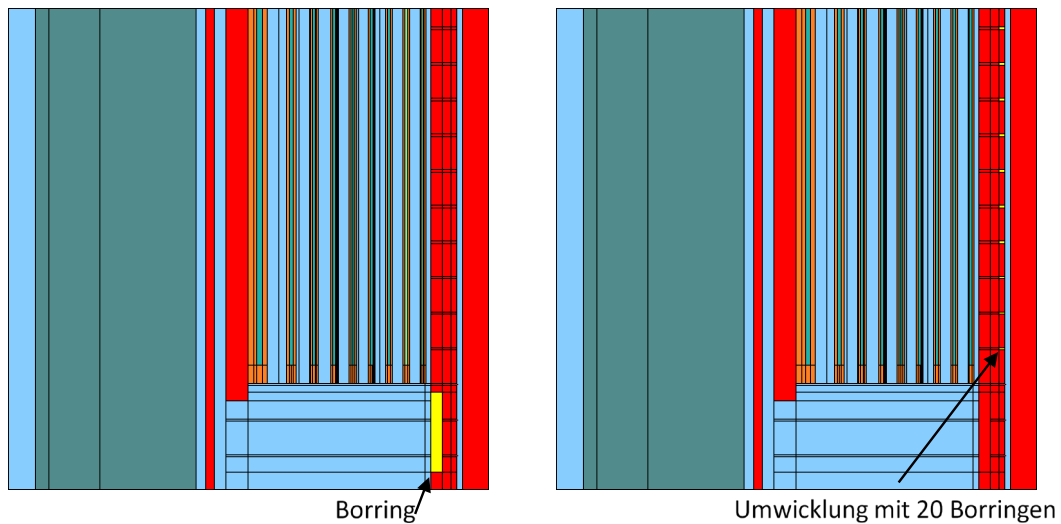


Abb. 3.5 Serpent-Modell Änderungen, Detaildarstellung des unteren Teils des Brennelements. Modell mit HEU (links) und Modell mit MEU (rechts)

Die verschiedenen (Struktur-) Materialien sind durch unterschiedliche Farben kenntlich gemacht: Al: rot; Hf: dunkelrot; B: gelb; U_3Si_2 : orange, Be: türkis; H_2O : hellblau.

3.2 Ergebnisse

Als erster Schritt wurde der FRM-II mit dem derzeitigen Brennelement mit hochangereichertem Brennstoff (HEU) simuliert. Hierbei wurde

- die Kritikalität,
- das Abbrandverhalten,
- die Wirksamkeit des Abschaltsystems,
- Leistungs- und Neutronenflussverteilung,
- Reaktivitätskoeffizienten und
- kinetische Parameter

bestimmt.

Abb. 3.6 zeigt den thermischen Neutronenfluss in vier Höhenschnitten. Gut zu erkennen ist, dass sich das Maximum des thermischen Flusses außerhalb des Brennelementes im Schwerwasser-Moderatortank befindet. Die experimentellen Einbauten wie kalte Quelle und Strahlrohrnase sind als Reduktion des Flusses erkennbar. Bei den Schnitten auf

+20 cm und 0 cm (obere Reihe) wird außerdem der Effekt des Hafnium-Absorbers des Regelstabes durch den unterdrückten Fluss innerhalb des Brennelementes deutlich. Bei den Schnitten unterhalb der Brennelementmittelebene -20 cm und -30 cm (untere Reihe) ist die Wirkung des Innenmoderators zu erkennen.

Der schnelle Fluss für zwei axiale Schnitte durch das Brennelement ist in Abb. 3.7 gezeigt. Wie man auf beiden Bildern erkennen kann, ist der schnelle Fluss homogen im Brennelement. Dies deutet darauf hin, dass es eine gleichmäßige Leistungsverteilung im Kern gibt.

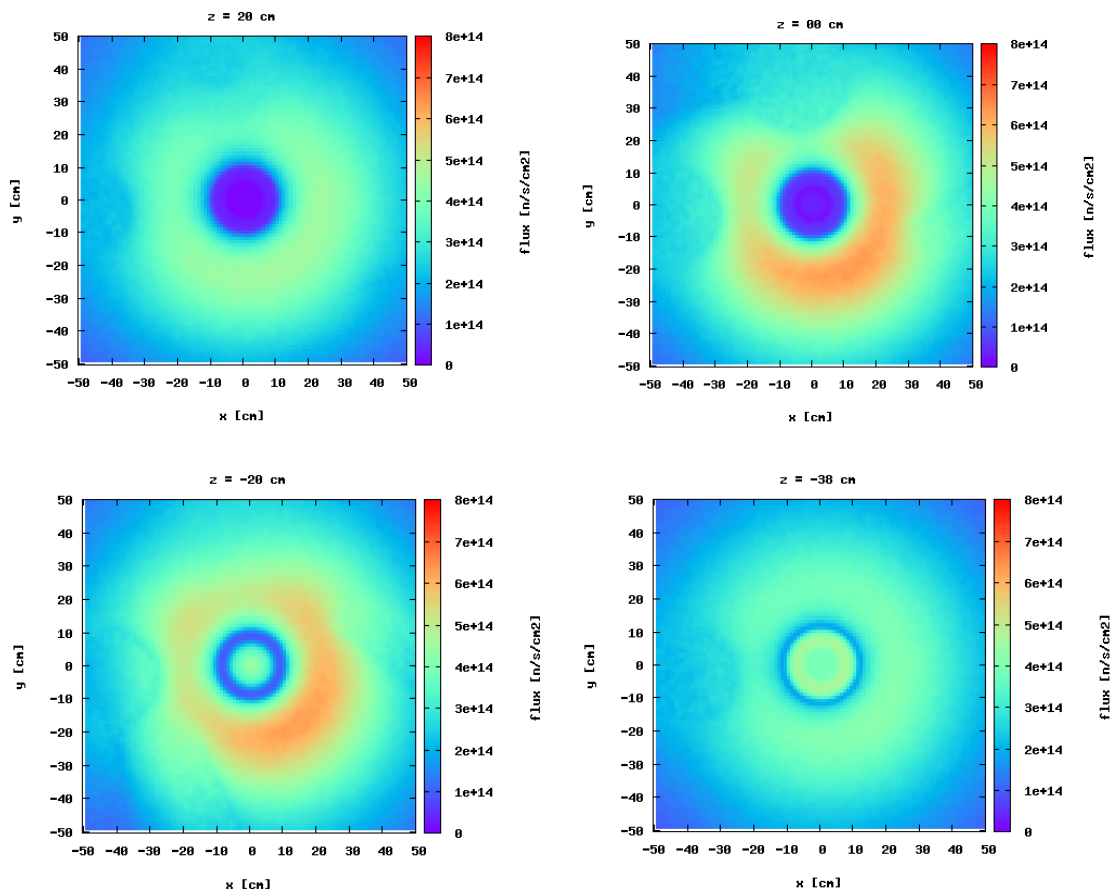


Abb. 3.6 Thermischer Neutronenfluss der HEU Konfiguration

Thermischer Neutronenfluss bis 0,625 eV
 Links oben: Neutronenfluss auf axialer Höhe +20 cm
 Rechts oben: Neutronenfluss auf axialer Höhe +0 cm
 Links unten: Neutronenfluss auf axialer Höhe -20 cm
 Rechts unten: Neutronenfluss auf axialer Höhe -38 cm

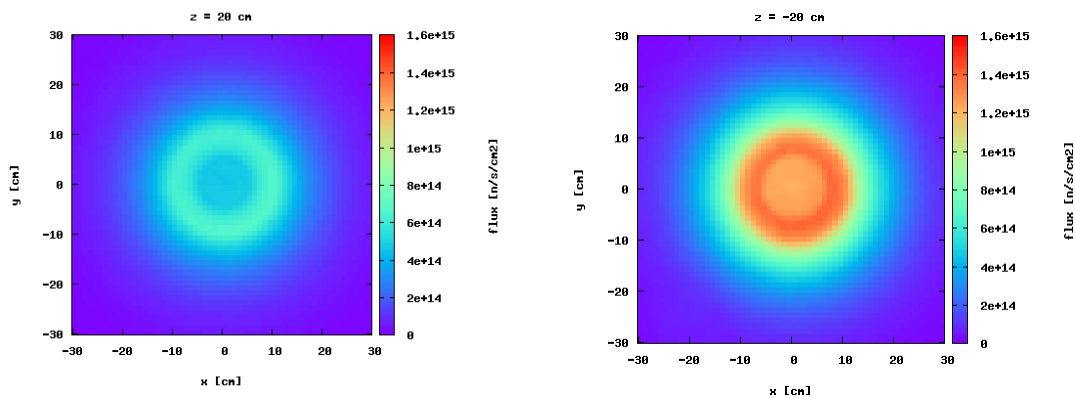


Abb. 3.7 Schneller Neutronenfluss der HEU Konfiguration

Schneller Neutronenfluss ab 0,625 eV
 Links: Neutronenfluss auf axialer Höhe +20 cm
 Rechts: Neutronenfluss auf axialer Höhe -20 cm

Abb. 3.8 zeigt die Leistungsdichte in Abhängigkeit der Brennelementplattenbreite für drei verschiedene Brennelementhöhenabschnitte. Für alle drei Schnitte ist der Einfluss des Dichtesprungs bei einer Bogenlänge von 5,49 cm deutlich durch einen Sprung der Leistungsdichte erkennbar. Das Segment -21,0 – -17,5 cm liegt im unteren Teil des Brennelementes. Das innenliegende Leistungsmaximum (bedingt durch den Innenmoderator) sowie der Leistungsanstieg zum äußeren Ende des Brennelementes sind deutlich sichtbar. Das Höhensegment 0,0 – 3,5 cm liegt im mittleren Teil des Brennelementes. Durch den Einfluss des Regelstabs (Einschub bis -7 cm) ist hier die Leistungsdichte bereits stark abgefallen, insbesondere zum inneren Rand der Platte hin. Für das dritte Segment 14 – 17,5 cm, das sich im oberen Teil des Brennelementes befindet, ist die Leistung weiter abgefallen.

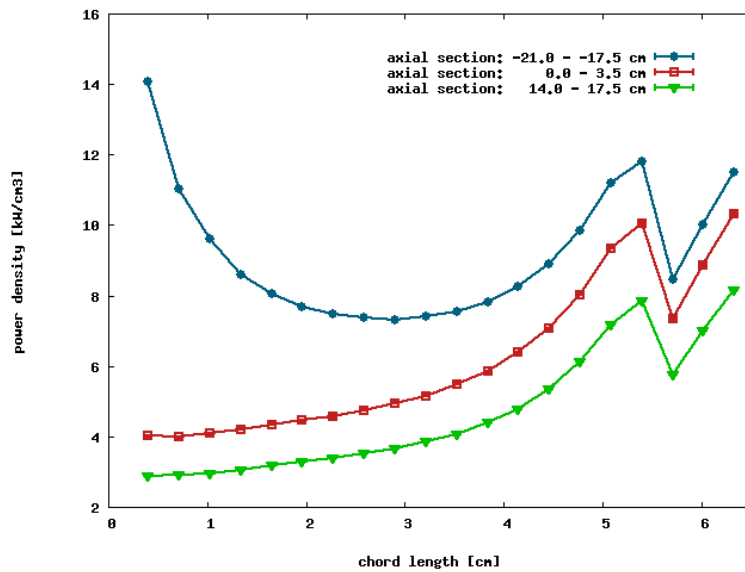


Abb. 3.8 Leistungsdichte in Abhängigkeit der Brennelementplattenbreite für verschiedene axiale Segmente der HEU Konfiguration

Chord length: Bogenlänge der Plattenbreite
 Power density: Leistungsdichte
 Axial section: axiales Segment

Abb. 3.9 zeigt die Leistungsdichte in Abhängigkeit der Höhe des Brennelementes für verschiedene Segmente der Bogenlänge. Das Segment 0,25 – 0,56 cm liegt an der Innenseite der Brennelementplatte. Das Leistungsmaximum in der unteren Hälfte sowie der starke Abfall der Leistung in axialer Richtung ist deutlich sichtbar. Das Segment 3,37 – 3,86 cm liegt in der Mitte der Brennelementplatte. Aufgrund der Abschirmung der thermischen Neutronen zur Plattenmitte hin ist hier die Leistungsdichte geringer als für die Plattenränder. Das Segment 6,18 – 6,49 cm befindet sich am äußeren Plattenrand. Auch hier ist erkennbar, dass das Maximum der Leistung zur unteren Plattenhälfte verschoben ist.

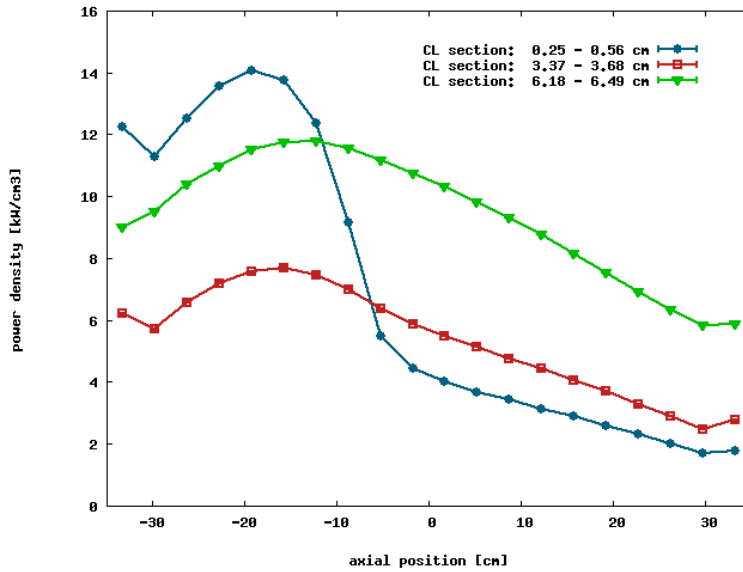


Abb. 3.9 Leistungsdichte in Abhängigkeit der axialen Höhe der HEU Brennelementplatten

CL (Chord length): Bogenlänge der Plattenbreite
 Power density: Leistungsdichte

Für die HEU-Konfiguration wurde des Weiteren die Wirksamkeit des Abschaltsystems untersucht. Um die Wirksamkeit des Abschaltsystems zu bestimmen, wurde die Differenz zwischen voll eingefahrenen und ausgefahrenen Abschaltstäben ermittelt. Abb. 3.10 zeigt die normierte Abschaltreaktivität als Funktion der Einfahrtiefe der Abschaltstäbe.

Des Weiteren wurde der Ausfall je eines der Abschaltstäbe unterstellt, wie dies in sicherheitstechnischen Betrachtungen üblich ist, und die Abschaltreaktivität der verbleibenden vier Abschaltstäbe ermittelt. Die berechneten Abschaltreaktivitäten sind in Tab. 3.1 wiedergegeben.

Tab. 3.1 Abschaltreaktivität der Abschaltssysteme

Kritikalität (k_{eff}) und Reaktivität (ρ) des Kerns bei ausgefahrenen und eingefahrenen Abschaltstäben (AS), sowie Reaktivitätsunterschied ($\Delta \rho$) im Vergleich zum reaktivsten Kern (alle AS ausgefahren). Alle Rechnungen bei BOC.

Position der AS		k_{eff}	ρ [%]	$\Delta \rho$ [%]
Eingefahren	Ausgefahren			
–	AS 1 – AS 5	1,13363 ± 0,00031	11,788 ± 0,024	–
AS 1 – AS 5	–	0,88981 ± 0,00038	-12,384 ± 0,048	-24,171 ± 0,072
AS 2 – AS 5	AS 1	0,93191 ± 0,00036	-7,307 ± 0,041	-19,095 ± 0,066
AS 1, AS 3 – AS 5	AS 2	0,91598 ± 0,00037	-9,173 ± 0,044	-20,961 ± 0,068
AS 1, AS 2, AS 4, AS 5	AS 3	0,92095 ± 0,00037	-8,583 ± 0,044	-20,371 ± 0,068
AS 1 – AS 3, AS 5	AS 4	0,94121 ± 0,00036	-6,246 ± 0,041	-18,034 ± 0,065
AS 1 – AS 4	AS 5	0,93103 ± 0,00036	-7,408 ± 0,042	-19,196 ± 0,066

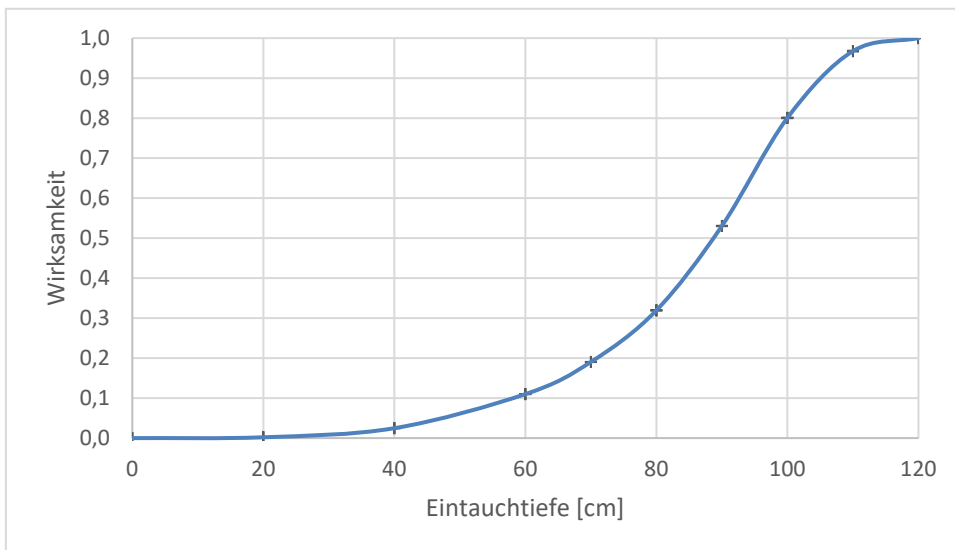


Abb. 3.10 Wirksamkeit des Abschaltsystems in Abhängigkeit der Eintauchtiefe der Abschaltstäbe

Berechnung bei BOC mit kritischer Regelstabposition (-7 cm). Die Wirksamkeit ist normiert auf die maximale Abschaltreaktivität.

In einem zweiten Schritt wurde eine mögliche Umrüstungsoption von hochangereicherem Brennstoff (HEU) auf Brennstoff mit niedrigerer Anreicherung mit 50 % untersucht.

Hierzu wurde die Modellierung des Brennelementes, wie in Kapitel 3.1 beschrieben, angepasst und Berechnungen der Parameter für diese Auslegung durchgeführt. Im Vergleich der durchgeführten Abbrandrechnungen ist für die vorgeschlagene Konfiguration mit MEU Brennstoff festzustellen, dass es zum einen zu einem erhöhten Aufbau von Plutonium kommt. In der HEU-Konfiguration werden ca. 10,9 g Pu aufgebaut, in der MEU-Konfiguration ca. 60,5 g. Im Vergleich zu den Rechnungen mit dem HEU-Brennelement erhöht sich der Aufbau von Pu-Isotopen signifikant. Dies ist insbesondere durch den größeren Anteil von ^{238}U im Brennstoff begründet, aus dem durch mehrfachen Neutroneneinfang Pu-Isotope erzeugt werden. Weitere Details zu den Abbrandrechnungen finden sich in /GRS 21a/. Zum anderen ist der Reaktivitätskoeffizient der Brennstofftemperatur aufgrund des höheren ^{238}U Anteils in der MEU Konfiguration stärker ausgeprägt. Ein stärker ausgeprägter Reaktivitätskoeffizient der Brennstofftemperatur kann dazu führen, dass das Störfallverhalten des Reaktors sich ändert. Hierbei ist zu berücksichtigen, dass z. B. bei einem Leistungsanstieg der Reaktivitätskoeffizient der Brennstofftemperatur in der Regel zeitlich früher anspricht als die Rückwirkungen des Kühlmittels.

Die Abbildungen Abb. 3.11 und Abb. 3.12 zeigen die berechneten effektiven Multiplikationsfaktoren k_{eff} sowohl für die HEU Konfiguration (Abb. 3.11) als auch für die MEU-Konfiguration (Abb. 3.12).

Der dargestellte Verlauf des Multiplikationsfaktors zeigt in beiden Fällen ein typisches Verhalten. Kurz nach Zyklusbeginn sinkt der Multiplikationsfaktor aufgrund des Aufbaus von ^{135}Xe und ^{149}Sm relativ stark ab. Danach ist ein linearer Verlauf erkennbar. In Tab. 3.2 sind die Multiplikationsfaktoren für beide untersuchten Kernausslegungen sowohl für den Zyklusbeginn (Begin of cycle, BOC), als auch für das Zyklusende nach 60 Volllasttagen (End of cycle, EOC) angegeben. Auch für den MEU-Kern ist in der untersuchten Auslegung noch eine leichte Überschussreaktivität gegeben, die die gleiche Zykluslänge wie die HEU-Konfiguration ermöglicht.

Tab. 3.2 Vergleich der Multiplikationsfaktoren für die HEU- und die MEU-Konfiguration.

	HEU	MEU
BOC	$1,13188 \pm 0,00021 (1\sigma)$	$1,11547 \pm 0,00023 (1\sigma)$
EOC	$1,01075 \pm 0,00023 (1\sigma)$	$1,01262 \pm 0,00023 (1\sigma)$

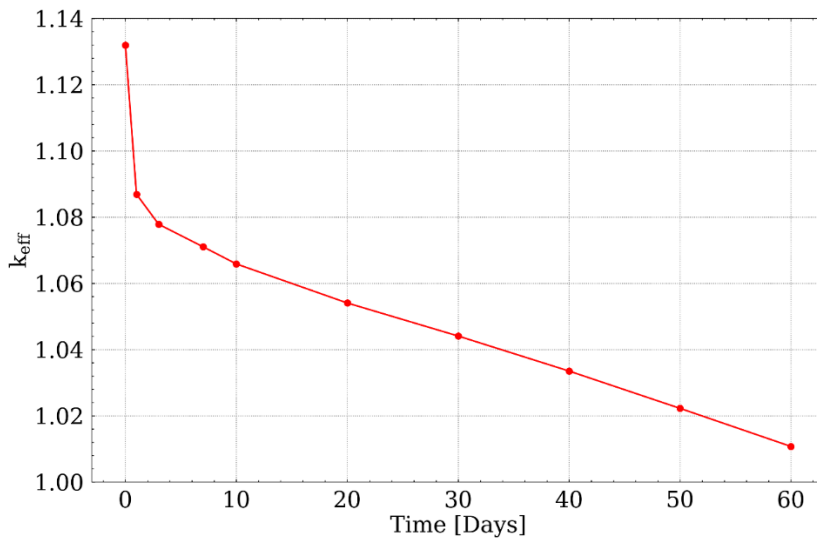


Abb. 3.11 Verlauf des Multiplikationsfaktors k_{eff} in Abhängigkeit der Volllasttage (HEU-Brennelement)

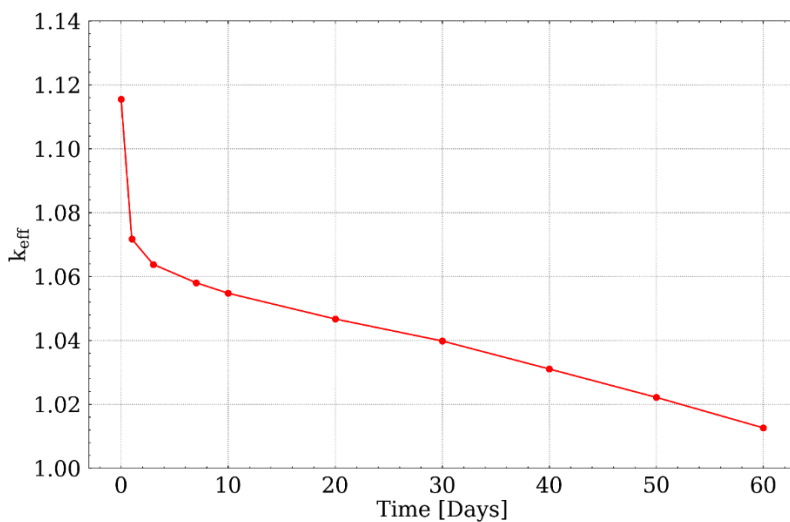


Abb. 3.12 Verlauf des Multiplikationsfaktors k_{eff} in Abhängigkeit der Volllasttage (MEU-Brennelement)

Eine detaillierte Darstellung der in dem AP 2 dieses Vorhabens durchgeführten Arbeit wird in dem Bericht /GRS 21a/ gegeben.

3.3 Ergebnisse des Öko-Instituts im Unterauftrag

Im Folgenden werden die Forschungsarbeiten beschrieben, die im Unterauftrag durch das Öko-Institut e.V. durchgeführt wurden.

Im Projekt konnte an die vormaligen Simulationenmethoden aus den 2000er Jahren angeknüpft werden. Es wurden eine neue Abbrandroutine VESTA, die neueste Version des Neutronentransportcodes MCNPX 6.2 und die Auswertung- und Kernauslegungserstellungstools in Mathematica 12 implementiert und damit das ältere System ertüchtigt. Für die neue Simulationsumgebung wurde ein Benchmark mit älteren Ergebnissen /ENG 09/, /GLA 05/ am HEU Referenzmodell durchgeführt. Die entsprechende Rechnung ist in Abb. 3.13 wiedergegeben. Das verwendete Programm MCNP stellt zu dem von der GRS verwendeten Programm (Serpent) einen diversitären Ansatz dar, der eine gegenseitige Überprüfung von Rechenergebnissen ermöglicht.

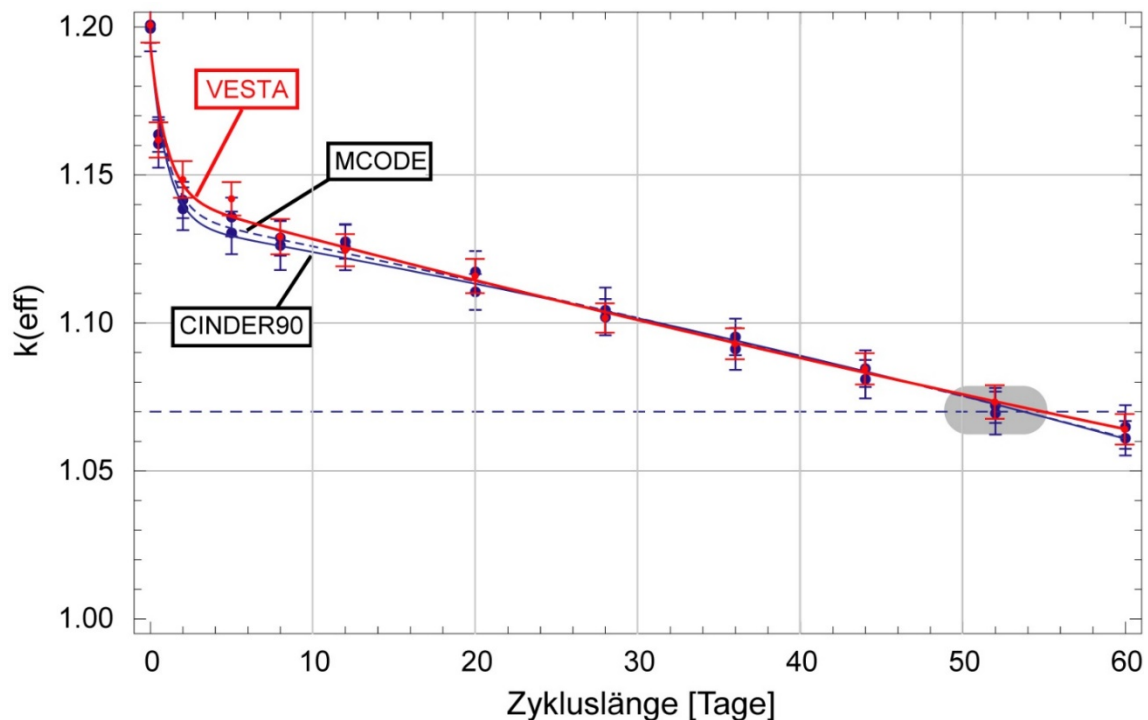


Abb. 3.13 Benchmarkrechnungen zum Reaktivitätsverlauf und der Zykluslänge im gegenwärtigen HEU Design mit MCNPX2.6.c+CINDER90, MCODE (MCNP4C+ORIGEN) und VESTA (MCNP6.2+PHOENIX)

Als weiterer Ausgangspunkt der Untersuchung des Öko-Instituts e.V. diente die Reaktorgeometrie nach /ROH 15/ mit einer Dichte von 6 gU/cm³ bei einer Anreicherung von 35 %, die in der neuen Simulationsumgebung modelliert und mit den Ergebnissen aus /ROH 15/ und dem HEU Referenzmodell des Öko-Instituts e.V. verglichen wurde. Die Abbrandrechnungen der beiden Modelle sind in Abb. 3.14 gezeigt.

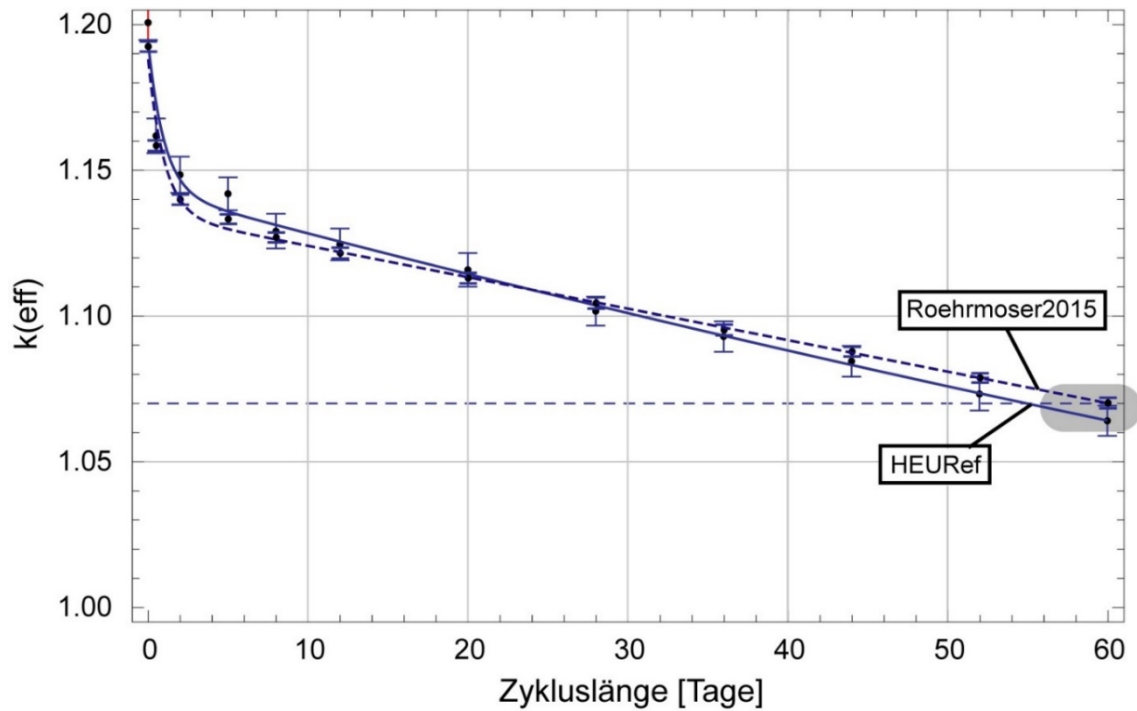


Abb. 3.14 Abbrand in der Geometrie nach /ROH 15/ mit 6 gU/cm^3 und einer Anreicherung von 35 %

Anschließend wurde in derselben Geometrie /ROH 15/ ein Brennstoff mit einer Dichte von $4,8 \text{ gU/cm}^3$ modelliert. Hierzu wurde zunächst die Anreicherung variiert und die Auswirkungen auf die Anfangsreaktivität und den maximalen Flussverlust untersucht (vgl. Abb. 3.15).

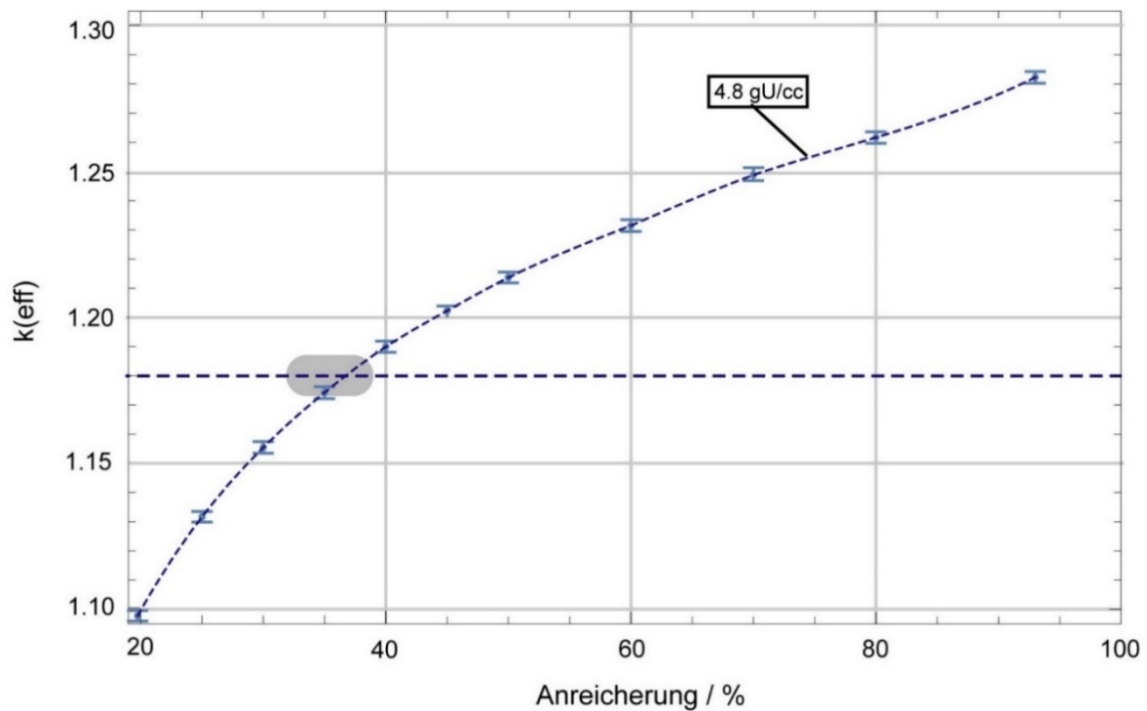


Abb. 3.15 Anfangsreaktivität des Modells nach /ROH 15/ mit 4.8 gU/cm³ über die Anreicherung

Die Flussverluste waren marginal bei Anreicherungen um die 40 – 50 %. In einer Abbrandrechnung (Abb. 3.16) wurde schließlich gezeigt, dass mit einer 40 % Anreicherung dieselbe Restreaktivität nach 60 Tagen verbleibt, wie bei der HEU Auslegung oder der 6,0 gU/cm³ Variante mit 35 % Anreicherung. Ein ähnliches Ergebnis für die Kernausslegung nach /ROH 15/ wird auch in /ROH 18/ ohne weitere Details benannt („one could achieve at once 50% enrichment at the actual plate dimensions” /ROH 18/). Nach diesem Ergebnis sollte nach Auffassung des Öko-Instituts e.V. in Zukunft untersucht werden, ob eine Kernausslegung nach /ROH 15/ praktikabel ist.

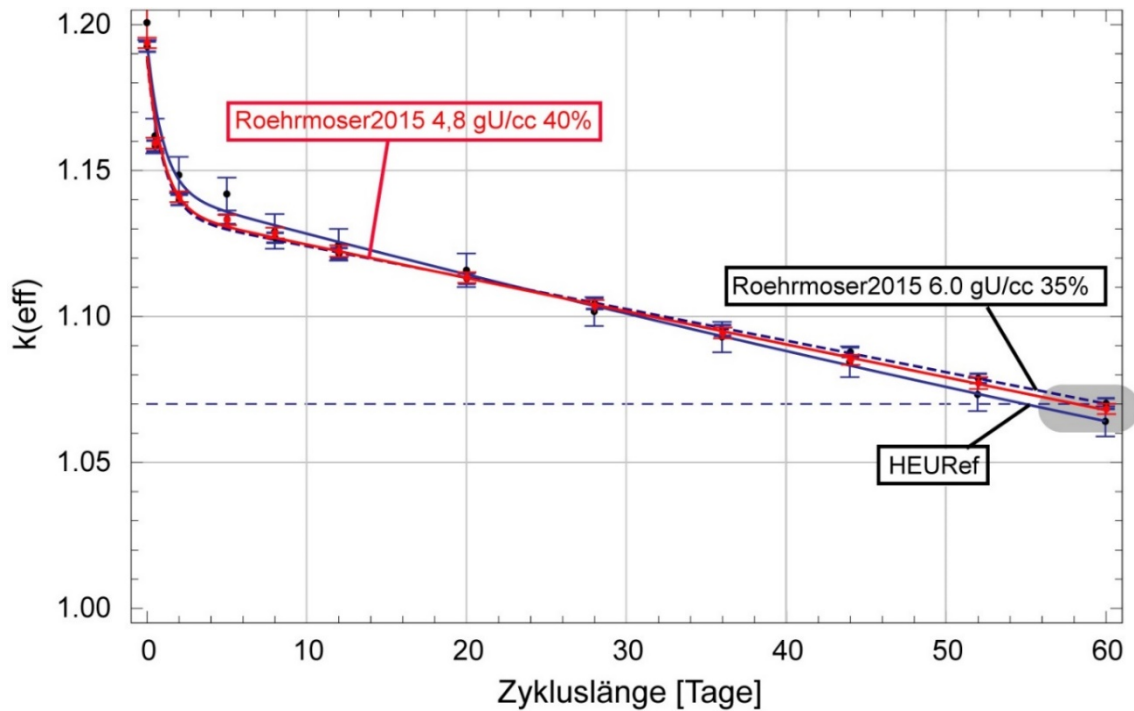


Abb. 3.16 Abbrand in der Geometrie nach /ROH 15/ mit 4,8 gU/cm³ und einer Anreicherung von 40 %

Um die Möglichkeiten eines Uransilizid-Brennstoffs mit höherer Dichte als 3,0 gU/cm³ (1,5 gU/cm³) bei niedrigerer Anreicherung auszuloten, wurden vom Öko-Institut e.V. zwei Strategien identifiziert:

- Optimierung mit möglichst wenig Änderungen der derzeitigen Geometrie. Hier sind zur Anreicherungsreduktion mit Dichten des Brennstoffs $\geq 4,8 \text{ gU/cm}^3$ notwendig.
- Optimierung mit möglichst geringen Änderungen des derzeitigen Brennstoffs. Die Strategie geometrische Änderungen über die Vorschläge von /ROH 15/ hinaus wurde etwa in /ROH 18/ genutzt, um neutronisch notwendige Änderungen zu identifizieren, mit dem Ziel eine LEU Kernausslegung zu erreichen. In /ROH 18/ wurde hierfür der Uransilizidbrennstoff mit 4,8 gU/cm³ bei einer Anreicherung von $< 20 \%$ untersucht. Ähnliche Überlegungen ließen sich auch anstellen, allerdings mit dem Ausgangspunkt des derzeit eingesetzten Brennstoffs von 3,0 gU/cm³, mit dem Ziel eine 50 % Kernausslegung neutronisch zu erreichen.

Vor allem die zweite Strategie wurde als vielversprechend für eine erste Parameterstudie eingeschätzt.

Die weitere Analyse des Öko-Instituts e.V. konzentrierte sich deshalb auf eine Untersuchung der rein geometrischen Änderungen nach /ROH 15/ mit dem derzeitigen Brennstoff einer Dichte von $3,0 \text{ gU/cm}^3$. Es wurde ebenfalls die Abhängigkeit von der Anreicherung untersucht und eine Anreicherung von 50 – 60 % als vielversprechend eingestuft.

Abb. 3.17 zeigt einen Vergleich der Anfangsreaktivitäten für $3,0$ und $4,8 \text{ gU/cm}^3$ als Funktion der Anreicherung.

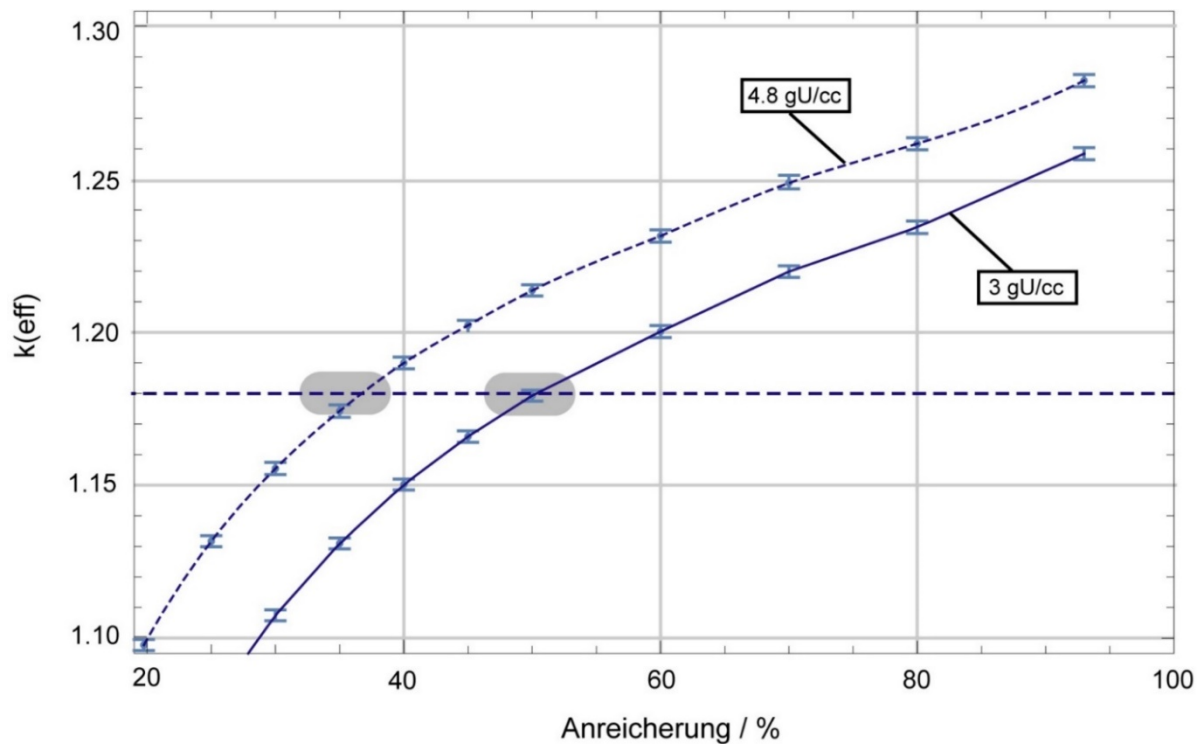


Abb. 3.17 Anfangsreaktivität des Modells nach /ROH 15/ mit $3,0 \text{ gU/cm}^3$ und $4,8 \text{ gU/cm}^3$ über die Anreicherung

Die Abbrandrechnungen (Abb. 3.18) zeigten jedoch, dass eine Anreicherung von 50 % zu einer starken Verkürzung der Zykluszeit auf nur noch ca. 41 Tage führt. Bei einer Anreicherung von 60 % ergibt das Modell jedoch eine Zykluszeit > 60 Tage.

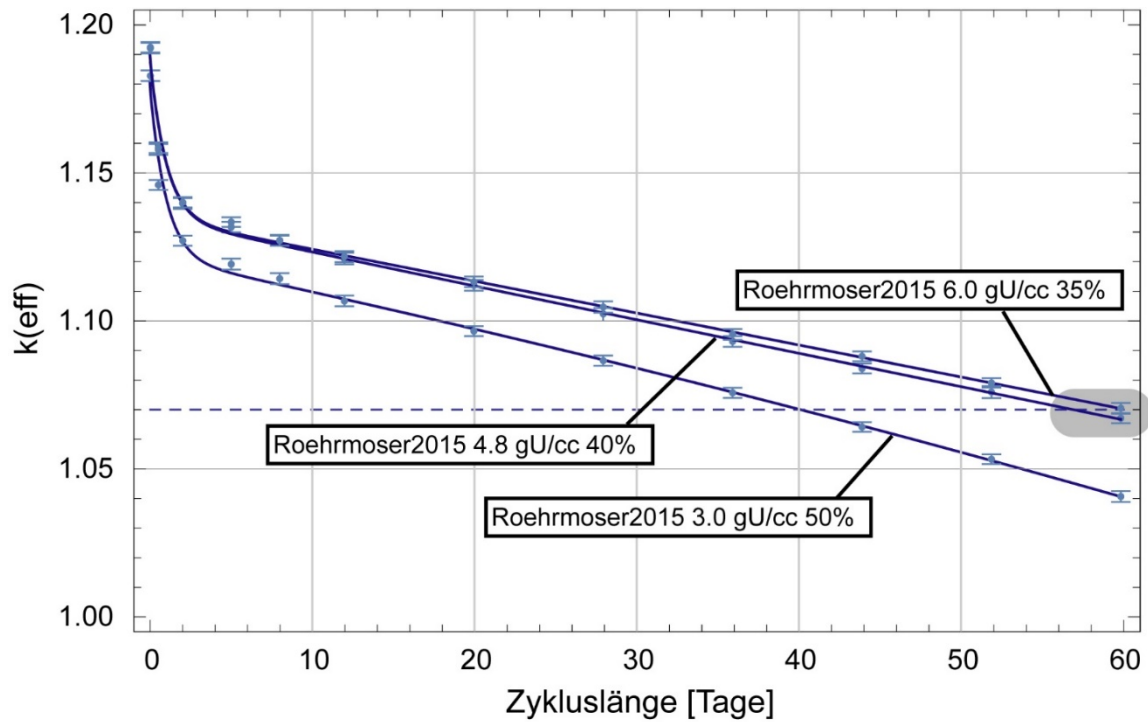


Abb. 3.18 Abbrand für verschiedene Dichten und Anreicherungen in der Geometrie nach /ROH 15/

Daraufhin wurde vom Öko-Institut e.V. mit demselben Modell die Auswirkung einer Variation der Länge des Brennelements untersucht. Die Anfangsreaktivitäten für die untersuchten Längen der aktiven Zone sind in Abb. 3.19 wiedergegeben.

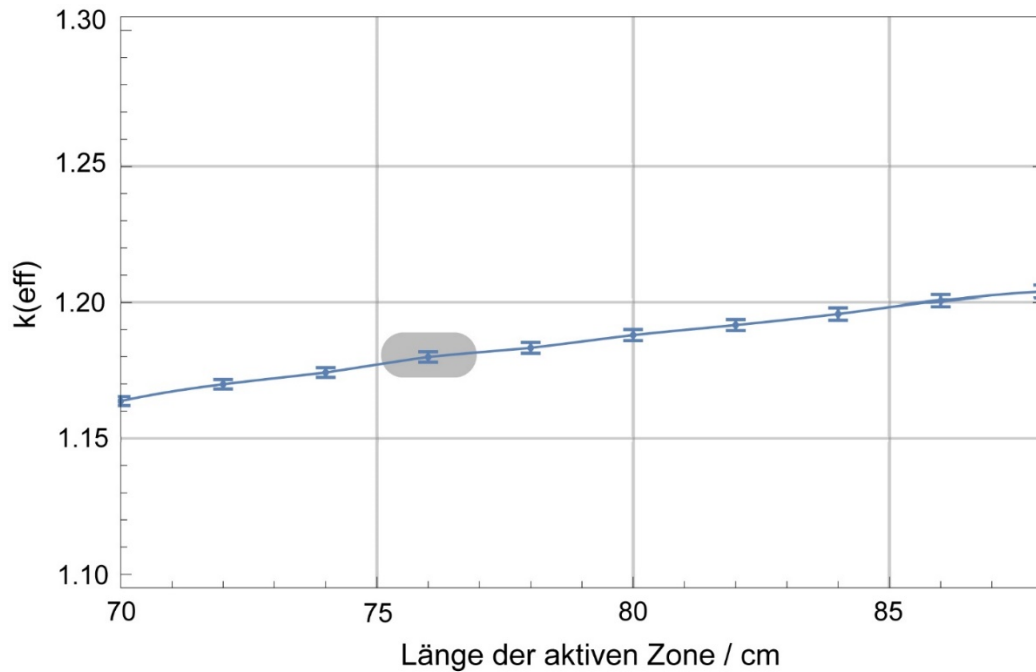


Abb. 3.19 Längenvariation der Kernausslegung mit $3,0 \text{ gU/cm}^3$ bei einer Anreicherung von 50 % in der Geometrie nach /ROH 15/

Es zeigte sich, dass, um die fehlende Anfangsreaktivität bei einer Anreicherung von 50 % zu kompensieren, ein sehr langes Brennelement von ca. 86 cm benötigt würde. Weitere Optimierungen wie eine Veränderung des Dichtesprungs (oder Aufhebung durch Einsatz von Neutronenabsorbern) wären möglich, ebenso wie stärkere Einflüsse in die Brennelementgeometrie, wie eine Verringerung der Plattenzahl und Vergrößerung der Kühlkanalbreite. Des Weiteren könnte danach die Eignung des für eine LEU Anreicherung qualifizierten Uransilizid-Brennstoffs mit $4,8 \text{ gU/cm}^3$ für die Nutzung mit bis zu 50 % Anreicherung untersucht werden. Dieser Brennstoff wird seit 16 Jahren bei einer Dichte von $3,0 \text{ gU/cm}^3$ mit einer Hochanreicherung von 93 % im FRM-II eingesetzt. /OEK 21/.

4 Analyse des dynamischen Anlagenverhaltens mit Hilfe von ATHLET

4.1 Einleitung

Das im generischen ATHLET-Datensatz implementierte Kernmodell, das im Rahmen des Vorhabens /GRS 20/ entwickelt wurde, wurde im ersten Schritt an die projektspezifischen Randbedingungen angepasst. Hierzu wurde eine Kernmodellierung gewählt, die sowohl den thermohydraulischen Anforderungen in ATHLET entspricht als auch eine gute Übertragbarkeit der Daten aus den im AP 2 durchgeführten Monte Carlo Simulationen ermöglicht. Dazu wurde zum Beispiel die Nodalisierung von 3 x 20 auf 20 x 20 geändert und die Daten aus den Monte Carlo Simulationen des AP 2 für die ursprüngliche Kernkonfiguration mit hoch angereichertem Uran (HEU) in das neue Modell übertragen. Sie dienen als Eingabeparameter für die thermohydraulischen Analysen, die in diesem AP durchgeführt wurden. Zur Überprüfung der neuen Modellierung wurden Testrechnungen durchgeführt und bei Bedarf Anpassungen vorgenommen. Im zweiten Schritt wurde die Kernkonfiguration mit einem Brennstoff mit niedrigerer Anreicherung mit 50 % (MEU) modelliert. Als Modellbasis diente das angepasste ATHLET HEU-Kernmodell. Lagen geänderte geometrische Randbedingungen bei der MEU-Kernkonfiguration vor, so sind Anpassungen in der thermohydraulischen Modellierung der Kernkanäle durchgeführt worden. Weiterhin mussten die entsprechenden Brennstoffstrukturen (inklusive geänderter Materialkennwerte) und Leistungsverteilungen sowie die veränderte Neutronenkinetik implementiert werden. Diese Daten wurden aus dem Arbeitspaket 2 gewonnen. Zwischen den einzelnen Arbeitsschritten wurden wiederholte Plausibilitätsrechnungen und notwendige Anpassungen vorgenommen.

Um das Anlagenverhalten mit den verschiedenen Kernkonfigurationen unter Störfallbedingungen untersuchen zu können, wurde zunächst eine Auswahl an zu analysierenden Störfällen getroffen, die die maximalen Anforderungen an die Sicherheitssysteme stellen. Hierzu wurden Ereignisse aus den Störfallkategorien „Reaktivitätsstörfälle“, „Durchsatzänderungen im Reaktorkühlsystem“ und „Kühlmittelverluststörfall“ gewählt. Weiterhin waren ungünstige, aber noch realistische Randbedingungen bei Störfalleintritt zu bestimmen. Hierzu wurden beispielsweise unterschiedliche Leistungsdichteverteilungen zu verschiedenen Zykluszeitpunkten des Kerns berücksichtigt. Nach Vorliegen der Kernmodelle für die HEU- und MEU-Kernkonfiguration musste der Datensatz spezifisch für

jeden der zu simulierenden Störfälle angepasst und erweitert werden. Dies schloss beispielsweise eine Implementierung von thermohydraulischen Objekten zur Störfallsimulation und das Setzen von Verfügbarkeiten von Systemen mit ein. Darüber hinaus waren Randbedingungen für die Simulationen zu implementieren. Je nach Störfall waren Erweiterungen der abgebildeten Systeme im vereinfachten generischen Datensatz notwendig. Nach jeder Anpassung im Datensatz war es notwendig, wiederholte Testrechnungen durchzuführen. Nach den Anpassungen und Erweiterungen des Datensatzes an die Bedingungen der spezifischen Störfälle wurden jeweils drei repräsentative Analysen aus den oben genannten Störfallkategorien durchgeführt. Anschließend wurde das Anlagenverhalten unter den Störfallbedingungen analysiert und die zeitlichen Verläufe wichtiger Anlagenparameter in Hinblick auf die Einhaltung der Schutzziele (Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Brennelemente und Einschluss der radioaktiven Stoffe) untersucht. Insbesondere waren Unterschiede zwischen den Kernkonfigurationen herauszuarbeiten und gegenüberstellend zu bewerten.

In den folgenden Abschnitten werden die wesentlichen Schritte und Ergebnisse der untersuchten Störfälle für das HEU- und das MEU-Brennelement dargestellt. Weitere Details zu den durchgeführten Analysen sind in /GRS 21c/ beschrieben.

4.2 Beschreibung des Anlagenmodells

Das Anlagenmodell des generischen Forschungsreaktors wurde für das Simulationsprogramm ATHLET erstellt. Die Erstellung eines Basismodells erfolgte dabei im Vorhaben 4717R01368 /GRS 20/. Abb. 4.1 zeigt einen Überblick über das gesamte thermohydraulische Anlagensystem. Alle wichtigen Systeme und Komponenten sind entsprechend der Logik und verfügbaren Möglichkeiten in ATHLET modelliert. Für die hier durchgeführten Analysen wurde das Modell angepasst. Aufgrund teilweise fehlender Anlagendaten mussten mehrere Vereinfachungen und Annahmen getroffen werden, die in der technischen Notiz zu diesem AP /GRS 21c/ detailliert beschrieben werden. Ein Beispiel hierfür ist die stark vereinfachte Modellierung des sekundären und tertiären Kühlkreislaufs über die Zuführung von kaltem Wasser ohne die Modellierung dieser beiden Kreisläufe (in Abb. 4.1 mit „Fill sekundäre Seite“ gekennzeichnet).

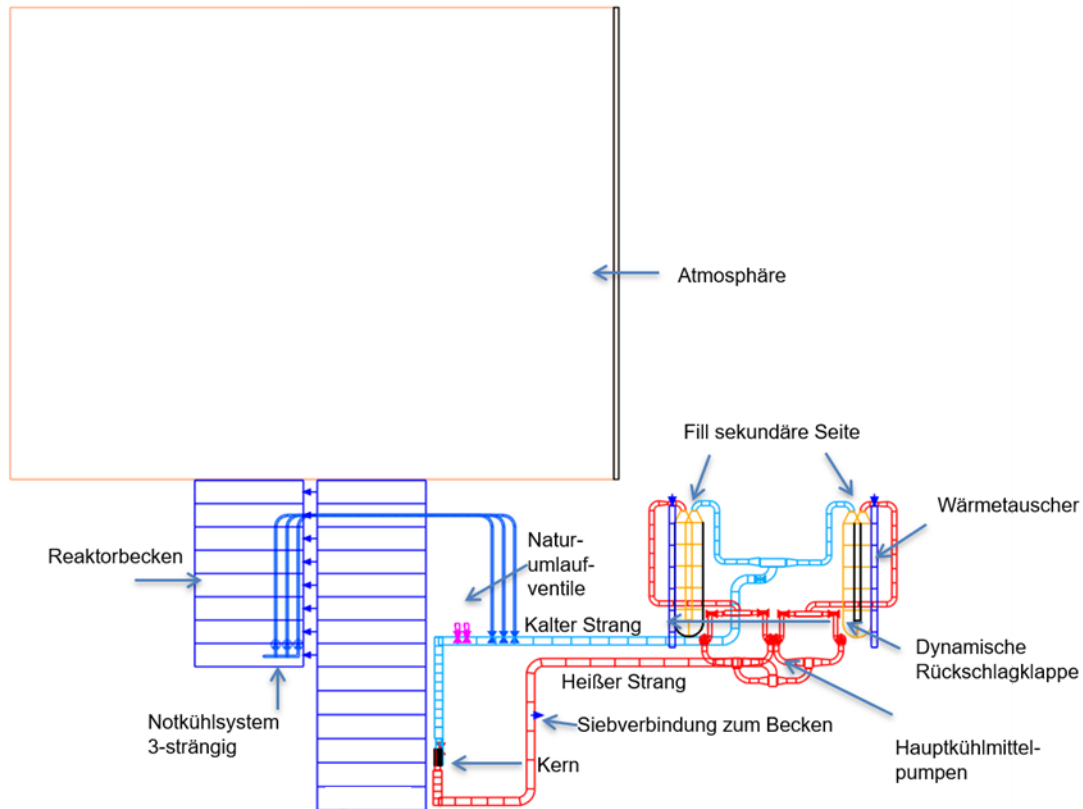


Abb. 4.1 Überblick über das thermohydraulische Anlagenmodell /GRS 20/

Für jede Störfallanalyse wird eine Einschwingzeit von 600 s verwendet. Erst nach Ablauf dieser Zeit wird der Störfallablauf gestartet.

Im Folgenden werden die Ergebnisse für die drei betrachteten Störfälle wiedergegeben.

4.3 Störfall: Reaktivitätszufuhr

In diesem Abschnitt wird eine Modellierung eines Reaktivitätsstörfalls beim Anfahren der FRM-II Anlage beschrieben. Der Ablauf ist nach dem unterstellten Auslegungsstörfall /TUM 93/ modelliert. Die Ausgangsleistung beträgt beim Störfalleintritt 1 W. Eine (externe) Reaktivität wird linear mit einer Rate von $5 \cdot 10^{-4} \text{ 1/s}$ zugeführt. Die Modellierung des Störfalls umfasst die thermohydraulische sowie die leit- und regelungstechnischen Aspekte des ATHLET-Datensatzes. Um die Ausgangsleistung von 1 W im Modell umzusetzen, wurde die Gesamtleistung (P_R) skaliert auf 1 gesetzt. Zusätzlich muss eine Kühlmitteltemperaturdifferenz zwischen heißem und kaltem Strang von ca. 0 °C eingestellt werden, um die Wärmeabgabe (P_{WT}) in den Wärmetauschern an die Reaktorleistung

anzupassen, bzw. um das Konvergenzkriterium in ATHLET von $P_{WT} \geq 50 \% P_R$ zu erfüllen. Nach der Einschwingzeit und dem Störfalleintritt wird die Störfallbeherrschung ausschließlich über externe Signale im Leittechnik-Modul des ATHLET Inputs modelliert.

Der Störfallablauf ist in Tab. 4.1 als Vergleich zwischen der Anlage und dem ATHLET Modell – HEU Konfiguration – tabellarisch dargestellt. Die entsprechenden Auslöse- und Folgeereignisse sind im Modell, wie in der Anlage, zeitlich geordnet und entsprechend der Modellierung zusammengefasst. Für die dargestellten Parameter gibt es zwischen den HEU und MEU Konfigurationen Unterschiede im Auslösezeitpunkt der RESA sowie dem Maximalwert der Kernleistung.

Tab. 4.1 Störfallablauf in Anlage FRM-II und ATHLET Modell

FRM-II		Modell		
		HEU	MEU	
0 s	Anlage ist in Betrieb, Leistung ist 1 W	0 s		Alle Systeme sind in Betrieb, Leistung ist 1 W
0 s	Regelstab wird mit hoher Geschwindigkeit zu weit ausgefahren	0 s		Beginn der Reaktivitätszufuhr von $5 \cdot 10^{-4} 1/s$
4 s	Reaktorperiode erreicht Anfahr-Grenzwert			
17 s	Neutronenflussdichte erreicht Grenzwert	17,1 s	15,9 s	Grenzwert von 3 MW wird erreicht
17,5 s	RESA und Notkühlung werden mit 0,5 s Verzögerung ausgelöst	17,6 s	16,4 s	RESA und Notkühlung werden mit 0,5 s Verzögerung ausgelöst
17,7 s	Maximum der Kernleistung	17,6 s	16,4 s	Maximum der Kernleistung
> 20 s	Reaktor/Anlage wird über RESA und Maßnahmen nach BHB heruntergefahren	> 1.000 s		Leistung sinkt auf ~0 W, Modell hat neuen stationären Zustand erreicht

Wie im Störfallablauf in Tab. 4.1 beschrieben, ist bei diesem Störfall ein exponentieller Anstieg der Leistung im Kern zu erwarten. Abb. 4.2 zeigt die Kernleistung aus /TUM 93/ und die von ATHLET berechnete Kurve für die HEU Konfiguration. Das Verhalten kurz nach dem Störfalleintritt und bei Abschaltung stimmt überein, aber im Vergleich zu den Ergebnissen aus dem Sicherheitsbericht ist der Gradient der Reaktivität in ATHLET zuerst flacher und später steiler. Es wird im Modell eine Maximalleistung von 15,16 MW erreicht, was ungefähr 55 % des entsprechenden Wertes aus der Referenz, nämlich

27,7 MW, entspricht. Eine mögliche Ursache für die Differenz sind die Reaktivitätskoeffizienten, die im Modell verwendet wurden und sich von den in /TUM 93/ genannten Reaktivitätskoeffizienten unterscheiden.

Der Umstieg von hochangereichertem zu niedrigangereichertem Brennstoff hat keinen Einfluss auf das prinzipielle Verhalten und wird von ATHLET, wie in Abb. 4.2 rechts zu sehen, ebenfalls so wiedergegeben. In einem direkten Vergleich zwischen den HEU und MEU Konfigurationen ist festzustellen, dass in der MEU Konfiguration der Leistungsgrenzwert von 3 MW 1,3 Sekunden früher als im HEU Modell erreicht wird (15,8 s – MEU, 17,1 s – HEU). Das führt zu einer früheren Reaktorschnellabschaltung und folglich auch einer niedrigeren Maximalleistung im Kern – ungefähr 11,21 MW.

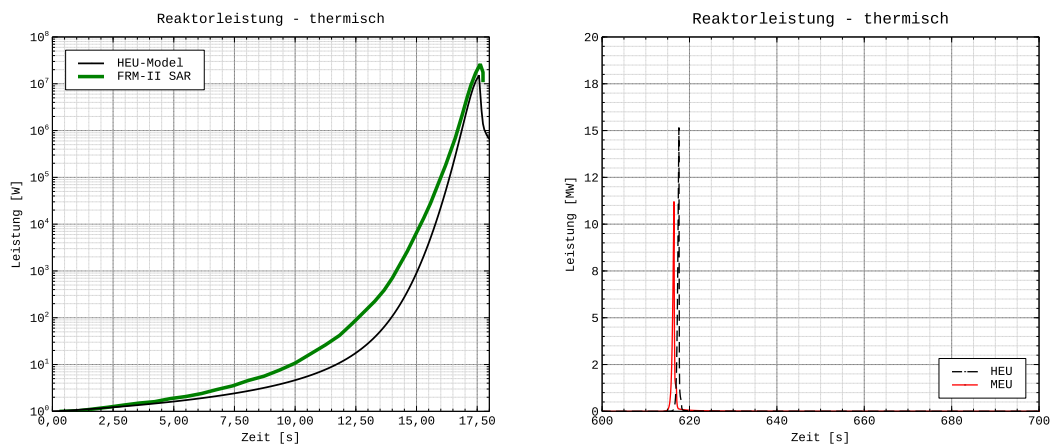


Abb. 4.2 Zeitlicher Verlauf der Reaktorleistung in den HEU- und MEU-Konfigurationen links, und der Vergleich zwischen HEU und FRM-II

Ein sicherheitstechnisch wichtiger Parameter für Forschungs- sowie Leistungsreaktoren ist der DNB Wert, „Departure from nucleate boiling“. Darunter versteht man die Wärmestromdichte bei deren Überschreitung der normale Blasensiedevorgang in Filmsieden umschlägt. Beim Filmsieden kann es infolge des schlechteren Wärmeübergangs an das Kühlmittel zur thermischen Überlastung des Hüllrohres kommen, weshalb dieses zu vermeiden ist. Oft wird in der Literatur diesbezüglich ein $DNBR_{min}$ Wert angegeben, der das minimale Verhältnis von kritischer zur aktuellen Wärmestromdichte darstellt und einen Wert von $1 + x$ haben sollte (wobei x die Sicherheitsmarge darstellt), um Filmsieden zu vermeiden /GRS 18/. Für den FRM-II ist laut Unterlagen kein DNB Wert bekannt, aber es wird ein Parameter für den Eintritt von Strömungsinstabilitäten angegeben, der für die sicherheitstechnische Bewertung ähnlicher Anlagentypen herangezogen wird. Abb. 4.3 zeigt den zeitlichen Verlauf des $DNBR_{min}$ kurz vor und nach dem Störfalleintritt. Die Werte sind 3,599 für HEU und 4,261 für MEU und treten erwartungsgemäß zum Zeitpunkt der

maximalen Leistung im Kern ein. Dementsprechend kommt es laut dem Modell für diesen Störfall nicht zum Filmsieden und ein entsprechender Abstand zum Grenzwert liegt vor.

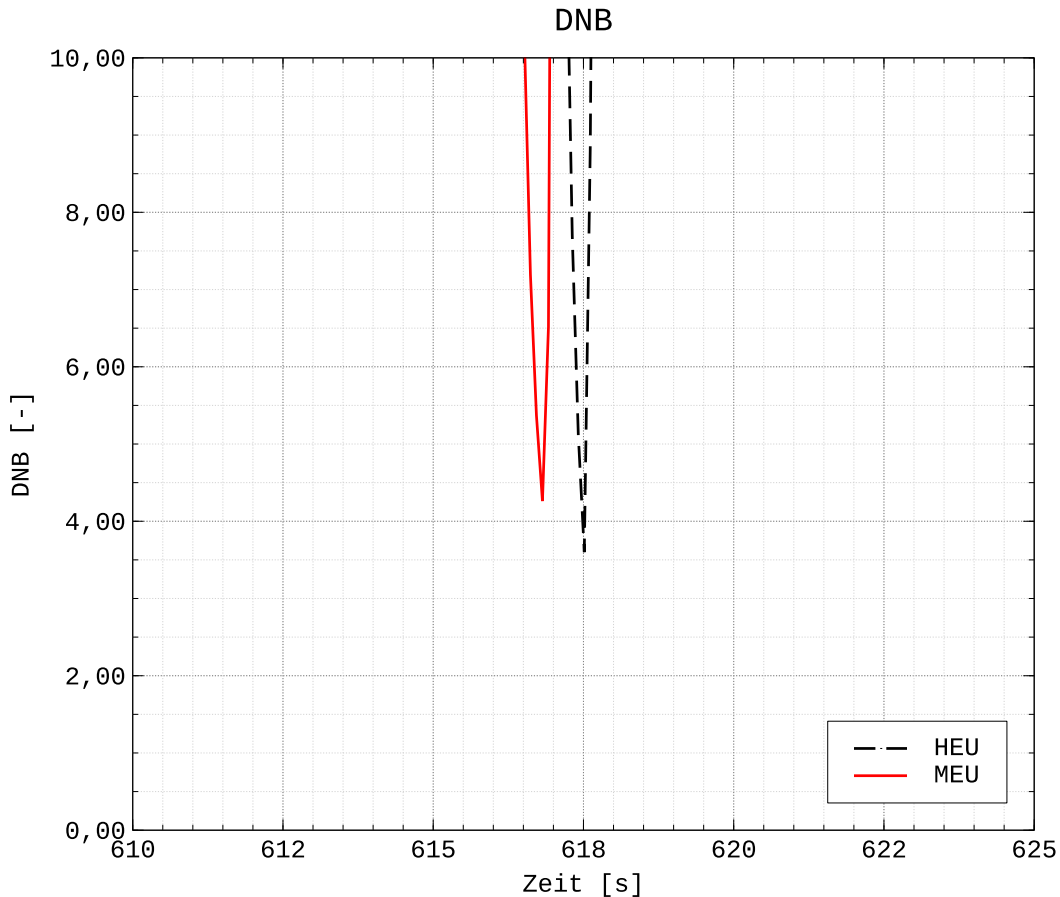


Abb. 4.3 Zeitlicher Verlauf des $DNBR_{\min}$ für beide Kernkonfigurationen

Ein weiterer, für die Charakterisierung des betrachteten Störfalls essenzieller Parameter ist die maximale Temperatur des Brennstabes, bzw. im Forschungsreaktor FRM-II der Brennstoffplatte. In Abb. 4.4 ist die maximale Temperatur im Inneren sowie an der Oberfläche der heißesten Brennstoffplatte dargestellt. In beiden Fällen, HEU und MEU, ist die Temperatur im Inneren ungefähr 18 % höher als an der Oberfläche. Weiter ist ersichtlich, dass in der HEU-Kernkonfiguration eine höhere Temperatur erreicht wird. In beiden Modellen variiert die Sättigungstemperatur im Kern zwischen 165 °C (Kerneintritt, ca. 7 bar) und 125 °C (Kernaustritt, ca. 2,5 bar). Folglich kommt es auf Basis der erzielten Rechenergebnisse nicht zu einer Dampfbildung während des hier untersuchten Störfalls.

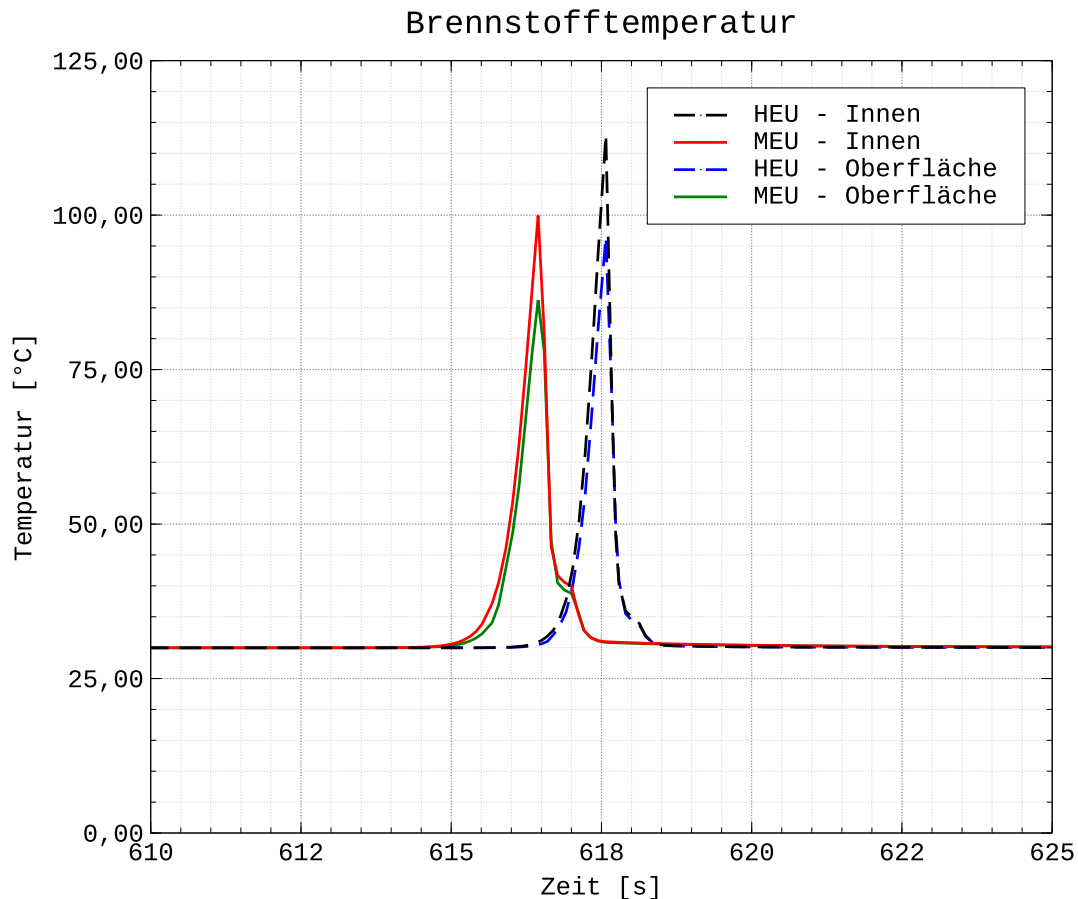


Abb. 4.4 Maximale Brennstoffplattentemperatur im Inneren und an der Oberfläche

Aus den Analysen geht hervor, dass die MEU Kernkonfiguration in einem Anfahrstörfall, der durch ein Regelstabwehverhalten bedingt ist, zu einem Analgenverhalten führt, das eine geringere maximale Kernleistung sowie eine niedrigere Kernaustrittstemperatur im Vergleich zur HEU Konfiguration aufweist. Die Brennstofftemperatur ist sowohl innen als auch an der Oberfläche im MEU Modell geringer als im HEU Modell. Darüber hinaus tritt die erhöhte Wärmeübertragung zeitlich gesehen einige Sekunden früher auf. Im Vergleich zum HEU Modell ist auch das DNB Sicherheitskriterium im MEU Modell größer (die Marge zum kritischen Wert ist größer).

4.4 Störfall: Leck

4.4.1 Modellierung des Störfalls

In diesem Abschnitt wird eine Modellierung einer Primärdurchsatzreduktion durch Leckage oder Bruch beschrieben. Der Ablauf ist nach dem unterstellten Auslegungsstörfall

/TUM 93/ modelliert. Ein Leck im Primärkreis führt zu einer Reduktion des Kerndurchsatzes und damit zu einer Verminderten Kühlung des Kerns. Die Anfangsbedingungen des Störfalls entsprechen denen des Nennbetriebspunkts des Reaktors am Zyklusanfang, weil in diesem Betriebspunkt die ungünstigste Leistungsdichteverteilung im Kern auftritt /TUM 93/. Ein Leck mit 25 cm² Durchmesser auf der Druckseite der Pumpen wird initiiert nachdem der stationäre Zustand erreicht worden ist. Als Randbedingung wird kein Einzelfehler unterstellt, genauso wie es bei der im Sicherheitsbericht beschriebenen Analyse der Fall war. Dies garantiert eine ähnliche Entwicklung des Vorfalls und ermöglicht einen Vergleich der erhaltenen Ergebnisse.

Zur Implementierung des Risses einer Anschlussleitung wurde im Rechenmodell ein Ventil verwendet. Das Wasser fließt vom Zentralkanal zum Reaktorbecken. Dies verursacht eine schnelle Kerndurchsatzabnahme, die RESA wird jedoch nicht ausgelöst. Abb. 4.5 zeigt die geometrische Anordnung des Ventils bzw. des Lecks und die Position des Siebs, welcher eine Verbindung zwischen dem heißen Strang und Reaktorbecken darstellt. Unter allen möglichen Optionen für einen Kühlmittelverlust im Primärkühlsystem, führt der ausgewählte Leckort zu den niedrigsten Kerndurchsätzen /TUM 93/. Die Zeit bis zur vollständigen Öffnung des Lecks beträgt 15 Millisekunden.

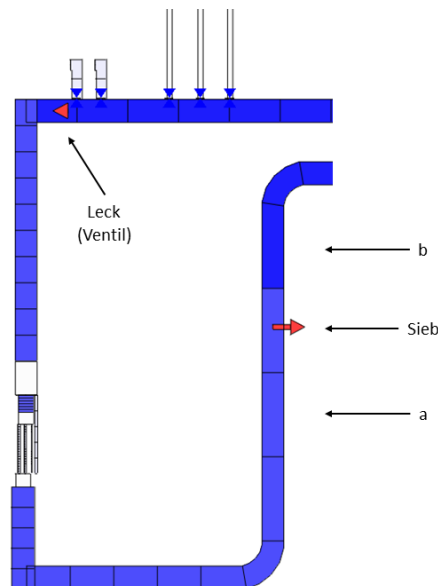


Abb. 4.5 Modellierung des Lecks

Die Punkte „a“ und „b“ stellen die Betrachtungspunkte in der Analyse des Ereignisses dar.

Der Leckmassenstrom erreicht 0,8 s nach Beginn der Lecköffnung seinen stationären Endwert, ca. 80 kg/s. Das Sieb ermöglicht das Einströmen von Wasser aus dem Becken in den Primärkühlkreis. Die Entwicklung der beiden Massenströme über die Zeit ist in Abb. 4.6 dargestellt. Die durchgezogene Linie stellt die Entwicklung des Massenstroms im Falle der Kernkonfiguration mit hochangereichertem Brennstoff (HEU) dar, die gestrichelte Linie stellt dasselbe für die Kernkonfiguration mit mittelangereichertem Brennstoff (MEU) dar. Die blauen Kurven entsprechend dabei den Massenströmen an der Position des Siebes, die roten Kurven denen an der Position des Lecks. Aufgrund der Positionen zeigt sich die Änderung im Massenstrom zeitlich verzögert an der Position des Siebs.

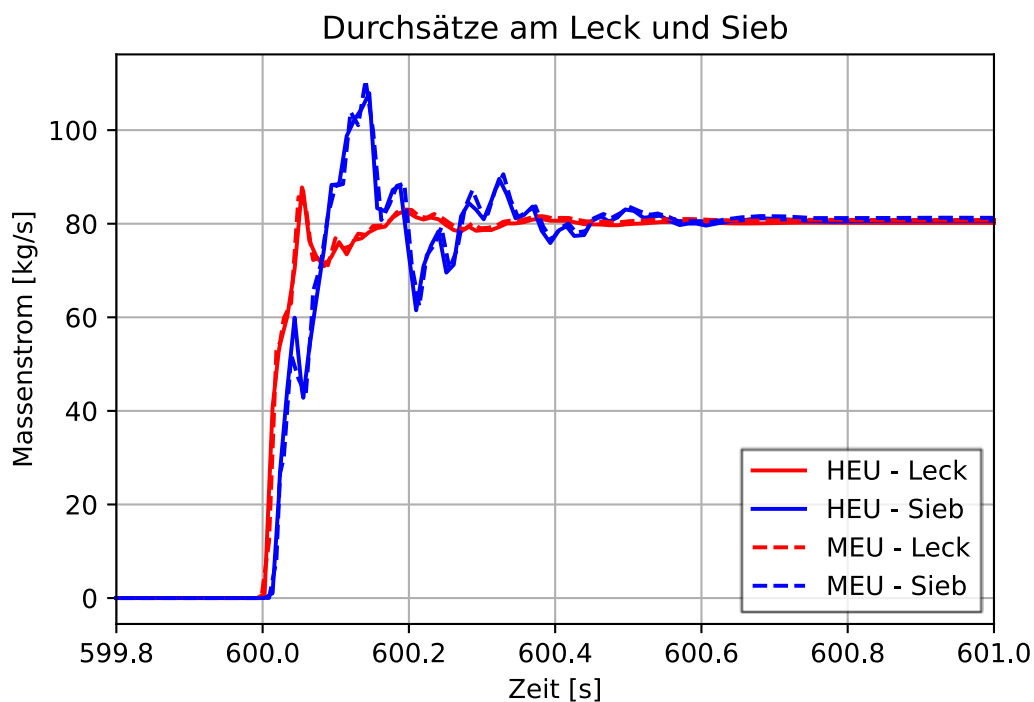


Abb. 4.6 Durchsatz am Leck (S2POOL) und am Sieb, im heißen Strang

4.4.2 Charakteristische Beschreibung des Störfallverlaufs

Der Störfallablauf ist in Tab. 4.2 für die HEU Konfiguration und in Tab. 4.3 für die MEU Konfiguration dargestellt. Die entsprechenden Auslöse- und Folgeereignisse sind im Modell zeitlich geordnet und entsprechend der Modellierung zusammengefasst. Nach dem Start der Simulation wird eine Zeit von 600 s benötigt, um den eingeschwungenen Zustand zu erreichen. Erst dann beginnt das Öffnen des Lecks.

Tab. 4.2 Leck in der HEU-Konfiguration – Störfallablauf

Zeit (s)	Ereignis (-)
0	Simulationsstart
600	Lecköffnung (nach Erreichen des stationären Zustandes)
600,015	Leckventil 100% geöffnet – Leckquerschnitt = 0,0025 m ²
600,12	Minimaler Kerndurchsatz (228,13 kg/s)
600,9	Stabilisierung der Massenströme im System
623,9	Geringste Kernleistung (16,25 MW) – Beginn des Anstiegs
731,5	Ende des Anstiegs (17,84 MW)
33.400	Erreichen eines neuen stationären Punkts mit konstanter Leistung (16,75 MW)
40.000	Simulationsende

Tab. 4.3 Leck in der MEU-Konfiguration – Störfallablauf

Zeit (s)	Ereignis (-)
0	Simulationsstart
600	Lecköffnung
600,015	Leckventil 100% geöffnet – Leckquerschnitt = 0,0025 m ²
600,11	Minimaler Kerndurchsatz (220,27 kg/s)
600,9	Stabilisierung der Massenströme im System
627,6	Geringste Kernleistung (16,16 MW) – Beginn des Anstiegs
716	Ende des Anstiegs (17,43 MW)
31.900	Erreichen eines neuen stationären Punkts konstanten Leistung (16,64 MW)
40.000	Simulationsende

4.4.3 Analyse der Ergebnisse

Da kein Kühlmittel das Reaktorbecken verlässt, gehört eine Kerndurchsatzstörung wie diese zur Störfallkategorie „Wärmeabfuhrstörfälle ohne Kühlmittelverlust“. Die für diesen Fall zu berücksichtigenden Anregekriterien für eine Schnellabschaltung (RESA) sind /TUM 93/:

- Massendurchsatz im Primärsystem kleiner als der Mindestwert von 180 kg/s, entsprechend 168,3 kg/s durch den Kern

- Druckdifferenz zwischen Sammler und Becken kleiner als 4,6 bar – der Druck wird auf beiden Seiten der Naturumlaufklappen gemessen, im heißen Strang und im Reaktorbecken
- Temperatur am Kernaustritt größer als 60,8 °C.

In /GRS 21c/ werden die drei relevanten Anregekriterien ausführlich diskutiert. Im Folgenden werden die Ergebnisse zusammengefasst wiedergegeben.

Massendurchsatz im Kern

Der Kühlmittelverlust hat im zentralen Kanal des Kerns einen schnellen und kurzen Abfall des Massenstroms zur Folge, welcher im Folgenden durch Hochlaufen der Primärpumpen zum Teil kompensiert wird. Auch nach Öffnung des Lecks wird der Kern im Zwangsumlauf durchströmt, an der Leckstelle verlässt ein Teil des Massenstroms den heißen Strang und tritt in das Reaktorbecken ein. Es findet somit keine Änderung in der Richtung der Massenströme statt, sondern nur in ihrer Größe. Die Massendurchsätze durch den Kern und der Primärpumpen werden in Tab. 4.4 wiedergegeben und sind in Abb. 4.7 graphisch dargestellt.

Tab. 4.4 Massendurchsätze für den Kern und die Pumpen für beide Kernkonfigurationen

	HEU Konfiguration	MEU Konfiguration
Minimaler Kerndurchsatz	228,13 kg/s	220,27 kg/s
Zur sicheren Wärmeabfuhr notwendiger Wert	168,3 kg/s	
Pumpendurchsatz, nominaler Wert	75 kg/s	72,7 kg/s
Pumpendurchsatz nach Lecköffnung	85,6 kg/s	83,7 kg/s
Nominaler Massenstrom	300 kg/s	290,8 kg/s
Massenstrom nach Lecköffnung	342,5 kg/s	334,7 kg/s

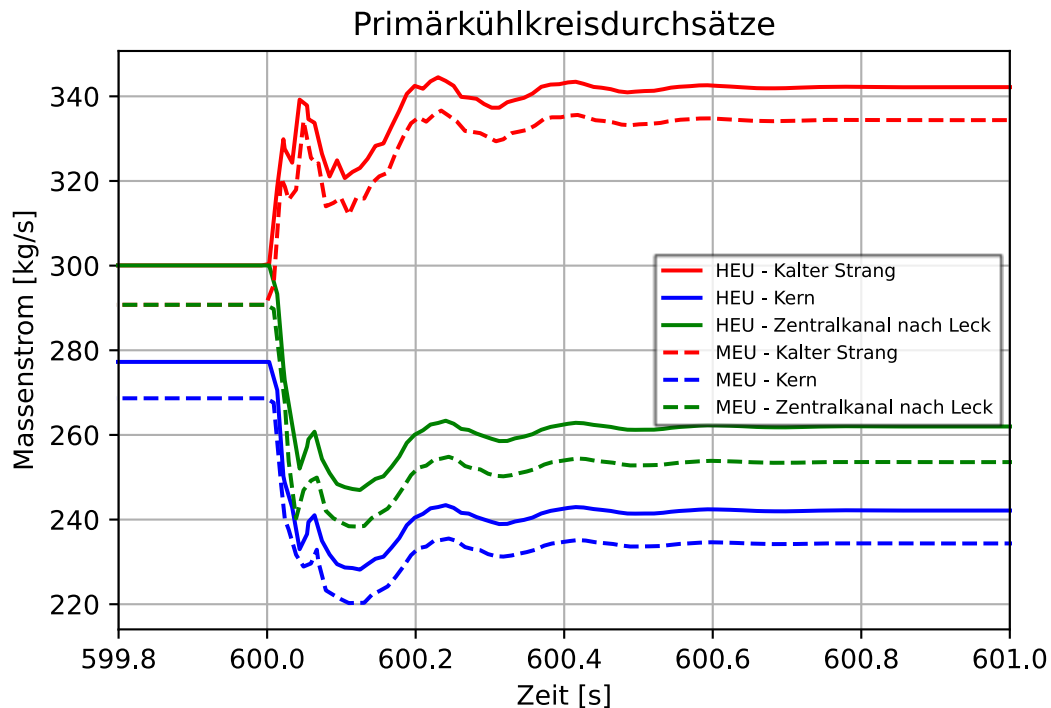


Abb. 4.7 Durchsatz im kalten Strang vor dem Leck (rot), im Zentralkanal nach dem Leck (grün) und im Kern (blau)

Unter Berücksichtigung der bestehenden HEU-Konfiguration, wurden im Sicherheitsbericht des FRM-II die Auswirkungen eines Lecks vor dem Kerneintritt analysiert. Während das Wasser, das durch den Riss in das Reaktorbecken fließt, fast identisch mit dem Ergebnis des vorliegenden Modells ist, ist der endgültige Massenstrom im System etwa 10 kg/s kleiner als die Analyse im Sicherheitsbericht. Das ist vermutlich darauf zurückzuführen, dass die Formverlust-Koeffizienten und die Pumpencharakteristiken aufgrund fehlender Anlagendaten geschätzt werden mussten.

Druckdifferenz zwischen Sammler und Becken

Die Naturumlaufklappen, die sich im kalten Strang befinden, werden durch den Pumpendruck von Primärpumpen oder Notkühlpumpen geschlossen gehalten und öffnen bei Abschalten oder Ausfall der Pumpen selbsttätig durch Gewichtskraft. Die Verringerung des Druckunterschieds zwischen beiden Seiten der Ventile ist das zweite der oben genannten RESA-Kriterien. Diese Differenz erreicht kurz nach der Öffnung des Lecks einen Minimalwert von 3,98 bar für HEU und 4,06 bar für MEU. Nach der Erhöhung der Pumpendurchsätze beträgt die Differenz 7,54 bar, bzw. 7,59 bar. Die Untergrenze (4,6 bar) wird für weniger als 0,05 Sekunden unterschritten, d. h. die Naturumlaufklappen öffnen sich

nicht, weil der Druck im Primärkreis hoch genug bleibt. In Abb. 4.8 werden die Druckverläufe auf beiden Seiten der Ventile und ihre Differenz gezeigt.

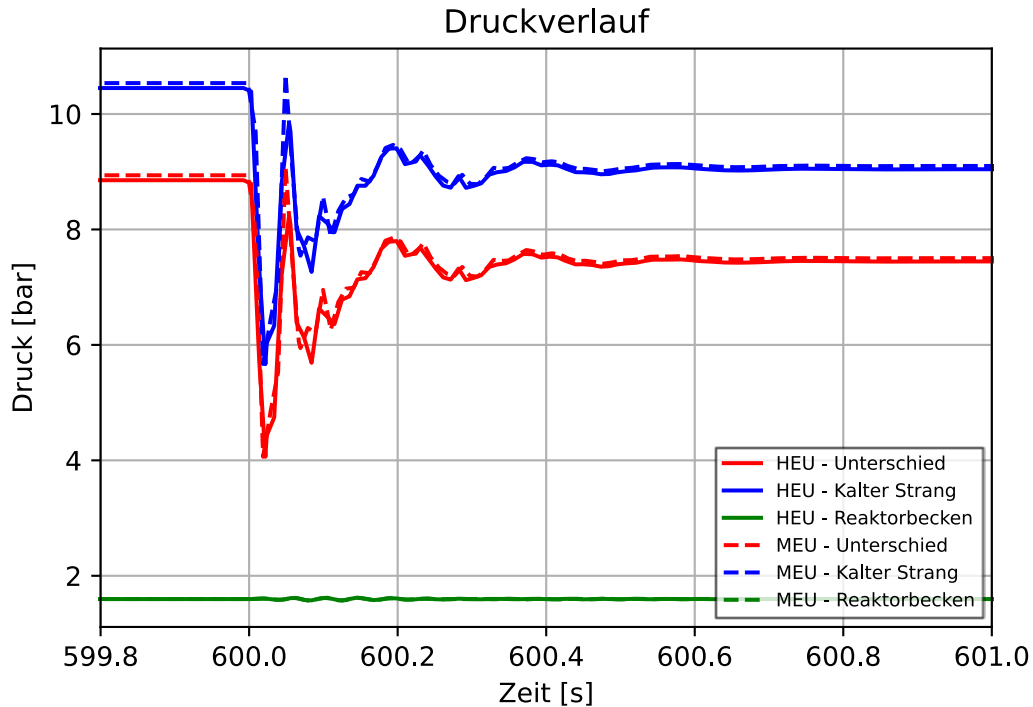


Abb. 4.8 Druck im kalten Strang (grün), im Becken (blau) und Differenz (rot)

Temperatur am Kernaustritt

Die Temperatur des Kühlmittels am Kernausslass zeigt für die HEU Auslegung einen Maximalwert von 54,14 °C und liegt damit 6,66 °C unter dem Grenzwert des Reaktorschutzsystems (Abb. 4.9). Nach dieser Temperaturspitze fällt die Temperatur auf 52,24 °C (Abb. 4.10). Nach Erreichen der neuen stationären Bedingungen stellt sich eine um ca. 0,3 °C höhere Kernaustrittstemperatur als im Nennzustand ein. Für die MEU Auslegung steigt die Temperatur zunächst ähnlich an, erreicht einen fast identischen Punkt, 54,18 °C, fällt aber mittel-/langfristig auf etwa 52,2 °C und liegt ca. 0,2 °C höher als vor dem Ereignis.

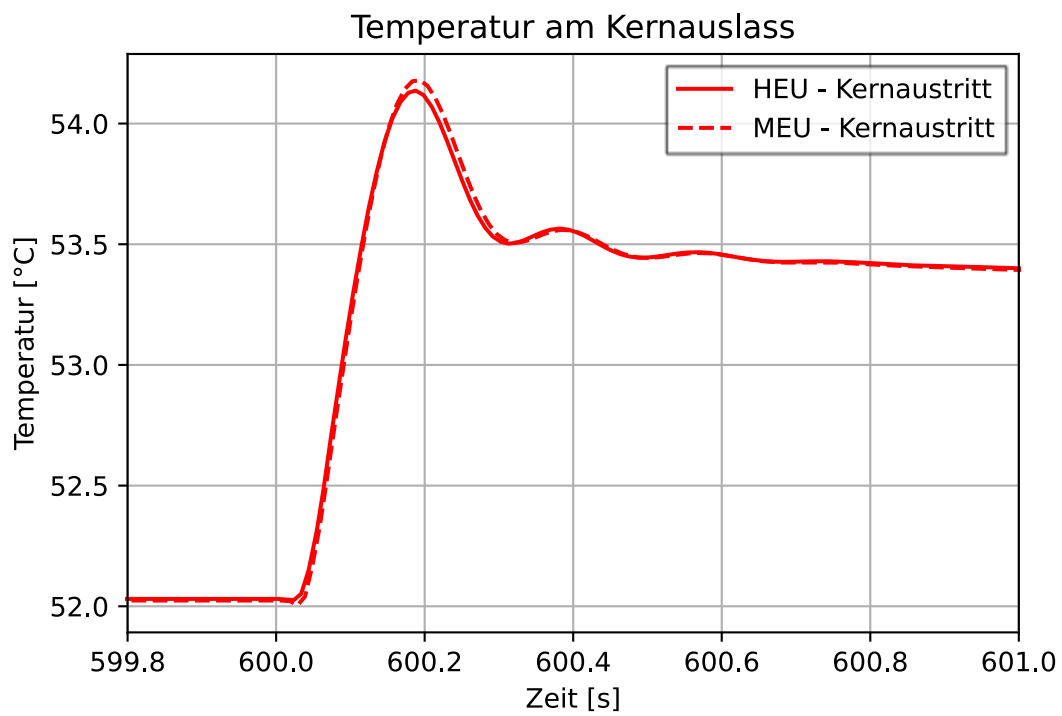


Abb. 4.9 Temperatur am Kernausslass – Transiente

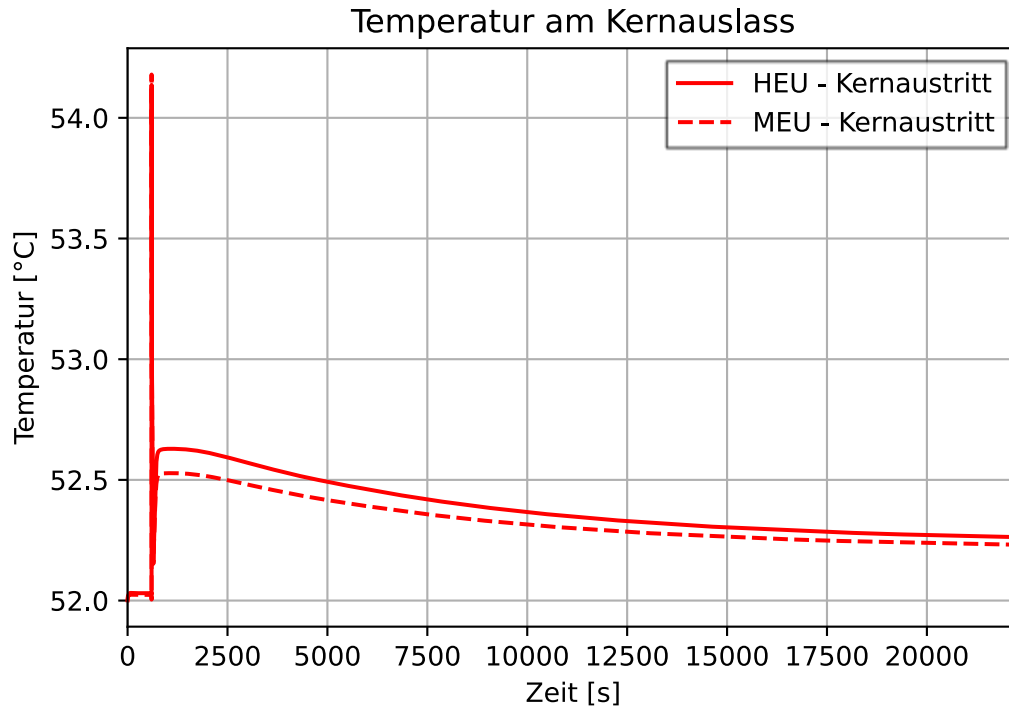


Abb. 4.10 Temperatur am Kernausslass

Keines der drei untersuchten Parameter, Massendurchsatz im Kern, Druckdifferenz zwischen Sammler und Becken sowie Temperatur am Kernaustritt überschreitet die oben aufgeführten Anregelkriterien für Schnellabschaltung des Reaktors. Ein neuer eingeschwungener Betriebspunkt wird, im Falle des Kerns mit der HEU-Konfiguration, nach ca. 32.800 s erreicht, d. h. 32.800 s nach dem Störfall haben sich alle Systemvariablen auf ihren neuen Werten stabilisiert. Das System mit einem Kern mit MEU-Konfiguration erreicht nach 31.900 s seinen entsprechenden Betriebspunkt.

Nach der Durchsatzabnahme im Kern beschreibt die Oberflächentemperatur der Brennstoffplatten einen Anstieg, um sich nach einem Maximum schließlich auf einen neuen, etwas höheren Wert als vor dem Störfalleintritt einzustellen. Die höchsten Temperaturen werden erwartungsgemäß an den Brennstoffplatten erreicht, die sich auf beiden Seiten des Heißkanals befinden. Für die HEU-Konfiguration steigt die maximale Temperatur des äußeren Teils der Brennstoffplatte von 121,3 auf 123,2 °C, mit einer Spitze von 158,6 °C direkt nach der Öffnung des Lecks, wenn der Kühlmittelmassenstrom auf seinem minimalen Niveau ist. Für die MEU-Konfiguration liegt im stationären Zustand die maximale Temperatur der Hülle bei 129,3 °C und bleibt bei 131,2 °C im weiteren Verlauf wieder konstant, mit einer zwischenzeitlichen Spitze von 170,8 °C. Die maximale Brennstofftemperatur des Kerns mit MEU-Konfiguration ist höher, wie es aufgrund des geringeren Kernmassenstroms bei gleicher Leistung zu erwarten war.

Die Auswirkungen der Transiente auf Reaktivitätsbeiträge der Brennstofftemperatur, auf die Kühlmitteldichte und auf die Kühlmitteltemperatur werden in /GRS 21c/ ausführlich diskutiert.

4.4.4 Zusammenfassung

Das Verhalten des Reaktors im Falle einer Primärdurchsatzreduktion durch Leckage oder Bruch unter Berücksichtigung der beiden Kernkonfigurationen wurde analysiert und verglichen. Die bei der Simulation des Störfalls beobachteten Hauptunterschiede zwischen dem Verhalten des Reaktors mit HEU- und MEU-Konfigurationen sind im Wesentlichen auf die Geometrieunterschiede des Kerns und den unterschiedlichen Massenstrom im Kühlsystem zurückzuführen (vgl. auch Kapitel 3.1). Das etwas längere Brennelement und der geringere Massenstrom führten unter Berücksichtigung eines identischen Leistungszustandes zu einer größeren Temperaturerhöhung sowohl im Kühlmittel als auch im Brennstoff und generell zu Bedingungen, die näher an den Sicherheitsgrenzen des Reaktors lagen.

4.5 Störfall: Ausfall der Primärkreispumpen

In diesem Abschnitt sind die durchgeführten Untersuchungen zum gleichzeitigen Ausfall aller Umwälzpumpen des Primärkreislaufes (Primärpumpen) beschrieben. Der Ablauf ist nach dem unterstellten Auslegungstörfall /TUM 93/ modelliert. Diesem als „Pumpenausfall“ bezeichneten Störereignis liegt der Notstromfall als auslösendes Ereignis zugrunde. Da die Primärpumpen nicht über die Netzersatzanlage mit elektrischer Energie versorgt werden, kommt es im Notstromfall zu einem Ausfall aller Primärpumpen und somit zu einem Verlust der betrieblichen Wärmesenke. Der Ereignisablauf stellt sich wie folgt dar:

- Massenstrom, Temperatur und Druck im Primärkreislauf sind in stationärem Volllastzustand
- Ausfall aller Umwälzpumpen des Primärkreislaufes (Primärpumpen)
- Rückgang des Kerndurchsatzes bis Unterschreiten des Abschaltgrenzwertes
- Abschaltung des Reaktors durch Einfahren des Regelstabes und Start der Notkühlpumpen
- Übernahme der Wärmeabfuhr durch die Notkühlpumpen nach Öffnen der Rückschlagklappen in den zugehörigen Einspeiseleitungen
- Drei Stunden nach Ereignisbeginn erfolgt der Übergang in den Naturumlauf durch Abschalten der Notkühlpumpen.

Die Modellierung des Störfalls umfasst die thermohydraulische sowie die leit- und regelungstechnischen Aspekte des ATHLET-Datensatzes. Zu Ereigniseintritt befindet sich die Anlage im stationären Leistungsbetrieb am Nennbetriebspunkt mit einer Reaktorleistung von 18,2 MW. Nach einer Einschwingzeit des Modells von 600 s erfolgt die Auslösung des Störereignisses. Dabei wird die gleichzeitige Abschaltung der Primärpumpen nach 600,1 s Analysezeit getriggert. Die allmähliche Reduktion des Massenstroms der auslaufenden Pumpen aufgrund der rotierenden Schwungmasse wird dabei über eine statische Drehzahlsimulation des Pumpenlaufrads ermöglicht. Diese Modellierungsart erlaubt es, das Auslaufverhalten einer Pumpe über eine zeitabhängige Steuerung der Drehzahl darzustellen. Dazu werden Stützpunkte in einer Wertetabelle vorgegeben und die Auslauffunktion zwischen diesen Werten interpoliert. Für die Analyse wurden zwölf Stützpunkte gewählt, die gesamte Pumpenauslaufzeit beträgt 120 s.

Der Störfallablauf ist in Tab. 4.5 als Vergleich zwischen der Anlage und dem ATHLET Modell – HEU Konfiguration – tabellarisch dargestellt. Die entsprechenden Auslöse- und Folgeereignisse sind im Modell, wie in der Anlage, zeitlich geordnet und entsprechend der Modellierung zusammengefasst.

Tab. 4.5 Störfallablauf in Anlage FRM-II und ATHLET Modell

$t^* = t - t_{\text{ESZ}}$ mit $t_{\text{ESZ}} = 600$ s Einschwingzeit

FRM-II		Modell		
		HEU-Konfiguration		MEU-Konfiguration
t = 0 s	Anlage ist in Betrieb, Leistung ist 20 MW	t* = 0 s	Alle Systeme sind in Betrieb, Leistung ist 18,2 MW	t* = 0 s
t = 0 s	Notstromfall, Ausfall aller vier Primärpumpen	t* = 0 s	Ausschalten der Primärpumpen über GCSM-Signal	t* = 0 s
t = 2 s	Kerndurchsatz erreicht Abschaltgrenzwert des Reaktorschutzes	t* = 2,5 s	Grenzwert Kerndurchsatz unterschritten	t* = 2,4 s
t = 2 s	Auslösung RESA und Start der Notkühlpumpen	t* = 2,5 s	Auslösung RESA, Start der Notkühlpumpen	t* = 2,4 s
t = 100 s	Abfuhr der Nachzerfallsleistung über Notkühlpumpen	ca. t* = 110 s	Abführen der Nachzerfallsleistung über Notkühlpumpen	ca. t* = 110 s
		t* = 10.400 s	Abschalten der Notkühlpumpen	t* = 10.400 s
		t* > 10.400 s	Ausbildung des Naturumlaufs	t* > 10.400 s

Im Folgenden werden einige Ergebnisse der Analyse des Störfalles diskutiert, eine ausführliche Darstellung ist in /GRS 21c/ gegeben.

Der Gesamtmassenstrom durch den Kern setzt sich aus der Summe aus den Fördermengen der Primärpumpen und den Notkühlpumpen zusammen. Er ist in Abb. 4.11 abgebildet. Nach Auslösung der Pumpenabschaltung bei einer Analysezeit von 600 s laufen die Primärpumpen gemäß der modellierten Auslaufkennlinie innerhalb von etwa

120 s aus. Die Fördermenge fällt in den ersten Sekunden nach Abschaltung zunächst steil ab, während die Kurve im weiteren Verlauf abflacht. Ca. 2,5 s nach Ereigniseintritt wird die Fördermenge von 255 kg/s unterschritten, so dass die Abschaltung des Reaktors ausgelöst wird. Nach dem zeitgleichen Start der Notkühlpumpen speisen diese zunächst nicht in den Primärkreis ein, da das durch die auslaufenden Primärpumpen sich ergebene Druckniveau ein Öffnen der Rückschlagklappen der Einspeiseleitungen für die Notkühlpumpen noch nicht erlaubt. Ab etwa 100 s nach Ereigniseintritt ($t = 700$ s) überschreitet die Förderhöhe der Notkühlpumpen den Druck im Primärkreis. In einer Übergangsphase bespeisen sowohl die Primärpumpen als auch die drei Notkühlpumpen parallel den Kern.

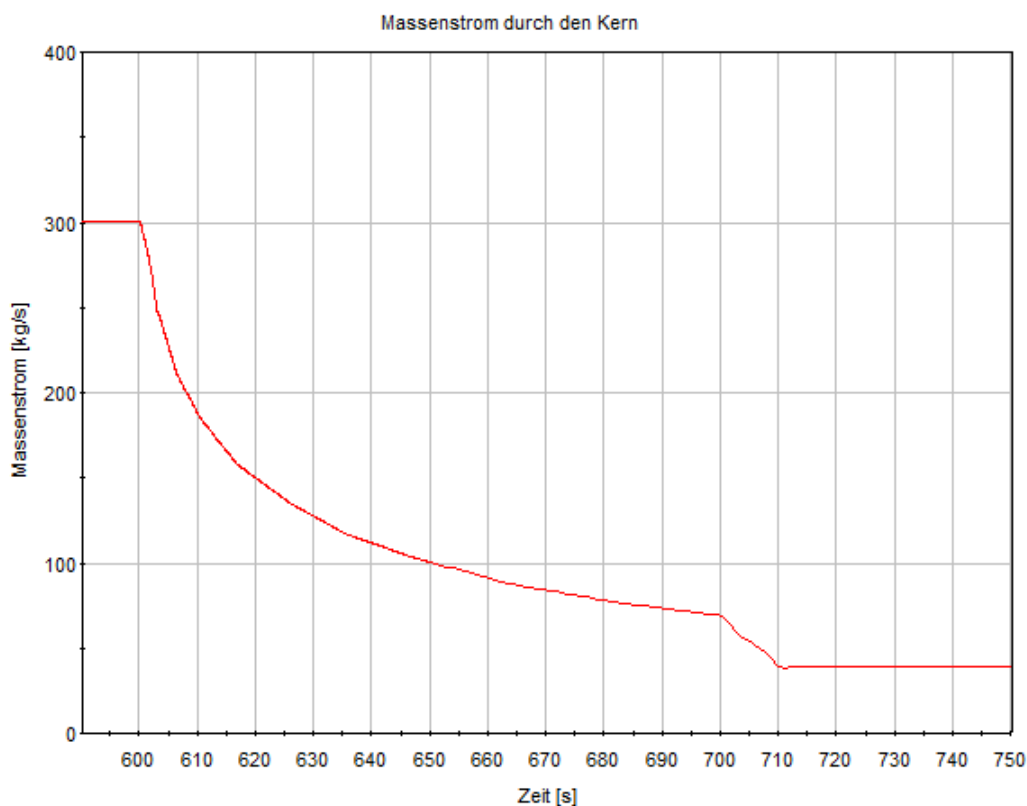


Abb. 4.11 Gesamtmassenstrom durch den HEU Kern

Der Störfall wurde sowohl in der HEU-Konfiguration als auch in MEU-Konfiguration des Kerns berechnet. Die Auslösung der Schutzsignale für die Abschaltung des Reaktors und den Start der Notkühlpumpen hängen vom Kerndurchsatz, also von den hydraulischen Eigenschaften von Reaktor- und Pumpenanlage ab. Im stationären Zustand ist in der MEU-Konfiguration der Kerndurchsatz etwas kleiner als in der HEU-Konfiguration. Dies liegt in der leicht veränderten Geometrie des MEU-Kerns und dem dadurch bedingten höheren Strömungswiderstand des Kerns begründet. Die Verringerung des

Kerndurchsatzes bei Betrieb der Primärpumpen beträgt allerdings nur ca. 3 %, so dass eine Anpassung der Grenzwerte für die Erkennung des Pumpenausfalls nicht erforderlich war. Da insbesondere zu Störfallbeginn der Kerndurchsatz schnell zurückgeht, sind trotz leicht unterschiedlichem Kerndurchsatz zu Ereignisbeginn für beide Kernkonfigurationen keine nennenswerten Unterschiede im thermohydraulischen Verhalten zu erwarten. In Abb. 4.12 ist der Kerndurchsatz in der transienten Phase bei Störfalleintritt für MEU- und HEU-Konfiguration in einem gemeinsamen Diagramm dargestellt. Die Kurven zeigen, abgesehen vom höheren Durchsatz zu Störfallbeginn in der HEU-Konfiguration, einen nahezu deckungsgleichen Verlauf. Der Umstieg von HEU- zu MEU Brennstoff besitzt in dieser Konfiguration also keine Auswirkung auf die Stöfalldynamik des Ereignisses „Pumpenausfall“. Im Folgenden sind deshalb, wenn nicht extra erwähnt, die Ergebnisse der HEU Konfiguration gezeigt.

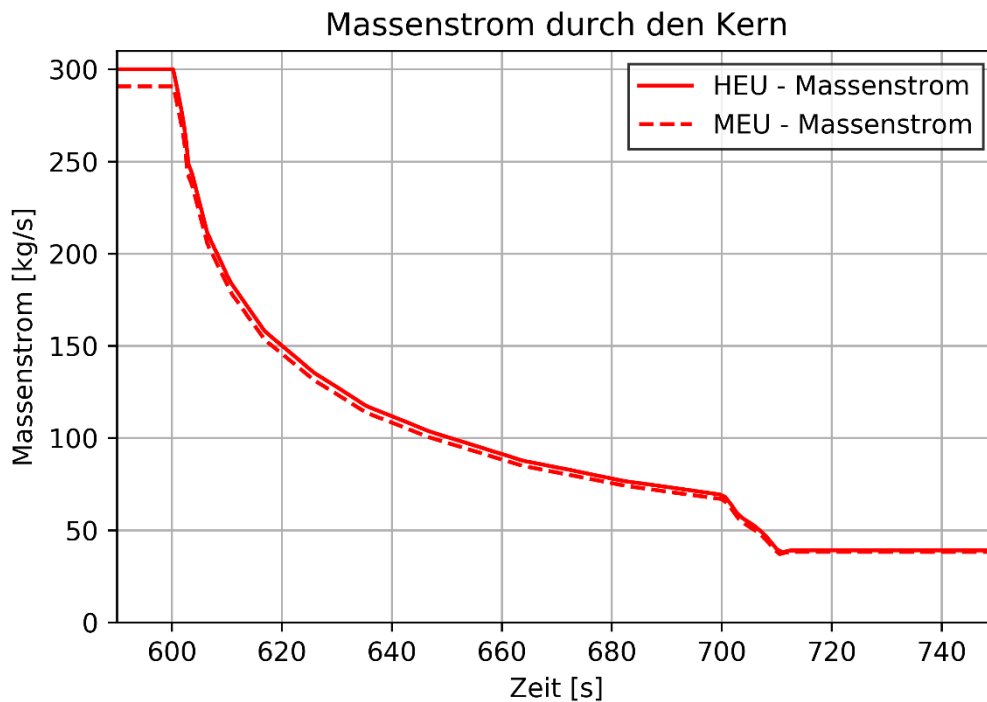


Abb. 4.12 Vergleich des Kerndurchsatzes in HEU- und MEU-Konfiguration

Abb. 4.13 zeigt die Temperaturverläufe im Kern und am Kernaustritt innerhalb der ersten 4 s nach Störfalleintritt. Der qualitative Verlauf der Kurven zeigt eine gute Übereinstimmung mit dem erwarteten Verlauf. Die maximale Brennstofftemperatur nimmt vom Störfallbeginn bis zur Auslösung der RESA um ca. 7 °C zu und bleibt damit unter der zulässigen Höchsttemperatur.

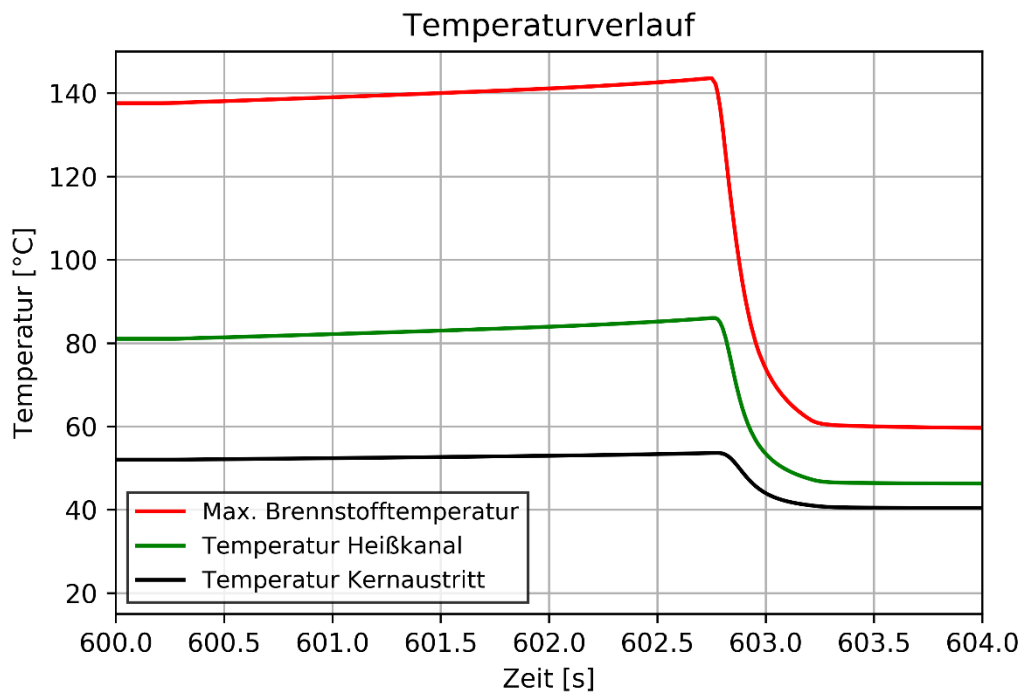


Abb. 4.13 Temperaturverlauf im Kern und am Kernaustritt

Die Notkühlumpen können drei Stunden batteriegestützt betrieben werden. In der hier durchgeführten Analyse werden die Notkühlumpen deshalb drei Stunden nach Ereignisbeginn abgeschaltet, also nach einer Analysezeit von 11.400 s ($3 \times 3.600 \text{ s} + 600 \text{ s}$). Die Nachzerfallsleistung des Reaktorkerns beträgt zu diesem Zeitpunkt mit etwa 175 kW knapp 1 % der Leistung vor Ereignisbeginn. Der Verlauf des Kerndurchsatzes in dieser Phase wird in Abb. 4.14 gezeigt. Es ist zu erkennen, dass der Kerndurchsatz den Nullwert überschreitet und letztlich einen negativen Wert erreicht. Der negative Wert für den Kerndurchsatz ergibt sich aus einer Umkehr der Strömungsrichtung nach Öffnung der Naturumlaufklappen und dem Einstellen des Naturumlaufes.

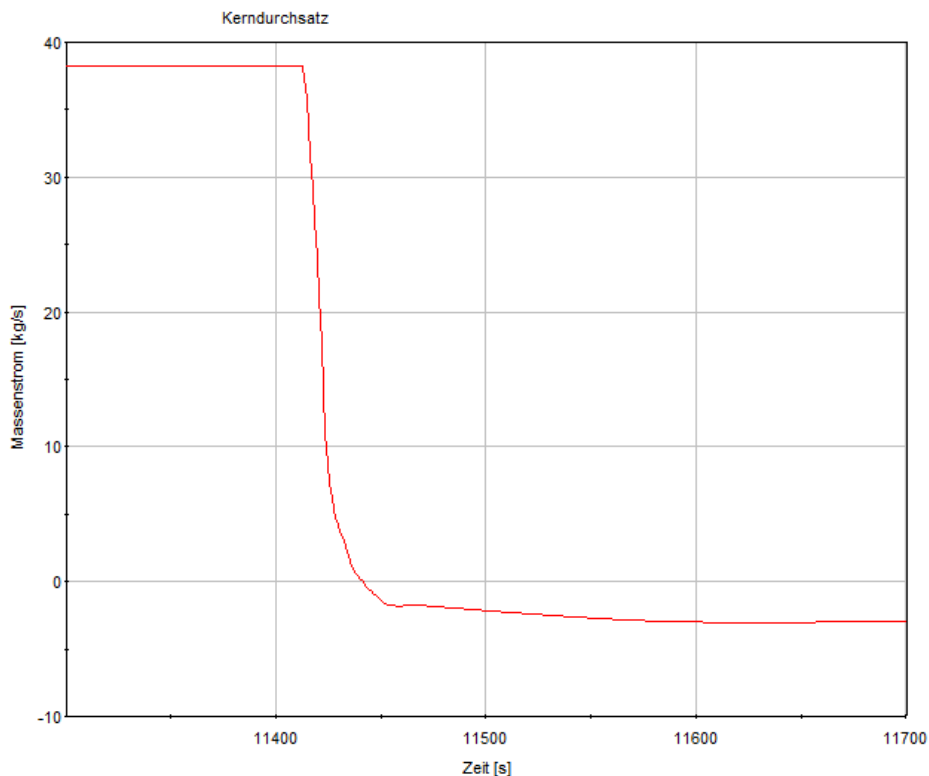


Abb. 4.14 Kerndurchsatz nach Abschaltung der Notkühlpumpen

In Abb. 4.15 und Abb. 4.16 sind die Temperaturverläufe am Kerneintritt und -austritt dargestellt. Die Kernaustrittstemperatur steigt mit Rückgang des Kerndurchsatzes ab $t = 11.420$ s zunächst an und erreicht ihr Maximum bei $t = 11.440$ s. An diesem Punkt kommt der Zwangsumlauf zum Erliegen und die Strömung kehrt sich um, wodurch kälteres Medium aus der Kühlmittleitung und letztlich aus dem Pool zurück zum Kernaustritt strömt. Die Temperatur am Kerneintritt reagiert zunächst nicht auf den Rückgang der Strömung nach Abschaltung der Notkühlpumpen. Sie beginnt erst nach Strömungsumkehr zu steigen, wenn also warmes Wasser aus dem Kern aufgrund seiner geringeren Dichte nach oben zum Reaktoreintritt aufsteigt. Nach Ausbildung eines stabilen Naturumlaufs erreicht auch die Temperatur einen konstanten Wert von etwa 44 °C. Die Aufwärmspanne beträgt in diesem Zustand letztlich $13,5$ °C.

Aus den Analysen geht hervor, dass die MEU Kernkonfiguration beim Störfall „Pumpenausfall“ zu einem vergleichbaren Analgenverhalten wie in der der HEU Konfiguration führt. Durch die Abschaltung des Reaktors wenige Sekunden nach Ereigniseintritt ist in der Folge noch die Nachzerfallsleistung aus dem Kern abzuführen. Durch den Auslauf

der Primärpumpen und die Auslegung der Notkühlumpen ist die Wärmeabfuhr durchgängig gegeben. Aufgrund der hohen Wärmespeicherfähigkeit des Pools kann dieser den integralen Wärmeeintrag durch den Nachzerfall aufnehmen.

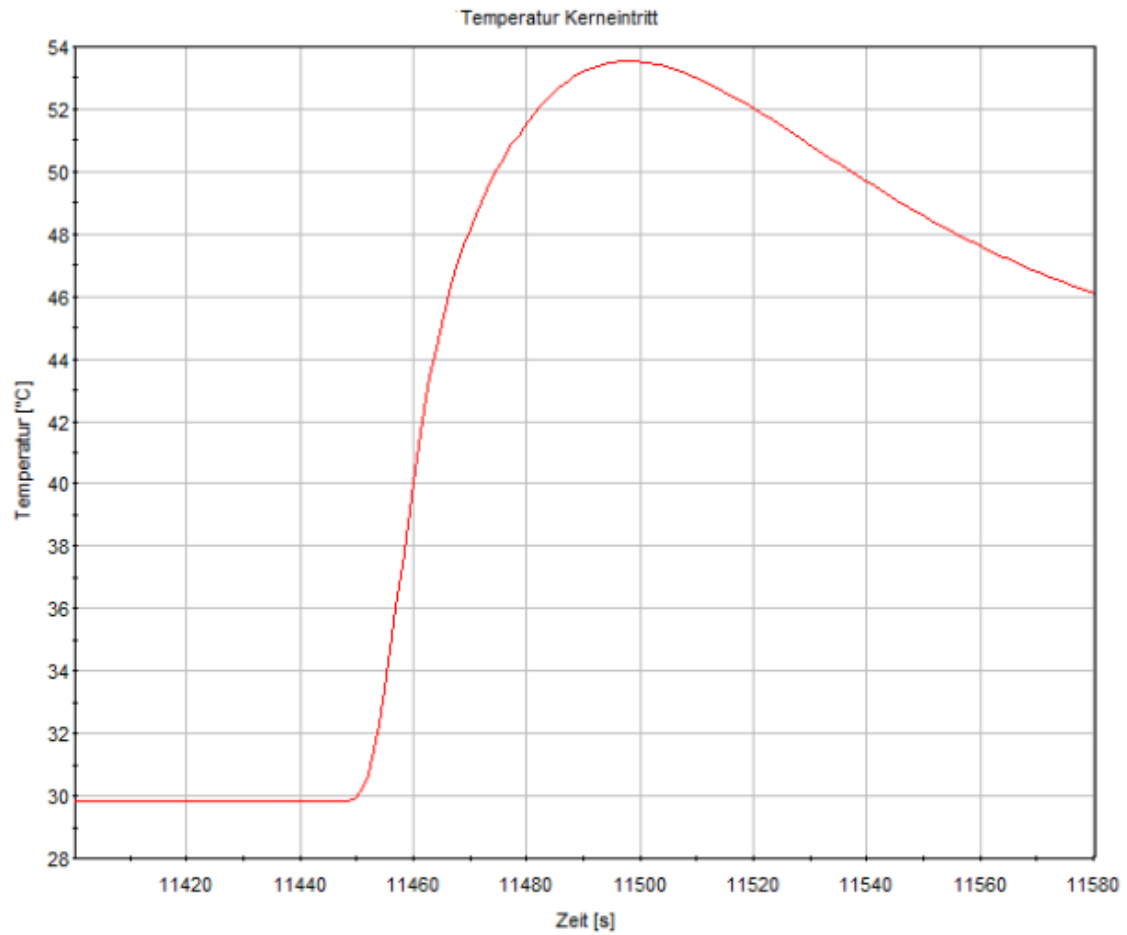


Abb. 4.15 Temperaturverlauf am Kerneintritt beim Übergang zum Naturumlauf

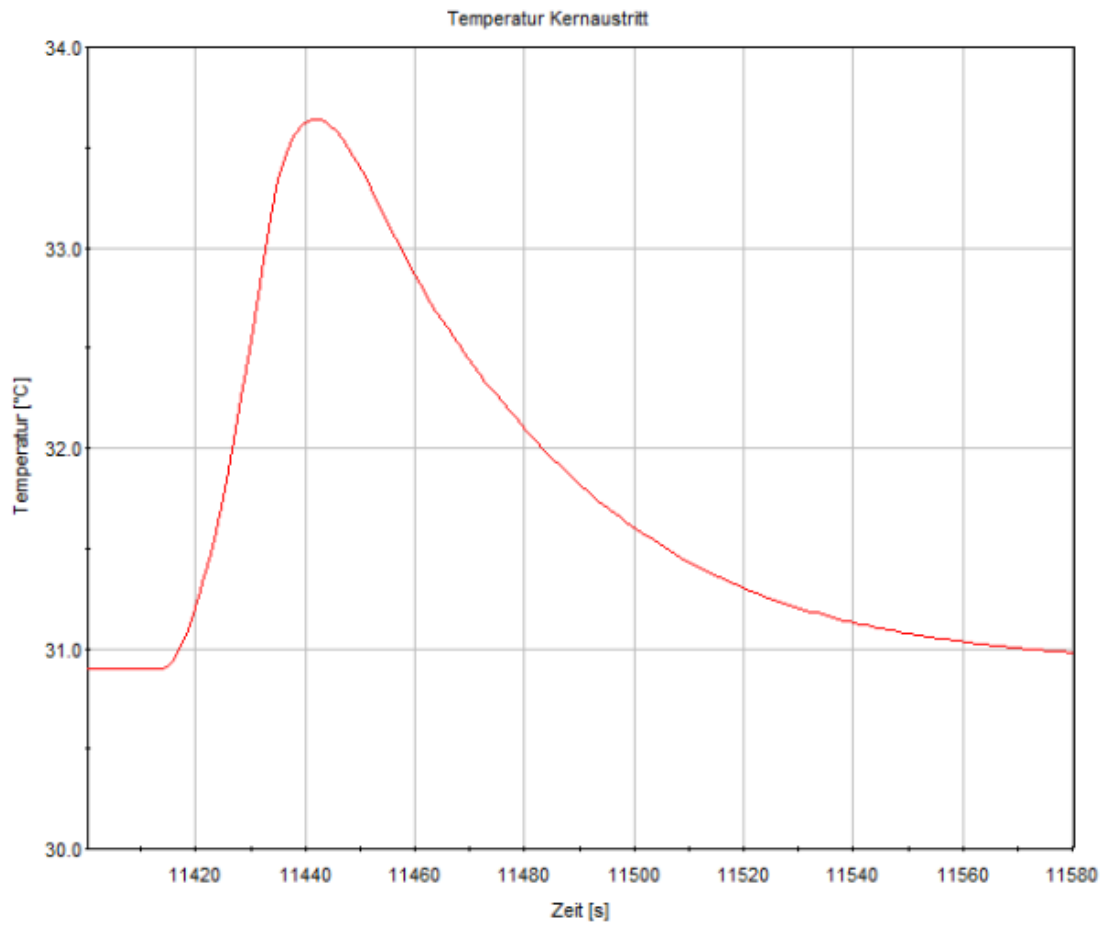


Abb. 4.16 Temperaturverlauf am Kernaustritt beim Übergang zum Naturumlauf

5 Zusammenfassung

Der vorliegende Bericht beschreibt die durchgeführten Arbeiten und erzielten Ergebnisse eines Eigenforschungsvorhabens zur Umrüstung von Forschungsreaktoren von hochangereichertem Uran auf Brennstoff mit einer niedrigeren Anreicherung.

In einem ersten Schritt wurde der aktuelle Stand der Brennstoffentwicklung neuartiger, hochdichter Brennstoffe sowie die Weiterentwicklung schon qualifizierter Brennstoffe erfasst.

In einem zweiten Schritt wurde ein Monte-Carlo Modell des FRM-II in der aktuellen Auslegung mit HEU Brennelement erstellt und getestet. Anhand des Modells wurden neutronen-physikalische Werte wie Kritikalität, Abbrandverhalten, Wirksamkeit des Abschalt-systems, Leistungs- und Neutronenflussverteilung, Reaktivitätskoeffizienten und kinetische Parameter bestimmt. Basierend auf einem Uransilizidbrennstoff mit einer Dichte von $4,8 \text{ gU/cm}^3$, der bereits für geringere Abbrände und Leistungsdichten als im hier betrachteten Fall qualifiziert ist, wurden für eine zweite Kernauslegung mit einer Urananreicherung von 50 % die oben genannten Parameter bestimmt. Diese Variante erfordert nur minimale geometrische Änderungen im Vergleich zu der bestehenden Auslegung. Ergänzend zu den Arbeiten der GRS wurde vom Öko-Institut im Unterauftrag eine Parameterstudie zu Einflüssen von Randbedingungen (wie Urandichte und Grad der Anreicherung) auf Reaktorkenngrößen hinsichtlich verschiedener potenzieller Optionen der Umrüstung des FRM-II durchgeführt.

In einem dritten Schritt wurden die beiden Kerngeometrien mit Hilfe des in ATHLET entwickelten Analysesimulators untersucht. Neben einem Vergleich der stationären Zustände für beide Auslegungen wurde je ein Störfall aus den Kategorien „Reaktivitätsstörfälle“, „Durchsatzänderungen im Reaktorkühlsystem“ und „Kühlmittelverluststörfall“ analysiert. Dies waren ein Reaktivitätsstörfall beim Anfahren durch Ausfahren des Regelstabes, eine Primärdurchsatzreduktion durch Leckage oder Bruch und der Ausfall aller Primärpumpen infolge eines Notstromfalles. Für den Reaktivitätsstörfall wurden für den MEU-Fall höhere Sicherheitsmargen als für den HEU-Fall ermittelt. Für den Leckstörfall führt das etwas längere Brennelement und der geringere Massenstrom in der MEU-Konfiguration zu einer größeren Temperaturerhöhung sowohl im Kühlmittel als auch im Brennstoff und generell zu Bedingungen, die näher an den Sicherheitsgrenzen des Reaktors lagen. Für den Ausfall der Primärpumpen wurde ein nahezu identisches Verhalten für die HEU- und MEU-Konfiguration festgestellt.

Im AP 2 des durchgeführten Vorhabens wurden Methoden zur neutronen-physikalischen Analyse eines Forschungsreaktors mit einem Kompaktkern entwickelt bzw. weiterentwickelt und diese mit Hilfe von Testrechnungen überprüft und verifiziert. Die Ergebnisse der Berechnungen ergaben qualitativ gute Übereinstimmungen mit Literaturwerten (z. B. Multiplikationsfaktor und Plutoniumaufbau). Quantitative Aussagen sind aufgrund der teilweise fehlenden Anlagendaten und infolgedessen getroffener ingenieurmäßiger Annahmen nur bedingt möglich. Die vorliegenden Rechnungen könnten zum Beispiel durch bessere Anlagendaten oder die Implementierung der Nachführung des Regelstab verbessert werden.

Im Rahmen des AP 3 werden stationäre Rechnungen und Transienten für das generische Model eines Forschungsreaktors mit einem Kompaktkern durchgeführt. Die erzielten Ergebnisse der stationären Rechnung wurden mit Literaturwerten zum Nennbetrieb verglichen. Das ATHLET-Modell für die untersuchten Parameter lieferte hierzu zufriedenstellende Ergebnisse. Die Implementierung der neuen, aus AP 2 des Vorhabens berechneten, HEU- sowie der MEU-Kernkonfiguration wurde erfolgreich durchgeführt. Konkrete Arbeiten hierzu waren die Anpassung der Randbedingungen, Reduzierung des Durchsatzes im Primärkreis und Implementierung der neuen Leistungsverteilung sowie eine Anpassung der Brennstoffplattengeometrie. Nach Auswertung von ausgewählten Parametern zeigt das MEU-Modell ein plausibles Verhalten verglichen mit der ursprünglichen, hochangereicherten Konfiguration.

Des Weiteren konnte das generische Forschungsreaktormodell um die MEU-Kernkonfiguration erweitert werden. Darüber hinaus wurden Optimierungen von Eingabeparametern durchgeführt, was zu einer Verbesserung der Modellierung geführt hat. Um die Ausagesicherheit des Forschungsreaktormodells weiter zu erhöhen, wurden einerseits die bestehenden Parameter- bzw. Modellunsicherheiten systematisch berücksichtigt und andererseits bei Vorliegen weiterer Anlagendaten diese in das Modell implementiert sowie das Modell weiter verifiziert.

Die durchgeführten Arbeiten versetzen die GRS in die Lage, verschiedene Umrüstungsvarianten auf ihre sicherheitstechnische Bedeutung hin zu untersuchen und zu bewerten. In einem Nachfolgevorhaben sollen Varianten mit neuartigem, hochdichten UMO Brennstoff untersucht werden, die voraussichtlich die größtmögliche Abreicherung von ^{235}U ermöglichen.

Literaturverzeichnis

- /ANL 18/ <http://www.rertr.anl.gov/index.html>.
- /BAU 20/ Baumeister, B.: The Empire Irradiation Test: First Results of the Monolithic PIE, RRFM 2020.
- /BER 10/ A. Bergeron, A. Tentner, J.G. Stevens: Feasibility Analyses for HEU to LEU Fuel Conversion of the Laue Langevin Institut (ILL) High Flux Reactor (RHF) Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory, Juli 2010.
- /BER 14/ S. Van Den Berghe, P. Lemoine: Review of 15 Years of High-Density Low-Enriched UMo Disersion Fuel Development for Research Reactors in Europe, Nuclear Engineering and Technology, vol. 46, p. 125-146, 2014.
- /CEA 11/ http://www-rjh.cea.fr/Add-On/osiris_gb.pdf.
- /DOE 20/ U.S. Department of Energy, Office of Science: The Scientific Justification for a U.S. Domestic High-Performance Reactor-Based Research Facility, Report of the Basic Energy Sciences Advisory Committee, Juli 2020.
- /ENG 09/ M. Englert: Neutronenphysikalische Simulationsrechnungen zur Proliferationsresistenz nuklearer Technologien. Fachbereich Physik, Technische Universität Darmstadt, Dissertation, 2009.
- /FIN 01/ Finlay et al, A New Fuel for Research Reactors, IAEA, 2001.
- /GLA 05/ A. Glaser: Neutronics Calculations Relevant to the Conversion of Research Reactors to Low-Enriched Fuel. TU Darmstadt. Dissertation. Fachbereich Physik, 2005.
- /GRS 18/ GRS. Statistische LOCA-Analysen, Seite 27, GRS-519, Juli 2018.
- /GRS 20/ GRS. Forschungskonzept für die Entwicklung eines generischen Analysesimulators für einen Forschungsreaktor, GRS-A-4001, März 2020.

- /GRS 21a/ Becker, B., Aures, A., Travleev, A., Schimpfke, T.: Technische Notiz, Neutronenphysikalische Simulation des FRM-II mit Serpent 2, Bericht zum Vorhaben 4718R01321, Februar 2021.
- /GRS 21b/ Steudel, I., Trapp, M.: Technische Notiz, Erfassung des Stands der Wissenschaft und Technik bezüglich der Umstellung von hochangereichertem (HEU) auf niederangereichertem (LEU) Brennstoff bei Forschungsreaktoren, Bericht zum Vorhaben 4718R01321, März 2021.
- /GRS 21c/ Goumnerov, H., Mateos Canals, I., Rademacher, R.: Technische Notiz, Dynamisches Anlagenverhalten Bericht zum Vorhaben 4718R01321, März 2021.
- /HOF 20/ Hofman, G., Jamison, L., Ye, B., Mei, Z-G, Yacout, A., Robinson, A., Hanson, W., Nielsen, J., Keiser, D., Leenaers, A.: Analysis of Preliminary PIE Results for PVD Coated U-7Mo Dispersion Fuel Plates Irradiated in the EMPIrE Experiment, RRFM 2020.
- /HUB 17/ Hubbard, L. R., Arendt, C. L., Dye, D., Clayton, C. K., Lerchen, M. E., Lombardo, N., Lavender, C., Zacher, A. H.: U-10Mo Baseline Fuel Fabrication Process Description, Pacific Northwest National Laboratory, September 2017.
- /ILT 20/ Iltis, X., Drouan, D., Blay, T., Zacharie-Aubrun, I., Sabathier, C., Onofri-Marroncle, C., Palancher, H., Hervieu, E., Forgeron, T., Baumeister, B., Steyer, Ch., Schwarz, Ch., Petry, W., Allenou, J., Stepnik B.: Microstructural Characterization of an Empire Fresh Fuel Monolithic Mini-Plate with Zr-PVD Coating, RRFM 2020.
- /KHA 20/ Khair, M., Callarec, E., Tougait, O., Touzin, M., Beclin, F., Allenou, J., Stepnik, B., Leenaers, A., Palancher, H.: Characterizations of the U-7Mo Dispersed Fuel for the SEMPER FIDELIS In-Pile Test, RRFM 2020.
- /KIM 15/ J.K. Kim, J.Y. Kim, H.T. Chae, C. Park, und K.H. Lee: The KJRR, the first research reactor using high density U-Mo Fuel, Proceedings des 36th RERTR 2015 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Oktober 2015, Seoul.

- /KIM 20/ Kim, Y. S., Oaks, A., Ye, B., Jamison, L, Mo, K., Miao, Y., Mei, Z., Hofman, G., Yacout, A., Robinson, A., Keiser, D., Leenaers, A.: Report on U₃Si₂/Al Dispersion Fuel for High-Power Research Reactors: analysis and resolution plan, RRFM 2020.
- /LEE 14/ A. Leenaers: Surface-engineered low-enriched Uranium-Molybdenum fuel for research reactors, Doktorarbeit, 2014.
- /LIC 14/ J.R. Licht, B. Dionne, F. Thomas: Loss-of-Offsite-Power Simulations for the Conversion of RHF to Low Enriched Uranium Fuel, RERTR 2014 – 35th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Oktober 2014, Wien.
- /MAR 20/ Marshall, M., Cole, J., Glagolenko, I., Hanson, W., Jue, J.-F., Robinson, A., Smith, J., Giglio, J.: Failure of LEU U-10Mo Monolithic Fuel Test Specimens During Irradiation, RRFM 2020.
- /MET 20/ Metzroth, K., Pascale, M., Hardtmayer, D., Jenkins, J., Woolstenhulme, E.: Qualification of an LEU Fuel for the Advanced Test Reactor, ANS Winter Meeting 2020.
- /MEY 14/ M.K. Meyer, J. Gan, J.F. Jue, D.D. Keiser, E. Perez, A. Robinson, D.M. Wachs, N. Woolstenhulme, G.L. Hofman und Y.S. Kim: Irradiation Performance of U-Mo Monolithic Fuel, Nuclear Engineering and Technology, vol. 46, p. 169-182, 2014.
- /MIG 14/ M. Migdal und T. Krok: Brief history of MARIA conversion from HEU to LEU, Proceedings des 35th RERTR 2014 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Oktober 2014, Wien.
- /MIT 17/ MIT Nuclear Reactor Laboratory, Submission of Low Enriched Uranium (LEU) Conversion Preliminary Safety Analysis Report (PSAR) for the MIT Research Reactor (MITR), Docket 50-20, License R-37, ML17345A516, 6. Dezember 2017.

- /NAS 16/ Reducing the use of highly enriched uranium in civilian research reactors, The National Academies of Science, Engineering, Medicine, 2016.
- /NIS 14/ NIST Center for Neutron Research, Submission of a Preliminary HEU-LEU Conversion Safety Analysis Report, ML15028A135, 30. Dezember 2014.
- /NIS 16/ NIST Center for Neutron Research, Response to Request for Additional Information on Preliminary Safety Analysis Report (TAC no. MF7235), ML16211A064, 21. Juli 2016.
- /NNS 18/ <https://nnsa.energy.gov/mediaroom/factsheets/gtri-convert>.
- /NRC 88/ U.S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Reactor Regulation: Safety Evaluation Report Related to the Evaluation of Low-Enriched Uranium Silicide-Aluminum Dispersion Fuel for Use in Non-Power Reactors, NUREG-1313, Washington Juli 1988.
- /NRC 16/ US NRC, National Institute of Standards and Technology Preliminary Safety Analysis Report for the National Bureau of Standards Reactor (TAC NO. MF7235), ML16103A140, 25. April 2016.
- /NRC 17/ US NRC, University of Missouri at Columbia – Response to Request for Review of the Highly Enriched to Low-enriched Uranium Conversion Preliminary Safety Analysis Report for the University of Missouri-Columbia Research Reactor, ML17313A240, 15. November 2017.
- /NRC 18a/ US NRC, Massachusetts Institute of Technology – Response to Request for Review of Low-enriched Uranium Conversion Preliminary Safety Analysis Report for the Massachusetts Institute of Technology Research Reactor (EPID: L-2017-LLA-0445), ML18038B192, 12. März 2018.
- /NRC 18b/ US NRC, Massachusetts Institute of Technology – Response to Request for Review of Low-enriched Uranium Conversion Preliminary Safety Analysis Report for the Massachusetts Institute of Technology Research Reactor (EPID: L-2017-LLA-0445), ML18303A207, 31. Oktober 2018.

- /NRC 20/ US NRC, The University of Missouri-Columbia – Termination of the U.S. Nuclear Regulatory Commission Staff Review of the Highly enriched to low-enriched Uranium Conversion Preliminary Uranium Conversion Preliminary Safety Analysis Report for the University of Missouri Research Reactor (EPID L-2017-LLA-0264), ML20085G507, 21. April 2020.
- /OEK 21/ M. Englert, C. Pistner: Simulationsrechnungen zur Umrüstung des FRM-II, Unterauftrag im Vorhaben 4718R01321, Öko-Institut e.V., März 2021.
- /PAR 14/ C. Park, J.Y. Kim, H.T. Chae, Y.K. Kim: Current Status of the KJRR Project and its Design Features, Proceedings des 16th meeting of the International Group on Research Reactors, November 2014, Bariloche, Argentina.
- /RIP 06/ M. Ripert, S. Dubois, P. Boulcourt, S. Naury, P. Lemoine: IRIS3 experiment - Status and result of thickness increases, 10th International Meeting on Research Reactor Fuel Management (RRFM), 2006, Sofia, Bulgaria.
- /ROH 15/ A. Röhrmoser, Conversion study for FRM II with backup fuel U_3Si_2 , Proceedings der European Research Reactor Conference RRFM 2015, April 2015, Bucharest.
- /SIK 20/ Sikorin S.N., Kuzmin A.V., Polozov S.A., Grigorovich T.K., Tukhvatulin Sh.T., Galev I.E., Bakhin A.N., Mokruyshin A.A., Bazyuk S.S., Vishnevsky V.Yu., Izhutov A.L., Burukin A.V., Kaiser D., Bolshinsky I., Gohar Y.: Low Enrichment Uranium Nuclear Fuel Based on Uranium-Zirconium Carbonitride: Performance of Methodical Reactor Experiment and the Results Thereof, RRFM 2020.
- /TUM 93/ TUM, "Neutronenquelle München FRM-II in Garching Sicherheitsbericht," TUM, Garching, 1993.
- /WIG 20/ Wight, J., Leenaers, A., Van den Berghe, S., Ooms, H., Rossaert, B., Sikkik, E.: High Density Silicide Irradiations at BR2: Irradiation Results of the HiPROSIT and COBRA-FUTURE Experiments, RRFM 2020.

- /WIL 17/ E.H. Wilson, A. Bergeron, J.A. Stillman, T.A. Heltemes, D. Jaluvka, L. Jamison: U.S. High Performance Research Reactor Conversion Program: An Overview on Element Design, Proceedings der European Research Reactor Conference RRFM 2017, Mai 2017, Rotterdam, RRFM2017-A0110.
- /WIL 20/ Wilson, E.H., Stevens, J.G.: Progress on U.S and International Low-Enriched Uranium Reactor Conversions, ANS Winter Meeting 2020.
- /YE 20/ Ye, B., Bergeron, A., Yacout, A.M., Hofman, G.L.: Temperature Estimation of U_3Si_2 Fuel Plates Under High Power Conditions, RRFM 2020.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Vergleich der Bestrahlungsergebnisse von UMo Dispersionsbrennstoff ohne Si Zugabe zur Al Matrix (orange Symbole, IRIS-2) und mit Beimischung von 0,3 % Si (gelbe Quadrate) und 2,1 % Si zur Al Matrix /RIP 06/.....	10
Abb. 2.2	Überblick über den gesamten Produktionsprozess von monolithischem UMo /HUB 17/	15
Abb. 2.3	Detailliertes Ablaufschema der UMo Folien Produktion /HUB 17/	16
Abb. 2.4	Detailliertes Ablaufschema der Produktion der Brennpfatten /HUB 17/	17
Abb. 3.1	Serpent Modell des HEU-Brennelementes (horizontaler Schnitt)	29
Abb. 3.2	Serpent Modell des Kernbereichs für die HEU Konfiguration mit teils eingefahrenem Regelstab (axialer Schnitt)	30
Abb. 3.3	Simulationsmodell des FRM-II Abschaltsystems	31
Abb. 3.4	Serpent-Modell Änderungen, Überblick. Modell mit HEU (oben) und Modell mit MEU (unten)	32
Abb. 3.5	Serpent-Modell Änderungen, Detaildarstellung des unteren Teils des Brennelements. Modell mit HEU (links) und Modell mit MEU (rechts).....	33
Abb. 3.6	Thermischer Neutronenfluss der HEU Konfiguration	34
Abb. 3.7	Schneller Neutronenfluss der HEU Konfiguration	35
Abb. 3.8	Leistungsdichte in Abhängigkeit der Brennelementplattenbreite für verschiedene axiale Segmente der HEU Konfiguration	36
Abb. 3.9	Leistungsdichte in Abhängigkeit der axialen Höhe der HEU Brennelementplatten	37
Abb. 3.10	Wirksamkeit des Abschaltsystems in Abhängigkeit der Eintauchtiefe der Abschaltstäbe	38
Abb. 3.11	Verlauf des Multiplikationsfaktors k_{eff} in Abhängigkeit der Volllasttage (HEU-Brennelement).....	40
Abb. 3.12	Verlauf des Multiplikationsfaktors k_{eff} in Abhängigkeit der Volllasttage (MEU-Brennelement)	40
Abb. 3.13	Benchmarkrechnungen zum Reaktivitätsverlauf und der Zykluslänge im gegenwärtigen HEU Design mit MCNPX2.6.c+CINDER90, MCODE (MCNP4C+ORIGEN) und VESTA (MCNP6.2+PHOENIX)	41

Abb. 3.14	Abbrand in der Geometrie nach /ROH 15/ mit 6 gU/cm ³ und einer Anreicherung von 35 %	42
Abb. 3.15	Anfangsreaktivität des Modells nach /ROH 15/ mit 4.8 gU/cm ³ über die Anreicherung	43
Abb. 3.16	Abbrand in der Geometrie nach /ROH 15/ mit 4,8 gU/cm ³ und einer Anreicherung von 40 %	44
Abb. 3.17	Anfangsreaktivität des Modells nach /ROH 15/ mit 3,0 gU/cm ³ und 4,8 gU/cm ³ über die Anreicherung	45
Abb. 3.18	Abbrand für verschiedene Dichten und Anreicherungen in der Geometrie nach /ROH 15/	46
Abb. 3.19	Längenvariation der Kernausslegung mit 3,0 gU/cm ³ bei einer Anreicherung von 50 % in der Geometrie nach /ROH 15/	47
Abb. 4.1	Überblick über das thermohydraulische Anlagenmodell /GRS 20/	51
Abb. 4.2	Zeitlicher Verlauf der Reaktorleistung in den HEU- und MEU-Konfigurationen links, und der Vergleich zwischen HEU und FRM-II	53
Abb. 4.3	Zeitlicher Verlauf des DNBR _{min} für beide Kernkonfigurationen	54
Abb. 4.4	Maximale Brennstoffplattentemperatur im Inneren und an der Oberfläche	55
Abb. 4.5	Modellierung des Lecks	56
Abb. 4.6	Durchsatz am Leck (S2POOL) und am Sieb, im heißen Strang	57
Abb. 4.7	Durchsatz im kalten Strang vor dem Leck (rot), im Zentralkanal nach dem Leck (grün) und im Kern (blau)	60
Abb. 4.8	Druck im kalten Strang (grün), im Becken (blau) und Differenz (rot)	61
Abb. 4.9	Temperatur am Kernausslass – Transiente	62
Abb. 4.10	Temperatur am Kernausslass	62
Abb. 4.11	Gesamtmassenstrom durch den HEU Kern	66
Abb. 4.12	Vergleich des Kerndurchsatzes in HEU- und MEU-Konfiguration	67
Abb. 4.13	Temperaturverlauf im Kern und am Kernaustritt	68
Abb. 4.14	Kerndurchsatz nach Abschaltung der Notkühlpumpen	69
Abb. 4.15	Temperaturverlauf am Kerneintritt beim Übergang zum Naturumlauf	70
Abb. 4.16	Temperaturverlauf am Kernaustritt beim Übergang zum Naturumlauf	71

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Kenngrößen für ausgewählte Hochleistungsforschungsreaktoren.....	6
Tab. 2.2	Übersicht über die ursprünglich untersuchten Uranlegierungen	9
Tab. 3.1	Abschaltreaktivität der Abschaltssysteme.....	38
Tab. 3.2	Vergleich der Multiplikationsfaktoren für die HEU- und die MEU-Konfiguration.	39
Tab. 4.1	Störfallablauf in Anlage FRM-II und ATHLET Modell	52
Tab. 4.2	Leck in der HEU-Konfiguration – Störfallablauf.....	58
Tab. 4.3	Leck in der MEU-Konfiguration – Störfallablauf	58
Tab. 4.4	Massendurchsätze für den Kern und die Pumpen für beide Kernkonfigurationen	59
Tab. 4.5	Störfallablauf in Anlage FRM-II und ATHLET Modell	65

Abkürzungsverzeichnis

ALD	Atomic Layer Deposition
ANL	Argonne National Laboratory
ATR	Advanced Test Reactor
ATR-C	ATR-Critical Facility
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit
BOC	Begin of cycle
BOL	Begin of life (Beginn des Zyklus)
CC	Cross-Cutting
CEA	Commissariat à l'énergie atomique
CFD	Computational Fluid Dynamics
DNB	Departure from nucleate boiling
DOE	United States Department of Energy
EFPD	Effective Fuel Power Day
EMPIrE	European Mini-Plate Irradiation Experiment
EOC	End of cycle
EOL	End of life (Ende des Zyklus)
ET	Element test
FF	Fuel Fabrication
FQ	Fuel qualification
FR	Forschungsreaktoren
FRM II	Forschungs-Neutronenquelle Heinz-Maier-Leibnitz
FSP	Full-size plate
GTRI	Global Threat Reduction Initiative
HALEU	High Assay, Low enriched Uranium (5 % < U < 20 %)
HERACLES	Highly enriched European Reactors Action for their Conversion in a Low Enriched Solution
HEU	Highly Enriched Uranium, hochangereichertes Uran
HFIR	High Flux Isotope Reactor
HPRR	High Performance Research Reactor
IAEO	Internationale Atomenergiebehörde
IGORR	International Group on Research Reactors
ILL	Institut Laue-Langevin
INL	Idaho National Laboratory
KJRR	Kijang Research Reactor

LEONIDAS	Low Enriched Option Network Initiative for the Development of a European Appropriate Solution
LEU	Low Enriched Uranium, niederangereichertes Uran
M ³	Office of Material Management and Minimization
MEU	Medium Enriched Uranium, mittelangereichertes Uran
MITR	Massachusetts Institute of Technology Reactor
MP	Mini-plate
MTR	Material Testing Reactor
MURR	University of Missouri Research Reactor
NBSR	Neutron Beam Split-core Reactor
NRC	Nuclear Regulatory Commission
NRF	Nuclear Research Facility (Bezeichnung für russische Forschungseinrichtungen)
ORNL	Oak Ridge National Laboratory
PNNL	Pacific Northwest National Laboratory
PSAR	Preliminary Safety Analysis Reports
PVD	Physical Vapour Deposition
RC	Reactor Conversion
RERTR	Reduced Enrichment for Research and Test Reactor Program
RRFM	European Research Reactor Conference
SEM	Scanning Electron Microscopy
SRNL	Savannah River National Laboratory
TRIGA	Training, Research, Isotopes, General Atomic
TRTR	The National Organization of Test, Research, and Training Reactors
TUM	Technische Universität München
USHPRR	U.S. High Performance Research Reactor

**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) gGmbH**

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Telefon +49 221 2068-0
Telefax +49 221 2068-888

Forschungszentrum
Boltzmannstraße 14
85748 Garching b. München
Telefon +49 89 32004-0
Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200
10719 Berlin
Telefon +49 30 88589-0
Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4
38122 Braunschweig
Telefon +49 531 8012-0
Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de