Anwendung numerischer Verfahren in Bezug auf sicherheitstechnisch relevante radiolgische Aspekte bei der Handhabung und Lagerung bestrahlter Forschungsreaktor-Brennelemente und Komponenten

GRS - 887

Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) gGmbH

Anwendung numerischer Verfahren in Bezug auf sicherheitstechnisch relevante radiologische Aspekte bei der Handhabung und Lagerung bestrahlter Forschungsreaktor-Brennelemente und Komponenten

Anton Travleev
Robert Kilger
Alexander Kolbasseff
Marta Meloni
Margarita Tzivaki

Oktober 2026

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Klimaschutz, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMUKN) unter dem Förderkennzeichen 4723E03270 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 BMUKN übereinstimmen.

GRS - 887
ISBN 978-3-911727-80-8

Deskriptoren

Abbrandberechnung, Abschirmungsrechnung, Forschungsreaktor-Brennelemente, Kritikalität, Quelltermerstellung

Kurzfassung

Der vorliegende Bericht stellt die wesentlichen Ergebnisse der Untersuchung radiologischer Eigenschaften abgebrannter Brennstoffe aus Forschungsreaktoren dar. Dabei werden systematisch alle für die numerische Bestimmung dieser Eigenschaften erforderlichen Berechnungsschritte behandelt: die Abbrandsimulation, die Erstellung des Strahlungsquellterms sowie die Modellierung des Transports ionisierender Strahlung durch einen Behälter für den Transport und die Zwischenlagerung radioaktiver Materialien. Insbesondere wurden diejenigen Forschungsreaktoren in Deutschland betrachtet, für die der Transport und die Organisation der Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente nach wie vor eine offene Fragestellung darstellen.

Hierbei handelt es sich um die Forschungsreaktoren FRM II und TRIGA Mainz, die sich weiterhin im Betrieb befinden, sowie um den Forschungsreaktor BER II, der im Jahr 2019 endgültig außer Betrieb genommen wurde. Darüber hinaus wurde auch ein Brennelement für den FRM II mit niedrig angereichertem Uran (LEU) in die Untersuchungen einbezogen. Der Transport- und Lagerbehälter CASTOR MTR3 wird als Referenzbehälter für alle in dieser Studie betrachteten Brennstofftypen angenommen.

Die erzielten Ergebnisse werden mit den Eigenschaften typischer abgebrannter Brennstoffe aus Leistungsreaktoren verglichen.

Abstract

This report presents the principal results of the research on the radiological properties of the spent fuel from research reactors. It systematically addresses all calculation steps required for the numerical assessment of these properties, from burnup simulation, generation of the radiative source term, up to the modeling of the ionizing radiation transport through the walls of the transportation and storage container. Attention is given to the research reactors in Germany for which the transport and organization of interim storage of spent fuel elements remain open.

The reactors considered in this study include FRM II and TRIGA Mainz, both of which are still in operation, as well as the BER II research reactor, which was permanently shut down in 2019. In addition, a low-enriched uranium (LEU) fuel element designed for FRM II was also included in the analysis. The CASTOR MTR3 transport and storage cask is assumed as the reference cask for all fuel types considered in this study.

The results obtained are compared with the characteristics of typical spent fuels from commercial power reactors.

Inhaltsverzeichnis

Kurzfassung ..... **I**

Abstract ..... **III**

1 AP 1: Bestandsaufnahme hinsichtlich des für das Vorhaben relevanten Standes von Wissenschaft und Technik und zu Brennelementdaten **1**

1.1 Verfolgung des Standes von Wissenschaft und Technik 1

1.1.1 IAEA 2

1.1.2 OECD-NEA 8

1.1.3 European Research Reactor Conference 9

1.1.4 Reduced Enrichment for Research and Test Reactors Conference 33

1.1.5 Sonstige Quellen 40

1.2 Erfassung der Datenlage zu relevanten Forschungsreaktor-Brennelementen 43

1.2.1 Forschungsreaktor TRIGA Mainz 44

1.2.2 Berliner Experimentier-Reaktor (BER II) 49

1.2.3 Rossendorfer Forschungsreaktor (RFR) 50

1.2.4 Forschungs-Neutronenquelle Heinz Maier-Leibnitz (FRM II) Garching 53

2 Auswahl geeigneter Rechenverfahren und Modellierung **59**

2.1 Prüfung der Eignung der verfügbaren Rechenverfahren 59

2.1.1 Codes für Abbrand 60

2.1.2 Codes für Kritikalitätssicherheit 62

2.1.3 Codes für die Erstellung von Strahlungsquelltermen 63

2.1.4 Codes für Abschirmrechnungen 63

2.2 Erstellung von Rechenmodellen 65

2.2.1 Abbrand- und Nuklidinventarberechnung 65

2.2.2 Kritikalitätsanalysen bzw. Berechnung des effektiven Multiplikationsfaktors k_{eff} 80

2.2.3 Modelle und Annahmen für die Quelltermberechnung 83

2.2.4 Abschirmungsrechnungen 84
2.3 Ergebnisse der Rechnungen 92
2.3.1 Abbrand- und Nuklidinventarberechnung 92
2.3.2 Kritikalitätsanalysen bzw. Berechnung des effektiven Multiplikationsfaktors k_{eff} 94
2.3.3 Bestimmung von Strahlungsquellltermen für Abschirmungsrechnungen ... 96
2.3.4 Abschirmungsrechnungen 102

3 Untersuchungen zu sicherheitsrelevanten Fragestellungen bei den erzielten Rechenergebnissen und Vergleich mit LWR-Brennstoffen 115
3.1 Kritikalität 115
3.2 Vergleiche von Forschungsreaktoren mit DWR-Brennelementen 116
3.2.1 DWR-Brennelemente 118
3.2.2 Inventar 119
3.2.3 Aktivität 124
3.2.4 Nachzerfallsleistung 125
3.2.5 Strahlungsquellterm 130
3.3 Strahlenschutz 131
3.3.1 Dosisleistung 132
3.3.2 Sicherheitsrelevante Fragestellungen 134
3.4 FRM II: Vergleich der HEU- und LEU-Optionen 135

4 Zusammenfassung 141

Literaturverzeichnis 143

Abbildungsverzeichnis 159

Tabellenverzeichnis 163

1 AP 1: Bestandsaufnahme hinsichtlich des für das Vorhaben relevanten Standes von Wissenschaft und Technik und zu Brennelementdaten

1.1 Verfolgung des Standes von Wissenschaft und Technik

Im Arbeitspunkt AP1.1 soll der Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich der Analyse bestrahlter Forschungsreaktorbrennelemente in Hinblick der Lagerung und Entsorgung erfasst und für eine Anwendung aufbereitet werden. Dazu sind u.a. speziell folgende Konferenzbände / Fachzeitschriften / Forschungsberichte wie

- European Research Conference (RRFM) und Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR)
- Internationale Konferenzen im Bereich der neutronenphysikalischen Berechnungsmethoden und zur allgemeinen Entsorgung hochradioaktiver Abfälle
- Internationale Fachzeitschriften und Auswertung relevanter Fachartikel
- Durchsicht von Forschungsberichten internationaler Organisationen wie IAEA und OECD/NEA

mit einzubeziehen. Im Laufe der Projektarbeit wurde es für sinnvoll gehalten, die Recherchen auf folgende Punkte zu fokussieren:

- Anlagen-Beschreibungen (FRM II auch LEU-Option, BER II, TRIGA Mainz)
- Rechenergebnisse, die zum Einsatz bei einer Validierung geeignet sind
- Methoden für Berechnung von Abbrand, Kritikalitätssicherheit, Quellterm-Erstellung und Abschirmung
- Strategien der Abfallbehandlung (HAW, aber auch MAW und LAW)

Der Fokus in diesem Kapitel liegt auf der Erfassung der Beiträge. Die Aufbereitung bzw. Anwendung erfolgt dabei nachgelagert, in den entsprechenden Arbeitspunkten.

Die hier gelisteten Titel stellen nur eine Untermenge des gesichteten Materials dar. Oft beinhalten breitgestreute Beiträge auch nur bedingte oder marginale Berührungspunkte.

1.1.1 IAEA

1.1.1.1 Strategy and Methodology for Radioactive Waste Characterization, IAEA-TECDOC-1537, 2007

Der „Strategy and Methodology for Radioactive Waste Characterization, IAEA-TECDOC-1537“ beschreibt, dass bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle Kenntnisse über die Mengen und Konzentrationen bestimmter Radionuklide im Abfall erforderlich sind /IAEA 07a/. (Anmerkung: Diese Methode wird originär für nicht wärmeentwickelnde Abfälle eingesetzt.) Viele dieser Radionuklide, die für die langfristige Abfallentsorgung relevant sind, sind bei einem Abfallgebinde von außen nur schwer oder unzureichend messbar (Difficult to Measure, DTM). Die Identifizierung und Quantifizierung dieser DTM-Nuklide erfordert klassisch selektive Methoden, die im Allgemeinen eine direkte Analyse von Abfallproben bedingen. Sie ist im Allgemeinen für große Mengen an Abfallgebinden oder für viele heterogene Abfallströme nicht praktikabel.

Ein alternativer Ansatz besteht darin, die Beziehung zwischen einigen leicht zu messenden Schlüsselnukliden (Easy To Measure, ETM), wie z. B. bestimmten Gammastrahlern, und den DTM-Nukliden zu nutzen, um Informationen für die interessierenden DTM-Nuklide abzuleiten. Die Skalierungsfaktor-Methode (SF, Scaling Factor) ist dabei ein weit verbreiteter Ansatz zur Bewertung dieser DTM-Nuklide. Diese Methodik basiert auf der Entwicklung einer Korrelation zwischen ETM- und DTM-Nukliden. Die Aktivitäten der DTM-Nuklide werden dann basierend auf der Grundlage von ETM-Nuklid-Gammamessungen außerhalb des Gebindes und bekannter Korrelationstechniken abgeschätzt. Das Dokument zeigt dabei, wie ein Charakterisierungsprogramm definiert werden soll, sowie den Umgang mit Skalierungsfaktoren und Genauigkeiten der Messungen.

Als ein wichtiger, allgemeiner Konsens zur Anwendung der SF-Technik besteht Einigkeit bei den Anwendern darüber, dass die aus der Anwendung von SF abgeleiteten Ergebnisse angemessen sein müssen, ohne übermäßig konservativ angesetzt zu werden. Der akzeptable Grad an Konservatismus variiert je nach Anwendung.

Die gesammelten Erfahrungen zeigen, dass die Entwicklung und Verwendung von SF in vielen Ländern als eine Best Practice bei Abfallerzeugern, Anlagenbetreibern und Regulierungsbehörden gesehen wird. Im Detail werden dazu die Basis von SF für DTM-Nuklide wie 14C, 63Ni, usw. und ETM-Schlüsselnuklide wie 60Co oder das Spaltprodukt

(FP) 137Cs beschrieben. Für die Messung der Schlüsselnuklide in Abfallgebinden stehen im Allgemeinen zwei Methoden zur Verfügung:

- die direkte Gamma-Untersuchung (auf dem mit dem Schlüsselnuklid verbundenen Energieniveau)
- Umrechnung von Dosisleistung in Aktivität, wobei die Brutto-Gammadosisleistung an der Abfallverpackung gemessen und verwendet wird, um dann über ein Berechnungsmodell auf die Aktivität des Schlüsselnuklids zu schließen

Ebenfalls werden im Dokument Beispiele zu Erfahrungen und Erkenntnissen aufgezeigt, wie etwa die Auswirkungen von verschiedenen Anlagenmaterialien, möglichen Brennstoffausfällen und verschiedenen Abfallbehandlungsmethoden.

Abschließend erfolgt eine Beschreibung der Qualitätsmanagementanforderungen bei der Entwicklung und Nutzung von SF.

1.1.1.2 Core Management and Fuel Handling for Research Reactors, No. SSG-82

In diesem von der IAEA erstellten Sicherheitsleitfaden wird auf Forschungsreaktoren, die ein im Vergleich zu konventionellen Kernkraftwerken begrenztes Gefahrenpotential für die Öffentlichkeit besitzen, eingegangen /IAEA 23/. In dieser Zusammenfassung wird daher besonders auf die Abschnitte 2 und 3, d. h. Empfehlungen für das Kernmanagement und die Brennstoffhandhabung, sowie zu den Abschnitten 6, bzw. 7, d. h. die Handhabung, Lagerung und Inspektion von benutztem Brennstoff, bzw. Lagerung von bestrahlten Kernkomponenten, fokussiert.

In den erwähnten Abschnitten des Dokuments wird zunächst einleitend die Notwendigkeit der verschiedenen Managementsysteme und ihrer Aufgaben dargelegt und dann das Kernmanagement, d.h. eine sichere, zuverlässige und zielgerichtete Nutzung des Kernbrennstoffes, unter Beachtung der Randbedingungen des Reaktors beschrieben. Unter dem Punkt „spezifische Sicherheitsanforderungen für das Kernmanagement“ wird die Wichtigkeit der Anwendung validierter Methoden und Codes zur zielgerichteten Brennstoffpositionierung, Positionierung des Reflektors und Einsatz der Sicherheitsvorrichtungen berichtet und auf die Notwendigkeit hingewiesen, dass bei Änderungen am Reaktor oder Änderungen an der Experimentpalette eine kontinuierliche Überprüfung erfolgt, ob diese Szenarien, auch mit möglichen *worst case* Fällen entsprechend

betrachtet und mit entsprechenden Benchmarks validiert wurden. Parallel dazu sind entsprechende Kernüberwachungsprogramme zu implementieren, zu validieren und deren Ergebnisse kontinuierlich auszuwerten.

Als essenzielles technisches Schutzziel ist die Integrität des Brennstoffs in allen Betriebsphasen und über alle Lebensphasen sicherzustellen. Besonders bei Veränderungen am Brennstoff oder bei BE-Designänderungen sind hierzu umfangreiche Sicherheitsanalysen und Validierungen der Ergebnisse durchzuführen.

Für die Lagerung von bestrahltem Brennstoff müssen zugelassene und ausreichende Plätze in einer vorgegebenen Konfiguration vorhanden sein und genutzt werden. Hierfür muss auf zuverlässige Wärmeabfuhr vorhanden und ein entsprechende Konfiguration der Kühlsysteme sichergestellt sein. Zur Sicherstellung der Integrität der Brennelemente ist ein Programm für wiederkehrende Inspektionen und Prüfungen aufzustellen und durchzuführen.

Für den Abtransport von verbrauchtem Brennstoff müssen Ablaufpläne, Sicherheitsbetrachtungen und die notwenigen Hebezeuge aber auch eventuelle Bearbeitungsgerätschaften zur Verfügung stehen.

All diese Anforderungen und Umsetzungen sind zu dokumentieren.

1.1.1.3 Research Reactor Spent Fuel Management: Options and Support to De-cision Making, No. NF-T-3.9

Das Dokument „Research Reactor Spent Fuel Management: Options and Support to Decision Making, No. NF-T-3.9“ /IAEA 21/ berichtet in Kap. 2 bis 5 über die derzeit verfügbaren Technologien für das RRSNF-Management (Research Reactor Spent Nuclear Fuel Management), über verwendete Lösungen, nicht-ökonomische Faktoren, Entscheidungsfaktoren, Werkzeuge hinsichtlich der Entscheidungsoptionen und deren Einsatz. Zwei An-hänge berichten zu den RRSNF-Managementstrategien sowie von Fallstudien /IAEA 21/. Diese Zusammenfassung fokussiert auf den ersten vier Abschnitte des Dokuments.

Im Kap. 2, in dem es um verfügbare Technologien geht, wird die Art der Lagerung (Nass- bzw. Trockenlagerung) der Brennelemente nach dem Entladen aus Forschungsreaktoren angesprochen. Aktuell geht der Trend bei diesem Zwischenschritt nach der

Abschaltung weg von einer 50-jährigen und hin zu einer 100-jährigen Lagerung, bevor die Entscheidung über die endgültige Entsorgung getroffen wird.

Bei der Konditionierung sind verschiedene Technologien, wie z.B. die Umwandlung in feste Abfallformen, das Einschließen von Abfall in Behälter oder die Verwendung von „Overpacks“ für entsprechende Teile zu verstehen. In der Praxis hängt es spezifisch vom vorliegenden Brennelement und Brennstoff ab. Als mögliche Konditionierungsmaßnahmen gelten z. B. das Entfernen von inaktiven Teilen, das Verdichten oder Einschmelzen von Brennstoff zur Volumenreduzierung mit Fokus der Erfüllung von Lagerungs- oder Entsorgungsanforderungen, aber auch Formen der Verkapselung in Glas oder Keramik. Daneben gibt es auch noch Formen der chemischen Konditionierung. Ein universelles, für ein breites Spektrum an SNF aus Forschungsreaktoren einsetzbares Konditionierungsverfahren existiert derzeit nicht. Die Entwicklungsarbeiten konzentrieren sich auf die beiden Zielvorgaben, das Material in ein metallisches Endprodukt oder in eine Glas-/Glaskeramik-Matrix als Endprodukt zu überführen.

Als letzte Phase des RRSNF-Managements erfolgt dessen geologische Entsorgung, d. h. eine Verbringung ohne die Absicht der Rückgewinnung. ILW (mittelradioaktiver Abfall) und HLW (hochradioaktiver Abfall) müssen für entsprechende Zeiträume für eine sichere Abschottung von der Biosphäre verbracht werden. Entsprechende Lagerstätten wurden für verschiedene geologische Umgebungen wie Salz-, Kristallgesteins- oder Tonformationen entwickelt. In jedem Fall ist beim Ansatz für die Lagerung von SNF aus Forschungsreaktoren der Ansatz basierend auf dem Gefahrenpotential und nicht auf dessen Menge anzuwenden. Als mögliche Ansätze sind die Verwendung von bestehenden bergbaulichen Minen oder seitlichen Tunnelbohraktivitäten in Berge oder Bohrlochvarianten zu erwähnen.

Der Kap. 3 beinhaltet das Management des abgebrannten Kernbrennstoffes, welches in der Regel mit der Nasslagerung zur verbesserten Wärmeabfuhr beginnt. Die nachgelagerten Optionen wurden in 1 + 11 Varianten des RRSNF beschrieben.

Die Abb. 1.1 zeigt dazu das Flussdiagramm für diese Optionen des Managements für angebrannten Brennstoff.

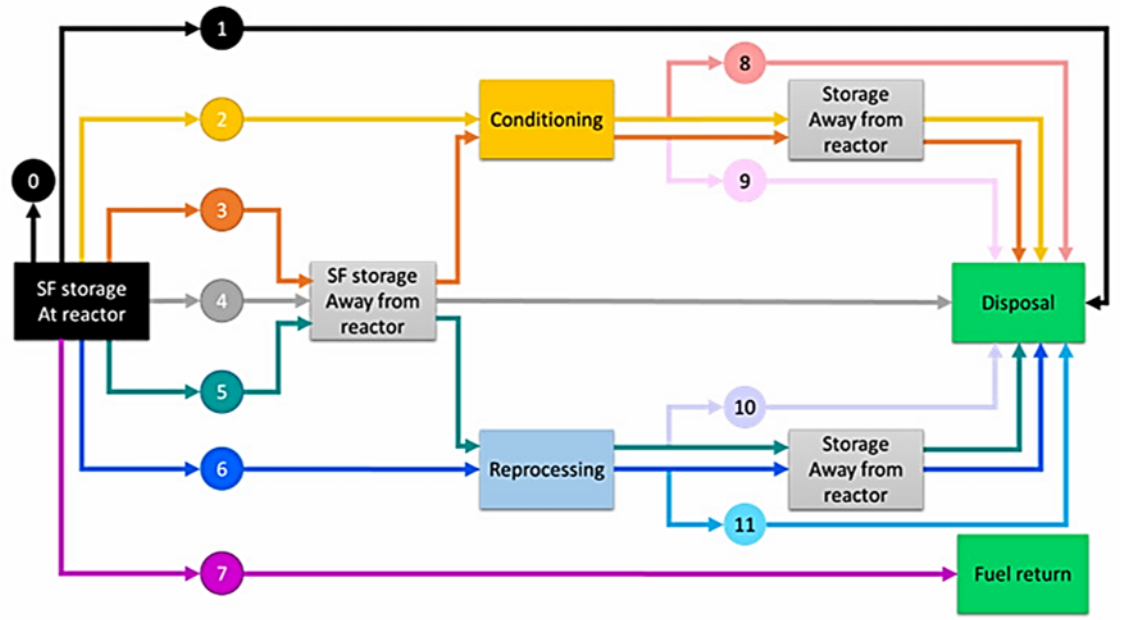


Abb. 1.1 Grafische Darstellung für die Management-Optionen von abgebranntem Brennstoff

Zur Erläuterung siehe Bildquelle /IAEA 21/

Zur Unterstützung der zu treffenden Auswahl im Rahmen der Management-Verantwortung zeigt Abb. 1.2 die Optionen mit Angabe des TRL (Technology Readiness Level), um die Managementoptionen auch hinsichtlich der verfügbaren technischen Optionen zu ergänzen.

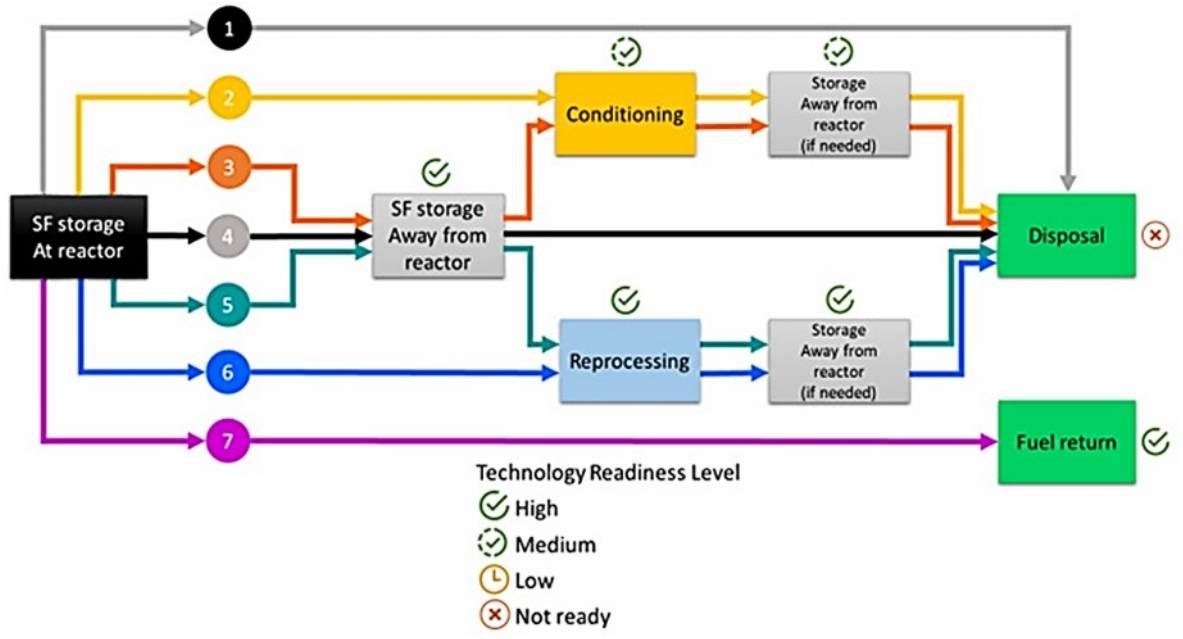


Abb. 1.2 Managementoptionen und eine grobe Einstufung der technisch verfügbaren Strategien zur RRSNF-Entsorgung

Zur Erläuterung siehe Bildquelle /IAEA 21/

Im Kap. 4 erfolgt eine Auflistung von nicht-wirtschaftlichen Faktoren, die eine Umsetzbarkeit sowie die Erreichung des Endziels beeinflussen. Die INPRO-Methodik (International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles) zur Nachhaltigkeitsbewertung von Kernenergiesystemen listet dazu folgende 7 relevante Punkte auf.

Abschnitt 5 zeigt das für eine Managemententscheidung wichtige Vorhandensein einer Methodik zur Entscheidungsunterstützung sowie Instrumente für eine Kostenerfassung. Zum einen ist dies das *Back End Research Reactor Integrated Decision Making Evaluation* Werkzeug BRIDE, /DUN 25/ (siehe Kap. 1.1.3.1.2) welches das Kostenschätzungs-Inputmodul BASCET mit umfasst, sowie zum anderen das Kostenanalysewerkzeug Fuel Cycle Cost Estimation for Research Reactors in Excel (FERREX). BRIDE ist eine Multiattribut-Nutzenmethodik zur Anwendung auf ein Scenario und bietet die Möglichkeit, verfügbare Technologien quantitativ zu vergleichen und so zur Findung der besten Strategie beizutragen. Das FERREX-Tool ermöglicht die Erstellung von Kostenschätzungen für die gewählte Strategie.

1.1.2 OECD-NEA

1.1.2.1 Radiological Characterization for Decommissioning of Nuclear Installations

Die Kenntnis der in nuklearen Anlagen vorhandenen radiologischen Materialien ist zu jeder Phase der Existenz einer Anlage, d. h. von der präoperativen, der operativen sowie der postoperativen Phase von besonderer Wichtigkeit. Das Dokument „Radiological Characterization for Decommissioning of Nuclear Installations" /NEA 13/ gibt hierzu eine thematische Unterstützung. *(Anmerkung: der Haupt-Fokus dieser Unterlage liegt auf nicht wärmeentwickelnden Abfällen).* Dabei handelt es sich nicht um einen statischen, sondern um einen dynamischen Prozess, der unter dem Schlagwort radiologische Charakterisierung zusammengefasst ist und aus einer Vielzahl von Facetten besteht. Dazu gehören einerseits die verschiedensten operativen Messtechniken, andererseits für schwer nachweisebare Radionuklide und/oder nicht erreichbare Messorte rechnerische Ermittlungen, wie z.B. über Skalierungsfaktoren zu ihren zugehörigen Schlüsselnukliden (wie z.B. ^{60}Co und ^{137}Cs). Neben dem aktuellen radiologischen Inventar sind besonders zum Ende des Anlagebetriebes bzw. zur Vorbereitung der Stilllegungs-/Rückbauphase detaillierte radiologische Kenntnisse wie z.B. von aktiviertem Anlagenmaterial, Untergründen etc. von höchster planerischer Wichtigkeit. Auch sind die daraus abgeleiteten radiologischen Kenntnisse für die radiologische Abfallkonditionierung mit Blick auf die Einhaltung von Abfallannahmekriterien der folgenden Stationen des Materials unerlässlich. Die akzeptierten Vorgehensweisen, die von der OECD-NEA zu diesem Themengebiet identifiziert wurden, sind in einem Anhang dokumentiert.

1.1.2.2 Preparing for Decommissioning During Operation and After Final Shutdown

Eine solide Planung und Vorarbeit ist bei jedem Stilllegungsprojekt entscheidend, wie der Bericht „Preparing for Decommissioning During Operation and After Final Shutdown" /OECD 18/ ausführt, wobei der Bericht weitgehend auf strukturelle Fragen fokussiert. Dies beginnt bei benötigten betrieblichen Daten und den allgemeinen Referenzwerten aus der Vergangenheit. Mit solchen entsprechenden Datenerhebungen ist so früh wie möglich zu beginnen. Dazu muss eine Anzahl von strategischen Entscheidungen frühzeitig getroffen werden. Dieser hier vorliegende Bericht soll dabei sinnvolle strategische Ansätze, potenzielle Probleme sowie Risiken, aber auch Beobachtungen aus der bewährten Praxis aufzeigen.

1.1.3 European Research Reactor Conference

Die European Research Reactor Conference (RRFM) ist eine jährlich innerhalb Europas stattfindende Konferenz. Ihr Zielfokus liegt typischerweise auf folgenden Themen:

- Kernbrennstoffkreislauf des Forschungsreaktors vom Front-End zum Back-End
- Nutzung von Forschungsreaktoren – Aufbau von Kapazitäten
- Innovative Methoden in der Reaktorphysik und Thermohydraulik
- Projekte für neue Forschungsreaktoren
- Betrieb und Wartung von Forschungsreaktoren sowie Alterungsmanagement – Management von Zuverlässigkeitsfragen
- Sicherheit und Gefahrenabwehr von Forschungsreaktoren
- Stilllegung und Rückbau von Forschungsreaktoren und Abfallwirtschaft

Im Folgenden sind die selektierten Beiträge, gemäß Jahrgang, von 2025 bis 2019 dargestellt.

1.1.3.1 RRFM 2025

1.1.3.1.1 FIR 1 Research Reactor Dismantling and Waste Management: The Crucial Role of Modern Digital Design Tools in Achieving Success

In dem Beitrag „FIR1 Research Reactor Dismantling and Waste Management: The Cruel Role of Modern Digital Design Tools in Achieving Success“, /OIN 25/ wird u. a. über den Einsatz des Programms VRdose der Firma HVRC während der Planungs- und Umsetzungsphase zur Erstellung von Strahlungsinformations-Animationen für verschiedene Arbeitsphasen des FIR1 in Finnland berichtet. Die Ergebnisse dienen dabei einer verbesserten Strukturierung der Demontagearbeiten wie auch der anschließenden Abfallentsorgungsmaßnahmen. Einschränkend wurde jedoch darauf hingewiesen, dass VRdose nur als Informationstool eingesetzt werden durfte.

1.1.3.1.2 Treatment and Conditioning Options for Research Reactor Spent Fissile Materials and a Methodical Approach to Management of these Materials

Der Beitrag „Treatment and Conditioning Options for Research Reactor Spent Fissile Materials and a Methodical Approach to Management of these Materials“ /DUN 25/ beschreibt die von der IAEA als für einen Fachwissensaustausch als relevant eingestuften, praktikablen, innovativen Behandlungs- und Konditionierungsmethoden eines endpunktorientierten Abfallmanagements und stellt eine Methode zur Bewertung und zum Vergleich von Optionen vor. Speziell dazu genannte fortschrittliche/innovative Verfahren sind:

- ASTO Synroc, um die flüssigen Nebenprodukte der Molybdän-99-Produktion via Additiven und einer Heißisostatpressung in eine haltbare, kompakte Abfallform zu bringen.
- Verglasungs-Technologie, die bereits umfassend erprobt ist. Das so verglaste radioaktive Material ist dadurch extrem haltbar und umweltschützend sowie volumenreduzierend kompaktiert.
- Thermische Behandlungen inklusive Pyrolyse. Ein Fokus besteht auf der Volumenreduktion, u.a. durch die Entfernung organischer Substanzen und eine mögliche Reduktion der Mobilität von Radionukliden.
- Oxidation von Graphitbrennstoff, gefolgt von Urantrennung und letztendlich einer Kalzinierung zu Oxiden.
- Mobile Melt Consolidate (MMC). Hier werden Schmelzverarbeitungsprozesse unter Berücksichtigung metallurgischer Phasenstabilitäten eingesetzt, um konfigurierbare, endlagerkompatible, stabile Abfallformen herzustellen.
- Oxidation von Metallen. Durch diese Oxidation sollen metallische, spaltbare Materialien in eine stabile Oxidform, die vorgegebenen Abfallannahmekriterien entspricht, überführt werden.

Ebenfalls wird das BRIDE-Tool als eine multiattributive Methodik vorgestellt, die auch die nicht-wirtschaftlichen Faktoren von Behandlungs- und Konditionierungsoptionen relevanter Strategien bewertet.

1.1.3.1.3 Prefeasibility study on the use of U3Si fuel for TRIGA reactor

Mit der „Prefeasibility study on the use of U_3Si fuel for TRIGA reactor“ /LEE 25/ als vorgelagerte Machbarkeitsstudie wird gezeigt, dass der bereits im koreanischen HANARO-Reaktor erprobte U_3Si-Brennstoff wohl bei entsprechender Konditionierung auch in TRIGA-Reaktoren einsatzfähig wäre. Dazu wurden neutronische Parameter für U_3Si in Kombination mit zwei verschiedenen Steuerstabmaterialien ausgewählt, berechnet und bewertet.

1.1.3.1.4 FRM II: Update on the Status and Outlook

Das hier gegebene Update für den abgeschalteten Forschungsreaktor FRM II /PIC 25/ beinhaltet die bereits erledigten Aufgaben sowie die aktuelle Situation wie auch den Stand der Erneuerung des Zentralkanals. Zusätzlich wird eine Perspektive für die Rückkehr des FRM II in den Leistungsbetrieb im Jahr 2026 genannt. Relevant ist außerdem, dass bedeutende Fortschritte bei der Konversion zu niedrig angereichertem Brennstoff erzielt wurden und Framatome einen Vertrag zur Vorindustrialisierung des Gesamtprozesses unterzeichnet hat.

1.1.3.1.5 Overview of Technical Studies on the Low-Enrichment Conversion at UTR-KINKI

Beim UTR-KINKI handelt es sich um einen HEU-Forschungs- und Ausbildungsreaktor der Kindai-Universität. Um den Betrieb des Reaktors langfristig zu sichern, soll eine Umrüstung auf LEU-Brennstoff durchgeführt werden. In dem Beitrag /TAB 25/ werden Studien zur Brennstoffumstellung vorgestellt, die sich auf 5 Punkte konzentrieren:

- Design des LEU-Brennstoffes
- Herstellung des LEU-Brennstoffes
- Bereitstellung der Brennelement-Lagerbehälter (kritikalitätssichere Behälter)
- Transportplanung für die HEU-Rückführung und die LEU-Zuführung
- Regulatorische Punkte

Speziell für den dritten Spiegelstrich „Bereitstellung der Brennelement-Lagerbehälter“ wurde ausgeführt, dass eine Kritikalitätssicherheitsanalyse für eine gleichzeitige Beladung von HEU- und LEU-Brennstoffplatten in einem Behälter durchgeführt werden. Als

Ergebnis wurde ein grundlegendes Design des Behälters festgelegt und validiert, so dass ein Kritikalitätsfall weder unter normalen Bedingungen noch unter realistischen Einzelereignisszenarien eintreten kann.

1.1.3.1.6 Assessment of an Alternative Control Fuel Assembly Design for the LVR-15 Reactor within the EU-Conversion Project

Im LEU-FOREvER-Projekt lag der Fokus der Arbeiten auf einem innovativen Hochdichte-Brennstoffkonzept. Weniger Aufmerksamkeit wurde jedoch der Steuerbaugruppe gewidmet. Im Bericht “Assessment of an Alternative Control Fuel Assembly Design for the LVR-15 Reactor within the EU-Conversion Project” /ROM 25/ wird über das Auswahlverfahren für ein neutronisch effizienteres Steuerbrennelement (Control Fuel Assembly) für den LVR-15-Reaktor berichtet. Die Basis bilden neutronische und thermohydraulische Analysen für den Normal- sowie den transienten Betrieb, die mit den aktuellen IRT-4M-Brennelementen verglichen werden. Auch soll die neue Baugruppe sowohl mit einem reinen FPFA-Kern (Flat Plate Fuel Assembly) als auch mit einer gemischten Kernkonfiguration (FPFA und den bisherigen IRT-4M-BE) betrieben werden können. Neben der verbesserten Kompatibilität mit den Betriebsanforderungen des Reaktors soll auch die Erfüllung zukünftiger Lizenzanforderungen sichergestellt werden.

1.1.3.2 RRFM 2024

1.1.3.2.1 Activity Characterization And Waste Management in the FIR1 TRIGA Decommissioning Project

In dem Beitrag „Activity Characterization And Waste Management In The FIR1 TRIGA Decommissioning Project“ /RÄT 24/ wird die bei der Stilllegung/bei einem Rückbau gewählte Vorgehensweise des finnischen FIR1, wie z.B. die Aktivitätsbestimmung, das Aufstellen von Nuklearvektoren etc. angesprochen. Zielsetzung dabei ist es, die nuklearen Abfälle möglichst zielgenau zu selektieren, um sie dann, entsprechend konditioniert und sortiert, der allgemeinen Entsorgung zuzuführen. Die Charakterisierung der Aktivität basierte dabei auf einer iterativen Kombination aus Messungen (Abb. 1.3) und Berechnungen u.a. mittels ORIGEN-S, MCNP (Abb. 1.4).

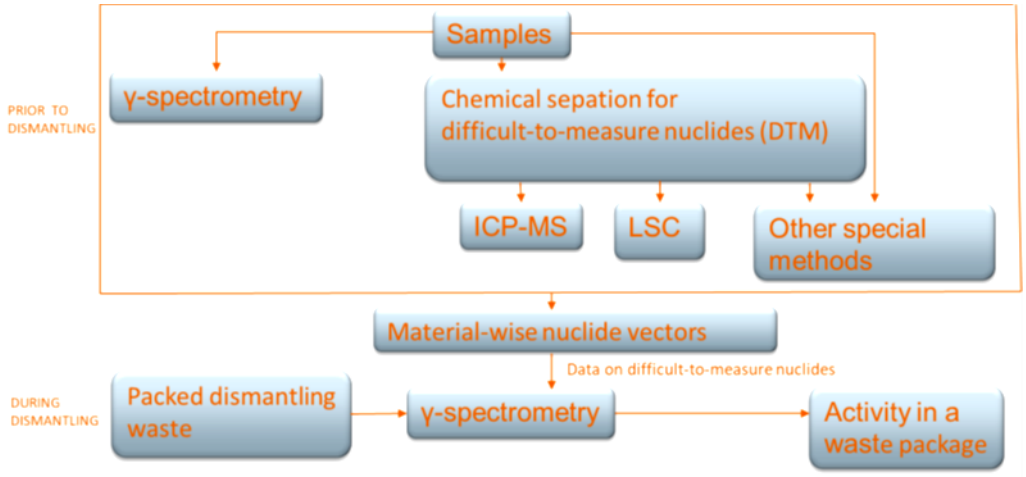


Abb. 1.3 Charakterisierungsansatz für Nuklid-Vektoren und Aktivitätsbestimmung der Abfallchargen

Zur Erläuterung siehe Bildquelle /RÄT 24/

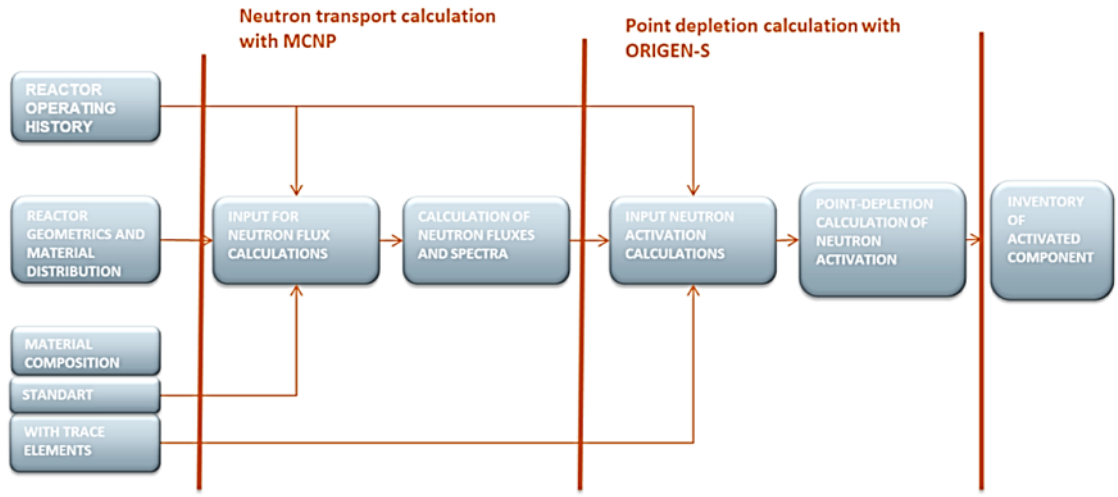


Abb. 1.4 Prinzipielle Elemente für das nukleare Berechnungsschema

Zur Erläuterung siehe Bildquelle /RÄT 24/

1.1.3.2.2 High Flux Isotope Reactor Low-Enriched Uranium Conversion-Design and Fuel Qualification Overview

Der Artikel „High Flux Isotop Reactor Low-Enrichment Uranium Conversion-Design and Fuel Qualification Overiew" /NAS 24/ liefert eine Bewertung einer Designübersicht für Uran-Silizid-Brennstoffe mit niedriger Dichte (4,8 gU/ccm) sowie mit hoher Dichte

(5,3 gU/ccm). Inbegriffen sind auch Optimierungsstudien für das Downgrading von hochangereichertem Uran (HEU > 90 % ^{235}U) auf schwach angereichertes Uran (LEU < 20 % ^{235}U). Dies geschieht in der Regel mittels einer Fünf-Phasen-Umwandlungsstrategie, siehe Abb. 1.5.

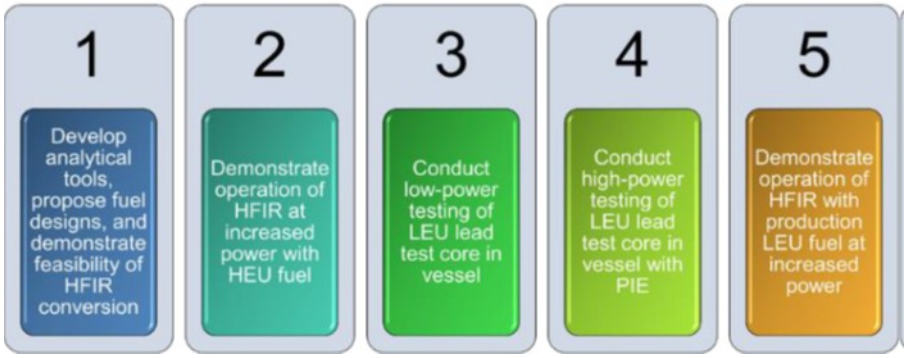


Abb. 1.5 die fünf typischen Phasen einer HFIR-LEU-Umwandlungsstrategie

Zur Erläuterung siehe Bildquelle /NAS 24/

Zur weiteren Unterstützung des Brennstoff-Einsatzes haben das Idaho National Laboratory und das Argonne National Laboratory einen ersten Brennstoffqualifikationsplan entwickelt, um Antragssteller entsprechend zu unterstützen. Die prinzipielle Vorgehensweise zeigt dabei Abb. 1.6.

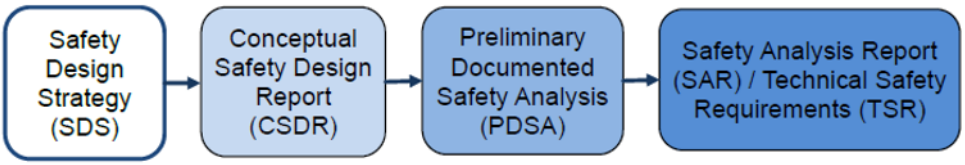


Abb. 1.6 Generell notwendige Schritte im Rahmen der HFIR-Brennstoffqualifizierung

Zur Erläuterung siehe Bildquelle /NAS 24/

1.1.3.2.3 Project Overview and Technical Studies of the Low Enrichment Conversion Project at UTR-KINKI

Im Beitrag “Project Overview and Technical Studies of the Low Enrichment Conversion Project at UTR-KINKI” /TAB 24/ werden einzelne Stufen des Umrüstungsprojekts vorgestellt. Als erste Stufe erfolgt eine Bestandsaufnahme aller Kenn- und Leistungsdaten der

HEU-Konfiguration. Mit diesen Daten erfolgt eine Validierung des vorhandenen Berechnungsmodells mittels verfügbarer Messwerte und Inspektionsergebnisse. Als weitere Stufe erfolgt die LEU-Brennstoffspezifikation, u.a. basierend auf der Überschuss-Reaktivität und der Wertigkeit der Steuerstäbe.

Es folgt, auf Basis der LEU-Brennstoffspezifikation und mittels des Einsatzes von etablierten Berechnungsmodellen, die Bestimmung der voraussichtlichen Kerneigenschaften. Mit diesen berechneten Werten erfolgt eine Spiegelung an den Parametern, die für einen sicheren und effizienten Reaktorbetrieb Voraussetzung sind, sowie eine nachgelagerte Ergebnisbewertung.

1.1.3.3 RRFM 2023

1.1.3.3.1 One-Stop-Shop Approach for Decommissioning and Waste Management of Research Reactors

Der von der Firma GNS gehaltene Vortrag „One-Stop-Shop-Ansatz zu Stilllegungsprojekten von Forschungsreaktoren“ /EIC 23/ listet tendenziell die notwendigen und die von GNS angebotenen potenziellen Tätigkeitsbereiche auf. Dabei wird auch der von GNS für Forschungsreaktorbrennstoffe entwickelte CASTOR MTR3-Behälter, siehe Abb. 1.7, wie folgt kurz umrissen.

Der Behälter vom Typ B(U)F ist ein Dual-Purpose-Transport- und Lagerbehälter mit vergleichsweise kleinem Durchmesser (1.631 mm, Höhe: 1.430 mm) und verfügt in der Transportkonfiguration über eine Masse von ca. 24 t. Er besteht im Wesentlichen aus einem monolithischen Behälterkörper aus Gusseisen mit Kugelgrafit (Sphäroguss), einem Doppeldeckelsystem zur kontinuierlichen Dichtheitsüberwachung während der Zwischenlagerung, Metalldichtungen, Tragzapfen und den Tragkorb. Dieser kann an die spezifischen Eigenschaften der abgebrannten Brennelemente angepasst werden. Beim Transportbetrieb werden zusätzlich Stoßdämpfer am Behälter montiert.

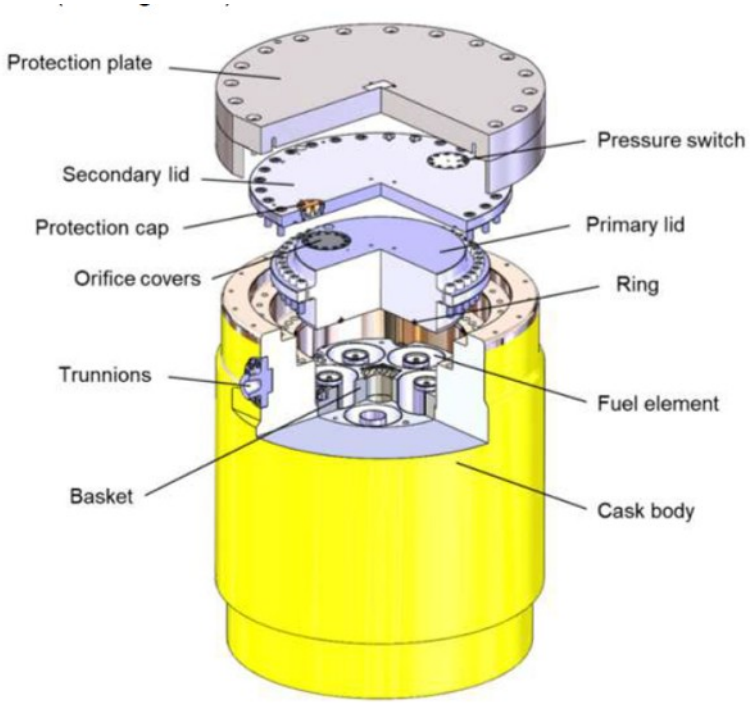


Abb. 1.7 CASTOR MTR3-Behälter

Bildquelle: /EIC 23/

1.1.3.3.2 Current Status of the EU Research Reactor Fleet and Assessment of Gaps and Opportunities in Individual RR Activities as Part of the TOURR Project

Der Beitrag „Current Status of the EU Research Reactor Fleet and Assessment of Gaps and Opportunities in Individual RR Activities as Part of the TOURR Project" /PUN 23/ fokussiert auf die Identifizierung von Lücken und Möglichkeiten, um eine zusätzliche Nutzung/Anwendungsmöglichkeit für Forschungsreaktoren zu initiieren. Die Eingangsdaten für diese Betrachtungen basieren auf einer Fragebogenaktion zur Nutzung von RR-Anwendungen. Die Analyse wurde in drei Hauptabschnitte unterteilt:

- Methodik
- Stand der Forschungsreaktorflotte, Analyse der Reaktoranwendungen
- Bewertung von Lücken und Chancen bei aktuellen sowie zukünftigen RR-Aktivitäten

Neben der Erkenntnis, dass die europäische RR-Flotte bereits „in die Jahre gekommen ist“ und sich ein erheblicher Modernisierungsstau aufgebaut hat, soll die weitere Analyse der Lücken und Chancen für eine umfassende Strategie vorangetrieben werden.

1.1.3.3.3 The Role of the Shielding in Enabling the Transport of Nuclear Fuel

Der Beitrag „The Role of the Shielding in Enabling the Transport of Nuclear Fuel“ /WIL 23/ beschreibt die Wichtigkeit der operativen Kritikalitäts-, Abschirmungs- und Dosisratenbewertungen mit Fokus auf den Transport von radioaktivem Material. Dies gilt besonders für den Bereich von Forschungsreaktoren durch den Einsatz von HEU-Brennstoffen, z.B. mit 93 % U-235. In diesem Bereich verfügt die Firma Nuclear Transport Solutions (NTS) über weitreichende praktische Erfahrungen für den sicheren, geschütztem und zuverlässigen Transport von radioaktivem Material, speziell bei maritimen wie bei schienengebundenen Transporten, unter Einhaltung der vorgegebenen regulatorischen Vorschriften:

- der radioaktive Inhalt muss sicher eingeschlossen werden
- die externe Dosisrate muss begrenzt sein
- jegliche Kritikalitätsgefahr muss ausgeschlossen werden
- es muss der Wärmeentwicklung Rechnung getragen werden.

Die Dosisberechnungen erfolgen in der Regel durch Monte-Carlo-Computercodes wie MCBEND oder MCNP. In Form eines praktischen Beispiels wird umrissen, dass bei starken Abschirmungen oft eine Behälterdosisbewertung in zwei Stufen wesentlich zielführender ist.

1.1.3.3.4 Nuclear Data Uncertainty Propagation to Selected BR2 Safety Parameters

Der Artikel “Nuclear Data Uncertainty Propagation to Selected BR2 Safety Parameters” /ALH 23/ berichtet über die Folgen von Unsicherheiten bei den nuklearen Eingabedaten von Neutronentransportcodes, die entsprechende Unsicherheiten in den Simulationsausgaben bewirken. Solche Quantifizierungen von Unsicherheiten sind dabei entscheidende Größen für die Validierung von Computermodellen, die Frage von Reproduzierbarkeiten, sowie die Festlegung von Sicherheitsmargen für Reaktoren. Genauer formuliert, wird in diesem Beitrag berichtet, wie isotopenspezifische Unsicherheiten bei Kerndaten festgelegt wurden und welche Unsicherheiten sich für den k_{eff} daraus

ergeben. Abb. 1.8 zeigt die Unsicherheitspropagation der verwendeten Methodik in Form eines Flussdiagramms.

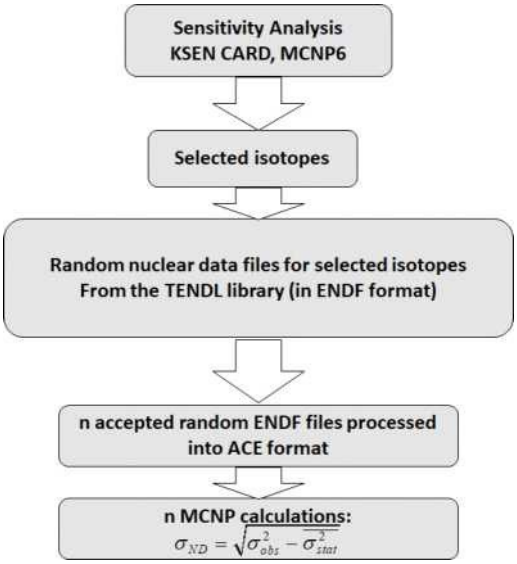


Abb. 1.8 Flussdiagramm der Unsicherheitspropagation der verwendeten Methodik

Bildquelle: /ALH 23/

1.1.3.4 RRFM 2022

1.1.3.4.1 Validation of SERPENT 2 Using Experimental Data from the SPERT-IV D-12/25 Research Reactor Tests

Der Beitrag „Validation of SERPENT 2 Using Experimental Data from the SPERT-IV D-12/25 Research Reactor Tests“ /ALM 22/ berichtet von zwei Testszenarien des SPERT-IV-D-12/25-Reaktors unter Verwendung des Monte Carlo-Serpent 2-Codes. Als Basis diente ein erstes vollständiges 3D-Modell von SPERT, um den kritischen Zustand, abhängig von der Position der vier Steuerstäbe, sowie den vollständig ausgefahrenen Transientenstab zu bestimmen. Der Serpent 2-Code wird anhand der experimentellen Daten validiert, die im nuklearen Inbetriebnahme-Bericht von SPERT-IV beschrieben sind. Des Weiteren wird ein vollständiges 3D-Modell für die Simulation des kritischen Zustands mit unterschiedlichen Positionen der Steuerstäbe und des transient Rods erstellt. Diese Arbeiten sind für die Analyse des transienten Stabtests mit dem high-fidelity gekoppelten Code Serpent 2/SubChanFlow von Bedeutung.

1.1.3.4.2 Gamma Irradiations Using Spent Fuel Elements at FRM II

Im Beitrag „Gamma Irradiations Using Spent Fuel Elements at FRM II“ /LI 22/ wird beschrieben, wie aus abgebrannten Brennelementen des FRM II eine Gammabestrahlungsanlage errichtet wurde, um Proben über einen Zeitraum von Wochen bei bis zu 140 °C bestrahlen zu können. Dabei stehen typische γ-Dosisleistungen zwischen 0,05 kGy/h und 50 kGy/h zur Verfügung. Aktuell werden Konzepte zur Erzielung einer homogenen Bestrahlung für den Bereich der Mikrostrukturforschung in Halit (gesteinsbildendes Mineral) mit einer typischen Zieldosis von bis zu 4 MGy beschrieben.

Hervorzuheben ist eine kurze geometrische Beschreibung des Kerns und Aussagen, dass nach MCNP-Berechnungen die Gesamtaktivität der Spaltprodukte ca. 37 PBq 120 Tage nach dem Reaktorzyklus beträgt und nach einem Jahr auf 6,7 PBq abklingt. Abb. 1.9 zeigt den auf das Maximum normierten Verlauf der Strahlungsintensität entlang der Längsachse.

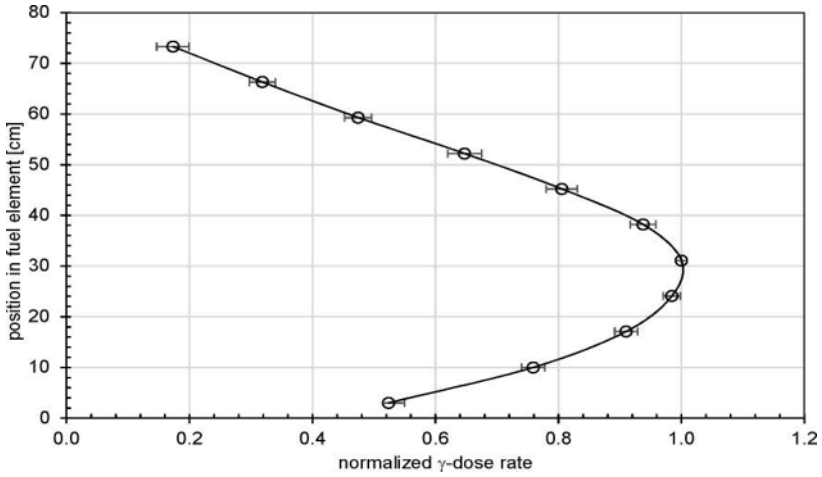


Abb. 1.9 normiertes axiales Gamma-Dosisleistungsprofil

Bildquelle: /LI 22/

Abb. 1.10 zeigt das Abklingverhalten der Gammadosisleistung des BE über einen Zeitraum von zwei Jahren nach dessen Betrieb.

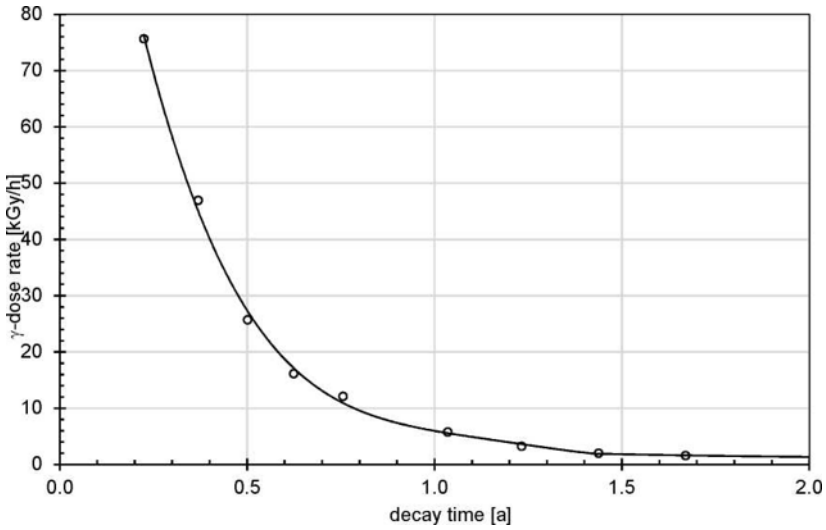


Abb. 1.10 Abklingen der Gammadosisleistung des BE über zwei Jahre nach dem Einsatz

Bildquelle: /LI 22/

1.1.3.4.3 Point Kinetic Parameters Calculation for MTR-Type Fuel Assemblies Using CONDOR Code

Der Beitrag „Point Kinetic Parameters Calculation for MTR-Type Fuel Assemblies Using CONDOR Code“ /FER 22/ umreißt den CONDOR-Code, der die Multigruppen-Transportgleichung mithilfe der Kollisionswahrscheinlichkeiten und der heterogenen Response-Methode in 2D-Geometrien löst. Dies erfolgt mit der implementierten Methodik zur Berechnung der abbrandabhängigen punktkinetischen Parameter auf Zellebene. Ebenfalls wird eine Validierung für ein realistisches MTR-Brennelement vorgeschlagen. Der Vergleich der Ergebnisse mit Serpent-2-Berechnungen zeigt, dass die implementierte Methodik eine schnelle und genaue Alternative zur Berechnung der kinetischen Parameter zur Verfügung stellt.

1.1.3.4.4 The IVG.1M Reactor Conversion: Current State and Prospects

Der 1972 in Betrieb genommene kasachische, wassergekühlte Reaktor IVG.1M (10 MW) wurde mit russischem, hochangereichertem Uran (HEU)-Brennstoff (90 % U235) betrieben. In Zusammenarbeit mit dem US-amerikanischen Argonne National Laboratory erfolgt eine Umstellung des IVG.1M auf niedrig angereicherten Uranbrennstoff (LEU, < 20 % U235) aus russischer Herstellung, ohne dass dazu das Reaktordesign

modifiziert werden musste. Diese wird in /IRK 22/ beschrieben. Die wichtigsten Stufen des Anfahrens nach der Umrüstung zeigt Abb. 1.11.

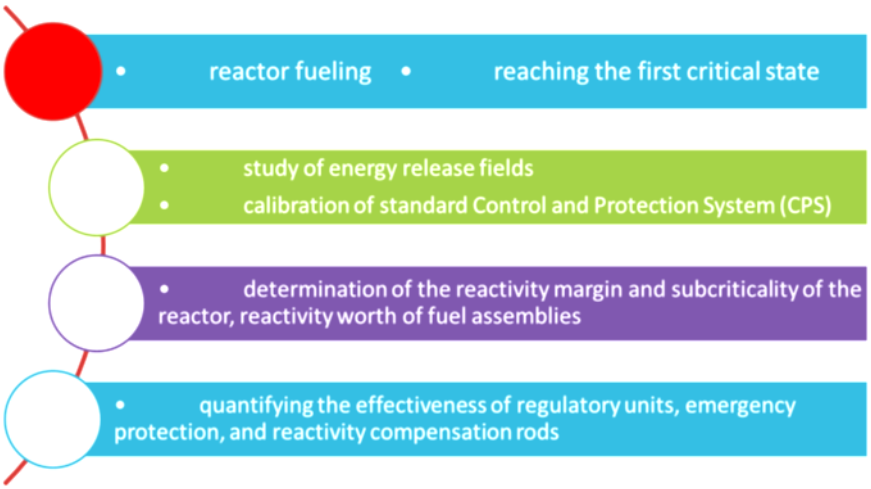


Abb. 1.11 die vier essenziellen Stufen des Physical Start-up nach der Umrüstung des Reaktors von HEU auf LEU-Brennstoff

Zur Erläuterung siehe Bildquelle /IRK 22/

1.1.3.4.5 Current Developments on the WENRA Reference Levels for Research Reactors

Die Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) verfolgt durch intensiven Austausch seiner Mitglieder, einen gemeinsamen Ansatz wie u.a. SRL (Safety Reference Levels) zur nuklearen Sicherheit zu entwickeln. Diese SRL gilt es dann für die Mitglieder im Rahmen der eigenen nationalen regulatorischen Rahmen zu erfüllen. Im Jahr 2020 präzisierte die Arbeitsgruppe für Forschungsreaktoren (WGRR) in mehreren Schritten einen Satz der SRL für den Bereich der Forschungsreaktoren.

Der Beitrag „Current Developments on the WENRA Reference Levels for Research Reactors" /MEU 22/ gibt dazu ein Update und erläutert u.a. die ersten Erkenntnisse aus den laufenden Selbstbewertungen.

1.1.3.5 RRFM 2021

1.1.3.5.1 Fuel Cycle at FRM II: Challenges and Latest Progress

Der Beitrag „Fuel Cycle at FRM II: Challenges and Latest Progress“ /PIC 21/ beschreibt, wie sich die Versorgung des FRM II mit neuen, sowie der Abtransport verbrauchter Brennelemente, weiterhin schwierig gestaltet. Hinsichtlich des Abtransportes zum vorgesehenen Zwischenlager konnten zumindest Fortschritte erzielt werden. Der für 50 abgebrannte Brennelemente ausgelegte Lagerplatz ist bereits mit 47 Brennelementen belegt. Bedingt durch eine Änderung der IAEA-Regeln für den Straßentransport musste das Nachfolgemodell CASTOR MTR3 entwickelt und eine allgemeine Genehmigung für den Straßentransport des Behälters erwirkt werden, sowie erste obligatorischen Kalt-Handhabungstests durchgeführt werden. Die Kalt-Handhabungstests im vorgesehenen Zwischenlager TBL-A in Ahaus konnten erfolgreich abgeschlossen werden. Somit wird nun auf die Transport- und Lagergenehmigung gewartet.

1.1.3.5.2 High-Fidelity Analysis of MTR Cores Using SERPENT2/SUBCHANFLOW

Der Beitrag „High-Fidelity Analysis of MTR Cores Using SERPENT2/SUBCHANFLOW“ /ALM 21/ beschreibt, wie der Bedarf an Computertools zur Simulation von Kernen der MTR (Material Testing Reactor) kontinuierlich steigt. Für die Berechnung des stationären und transienten Verhaltens solcher Kerne kann eine interne Kopplung von Serpent2/SubChanFlow verwendet werden. Basierend auf einem IAEA-Benchmark wurden, ausgehend von einem kritischen Kern, thermisch-hydraulisch getriebene Transienten mit dem gekoppelten Code analysiert, um die Leistungsfähigkeit zu demonstrieren.

1.1.3.5.3 The SERPENT2/RINNOVO Lattice Physics Methodology for Research Reactor Calculations

Der Beitrag „The SERPENT2/RINNOVO Lattice Physics Methodology For Research Reactor Calculations“ /GUI 21/ zeigt die Einführung des RINNOVO-nodalen Kernsimulators für Forschungsreaktoren. Dieser besteht aus den Tools Serpent2, latXS2Nodal und RINNOVO und wendet eine zweistufige Methodik an, beginnend mit Berechnungen der Gitterphysik und endend mit Berechnungen des Knotenreaktorkerns. Die an diesem Schema beteiligte Codekette besteht aus Serpent2, latXS2Nodal und RINNOVO, wobei neben der Serpent2-Gitterphysik-Methodik auf die latXS2Nodal-Schnittstellensoftware

fokussiert wird. Basierend auf einer realen MTR-Kernkonfiguration erfolgte eine Validierung der Daten.

1.1.3.5.4 Discrete Continuous Method for Improved Resolution of Burnup and Power Distribution in Reactor Calculations

Der Beitrag „Discrete Continuous Method for Improved Resolution of Burnup and Power Distribution in Reactor Calculations“ /STE 21/ berichtet, wie bei der Monte-Carlo-Neutronenberechnung von Reaktoren ein diskretes Netz aus homogenen Zonen mit grober Rasterung eingesetzt wird. Die erzielbare Genauigkeit der Schätzungen von zum Beispiel Leistungsreaktivitätskoeffizienten etc. wird dabei durch statistische Effekte begrenzt. Abhilfe, d. h. eine Steigerung der Genauigkeit dazu, kann eine Methode schaffen, die unter Einsatz abgestufter Materialien Monte-Carlo-Berechnungen ermöglicht. Dazu wird eine Methode von nicht rechteckigen Netzen in Kombination mit einem speziellen Zählschema eingesetzt, um „verschmierte“ Materialzellen effektiv zu modellieren. Dies kann zum Beispiel bei Kühlmitteltemperaturgradienten oder einem kontinuierlichen Brennstoffabbrand die Auflösung verbessern.

1.1.3.5.5 Computational Fluid Dynamics Analysis of ITU TRIGA MARK II Research Reactor Spent Fuel Pit

Abgebrannte Brennelemente werden zur ordnungsgemäßen Verwahrung im Abklingbecken abgestellt. Dieses muss, für den Anforderungsfall, auch ausreichend Platz für eine vollständige BE-Entladung des Reaktors vorhalten. Umständehalber bestehen Bestrebungen, die Lagerkapazität durch eine optimierte Konfigurationsanordnung zu erhöhen. Der Beitrag „Computational Fluid Dynamics Analysis of ITU TRIGA MARK II Research Reactor Spent Fuel Pit“ /SAY 21/ behandelt eine Studie zur rechnergestützten Fluiddynamikanalyse hinsichtlich einer besseren Nutzung der Kühlleistung des Beckens. Während die aktuelle Konfiguration über ein kreisförmiges Gitter verfügt, wird hier eine sechseckige Gitterkonfiguration vorgeschlagen. Beide Varianten werden mit dem Fluent-Softwarepaket in einer detaillierten 3D-Geometrie betrachtet, um eine numerische Strömungsdynamikanalyse durchzuführen zu können. Dabei wird konservativerweise davon ausgegangen, dass die maximale Wärmeerzeugung für alle abgebrannten Brennelemente, gemäß einer MCNP6.2-Betrachtung, bei 5,64 kW liegt. Als Randbedingung dazu wurde der axiale Wärmestrom des Brennelements mittels einer Funktion des Fluent-Codes definiert.

Die Kühlleistung beider Designs wurde auf Basis ihrer Naturzirkulationsperformances abgeschätzt. Dabei konnte bestätigt werden, dass aus thermisch-hydraulischer Sicht auch das optimierte Gitter eine sichere Lagerung der abgebrannten Brennelemente gewährleistet.

1.1.3.5.6 Effect of Fission Product Delayed Energy Release in MTR Depletion Calculations

Im Vergleich zu kommerziellen Leichtwasserreaktoren fehlt es bisher bei Material-Test-Reaktoren (MTR) an Berechnungen, um den Einfluss von verzögerten Energiefreisetzungen bei Abbrandrechnungen zu untersuchen. Dies ist speziell bei höheren Leistungsdichten, höheren Abbrandwerten etc., wie sie bei MTR vorliegen, von Interesse. Im Beitrag /MÜL 21/ wird der Einsatz des Forschungsreaktor-Analysecodes RINNOVO gezeigt, der eine Methodik zur Verfolgung der Nachzerfallswärme im Reaktorkern beinhaltet. Diese Untersuchung wurde in Anlehnung an den brasilianischen MTR IEA-R1 durchgeführt. Abb. 1.12 zeigt das verwendete Anfangs-Kern-Test-Layout, mit thermischer Leistung 5 MW, Höhe aktiver Kernbrennstoff ca. 60 cm; Ober- und Unterseite des aktiven Kerns sind von 16 cm hohen Wasserreflektorschichten bedeckt. Die Moderatortemperatur lag bei 40°C, die Brennstoff-Dopplertemperatur bei 60°C.

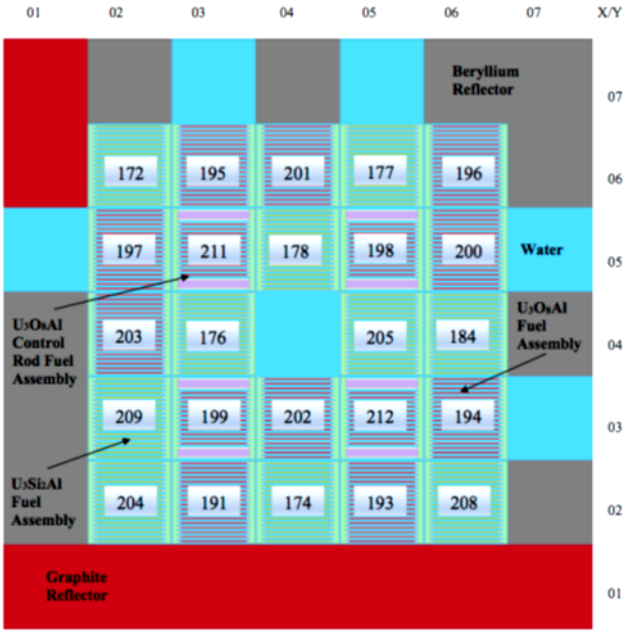


Abb. 1.12 Aufbau des verwendeten Kern-Test-Layouts

Bildquelle: /MÜL 21/

Die angewendeten Flussnormalisierungsmethoden können die Berechnung der Zyklus-Depletion beeinflussen. Dazu soll eine Abschätzung des Einflusses untersucht werden. Es sollen die folgenden Parameter verglichen werden:

- der statische Multiplikationsfaktor k_{eff}
- die gesamte Neutronenflussdichte des Kerns als Funktion der Zeit
- der Kernzerfallsanteil [%] als Funktion der Zeit α_{core}^{decay}
- die maximale ^{235}U-Massenänderung Δ_{max} pro Brennelement über die Dauer eines Abbrandzyklus

Es wurden zwei Abbrand-Zyklen (Zykluslänge 21 Tage) simuliert:
Fall 1 – konstante Leistungshistorie bei nominaler Volllast.
Fall 2 – komplexe Leistungshistorie mit signifikanten, intervallmäßigen Leistungsänderungen.

Zur Berücksichtigung der Nachzerfallswärme in der Reaktor-Kernleistung wurden zwei Methoden angewendet: die erste Methode, mit der Postulierung eines Gleichgewichtszustands für die verzögerte Energiefreisetzung der Spaltungsprodukte, die zweite Methode berücksichtigt explizit die Zeitabhängigkeit des verzögerten Energiebeitrags zur thermischen Leistung.

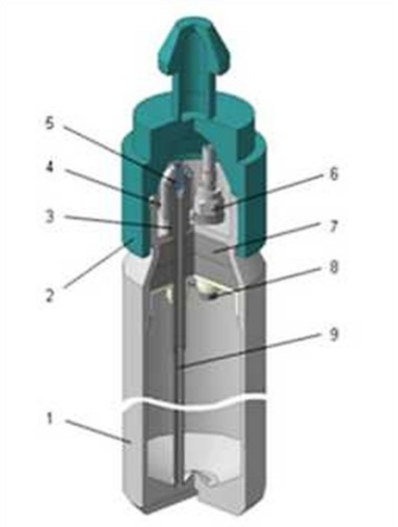
Ein numerischer Vergleich beider Modelle zeigt, dass ihr Einfluss auf den üblichen Brennstoffverbrauch sowie ausgewählte technische Parameter annähernd gleichwertig sind. Die zeitabgängige Methode zeigt jedoch noch Verbesserungspotential hinsichtlich ihrer Robustheit. Da gerade diese Forschungsreaktoren höchst unterschiedliche Betriebsweisen haben, kann keine allgemeingültige Empfehlung gegeben werden.

1.1.3.6 RRFM 2020

1.1.3.6.1 Liquid SNF Removal and Decommissioning of IIN-3M Research Reactor

Der Beitrag „Liquid SNF Removal and Decommissioning of IIN-3M Research Reactor“ /DER 20/ berichtet über die IIN-3M-Reaktoranlage (mit wässriger Uranylsulfatlösung als Brennstoff), die Teil eines usbekischen Technologiekomplexes ist, der zur Stilllegung ansteht. In einem ersten Schritt soll der flüssige abgebrannte Kernbrennstoff (LSNF) vom

Standort mit Hilfe des vom US-amerikanischen Energieministerium, der IAEA und Russland initiierten russischen Programms zur Rückführung von Brennstoffen aus Forschungsreaktoren (RRRFR) erfolgen. Problemstellung war, dass noch keine fertige Technologie für den Transport des LSNF zur Verfügung stand. Hierzu mussten erst Zwischenlager- und Transportbehälter entwickelt werden. Abb. 1.13 zeigt den prinzipiellen Aufbau des Transportbehälters, der die Kanister mit der Uranylsulfatlösung aufnimmt. Das Gesamtkonstrukt, dann mit einem TUK-145/C (Transportschutzbehälter der Schadenskategorie Typ C), zusammen mit dem SKODA VPVR/M-Fass und dem Kanister inkl. Füllung, wurde für einen Aufprall auf ein festes Ziel mit einer Geschwindigkeit von 90 m/s ausgelegt und untersucht.



1 – body,
2 – cap,
3 – fuel adapter,
4 – sleeve nut,
5 – plug,
6 – gas adapter,
7 – shielding plug,
8 – gas tube,
9 – fuel tube

Abb. 1.13 prinzipieller Aufbau des Transportbehälters

Bildquelle: /DER 20/

Zur weiteren Nutzung des Geländes sollen dann alle radioaktiven Abfälle, Einrichtungen und Gebäude abgebaut werden. Das Papier enthält eine kurze Beschreibung, wie die Entfernung des flüssigen SNF bewerkstelligt und die Stilllegung der Anlagen angegangen wurden. Ebenfalls wird der Umfang der durchgeführten Arbeiten, der verwendeten Technologien und der Projektergebnisse umrissen.

1.1.3.6.2 Logistic Solutions for Research Reactors Waste Management

Mit dem Bericht „Logistic Solutions for Research Reactors Waste Management“ /TAL 20/ zeigt die Firma Orano ein neues Behältersystem TN®MW (MW für Multi Waste) mit der

Zielsetzung, eine „All-in-One-Lösung“ für Verpackung, Transport, langfristige Zwischenlagerung sowie Endlagerung zu entwickeln. So wurde z. B. für Eindämmung des Inhaltes die Möglichkeit zum dauerhaften Verschweißen des Deckels und der Kappen anstelle der Verwendung von Dichtungen, zur Vorbereitung der endgültigen Entsorgung, vorgesehen. Ebenfalls wurden auch Lösungen zur Frage der Trocknung, zum Verfüllen des Fasshohlraums mit „Blockierungsmaterial“, der möglichen Ableitung von Radioanalysegasen, etc. berücksichtigt. Zielsetzung dabei war, die Entsorgung von Alt-, Betriebs- und D&D-Abfällen (decontamination and decommissioning) zu vereinfachen und gleichzeitig die damit verbundenen Kosten zu optimieren.

1.1.3.6.3 IAEA Assistance in Research Reactor Decommissioning

Die IAEA ist auf vielen Gebieten tätig, u.a. in der Unterstützung bei der Stilllegung von Forschungsreaktoren. Der Vortrag „Logistic Solutions for Research Reactors Waste Management“ /MIC 20/ fokussiert sich auf Details solcher Unterstützungen anhand von Beispielen zur Stilllegung von Forschungsreaktoren in mehreren Ländern. Auch ist die Abgrenzung der Entsorgung von Abfällen und abgebrannten Brennelementen vor der Stilllegung von Bedeutung. Der Vortrag geht auch auf die Kosten für die Stilllegung von Forschungsreaktoren, basierend auf die von der IAEA bereitgestellten, umfassenden Leitlinien und Instrumente, ein.

1.1.3.6.4 A User Perspective on an IAEA Project: “Benchmarks of Computational Tools Against Experimental Data on Fuel Burnup and Material Activation for Utilization, Operation and Safety Analysis of Research Reactors”

Für die Verifizierung und Validierung von Computercodes hinsichtlich Abbrand und Aktivierung sind von Experten begutachtete experimentelle Datensätze, inklusive der zugehörigen Randbedingungen wie Anlagenspezifikationen etc., unerlässlich. Dies gilt auch für den Themenbereich der Forschungsreaktoren. Daher koordinierte die IAEA das Forschungsprojekt (coordinated research project, CRP) „Benchmarks of Computational Tools against Experimental Data on Fuel Burnup and Material Activation for Utilization, Operation and Safety Analysis of Research Reactors“ als Unterstützungsleistung für die Teilnehmer. Auch hat das CRP-Projekt ein Forum zur Bewertung von Modellierungsaktivitäten hinsichtlich der Anwendbarkeit und Relevanz von Codes und Methoden für die Benchmarks geschaffen. Mit dem hier vorliegenden Beitrag /MLA 20/ soll ein Überblick über die Benchmarks, basierend auf den Modellierungsansätzen und Ergebnissen

einzelner Teilnehmer, gegeben werden. Die „beteiligten Forschungsreaktoren“ bzw. deren Einrichtungen waren OPAL (Australien), TRIGA Mark II (Österreich), RSG-GAS (Indonesien), ETRR-2 (Ägypten), TRIGA 14 MW (Rumänien), IPEN/MB-01 (Brasilien), IRR-1 (Israel), TRIGA Mark II (Slowenien), SAFARI-1 (Südafrika) und TRR-1/M1 (Thailand).

Ansonsten soll an dieser Stelle auch noch auf den Bericht IAEA-TECDOC-1547 „Advances in Applications of Burnup Credit to Enhance Spent Fuel Transportation, Storage, Reprocessing and Disposition“ /IAEA 07b/ aus dem Jahre 2005 verwiesen werden.

1.1.3.6.5 Progress on Reactor Analysis Code Benchmark to AFIP-7 Experiment

Das Office of Material Management and Minimization (M3) der National Nuclear Security Administration (NNSA) arbeitet mit Hochleistungsforschungsreaktoren und einer kritischen Anlage zusammen, um die Umstellung von HEU auf LEU-Brennstoff voranzutreiben. Einige der Anlagen haben das vorläufige Brennelement-Design für die Verwendung der hochdichten monolithischen Uran-Molybdän-Legierung (U-10Mo) durchlaufen. Dazu wird diese Brennstoffform einem Bestrahlungstest unterzogen, um dort dann als qualifizierter Brennstoff eingesetzt werden zu können.

Die vom Idaho National Laboratory (INL) zusammengestellten Daten einer Vollplatte des LEU-Bestrahlungsexperiments bieten der Reactor Conversion (RC)-Community die Möglichkeit, reaktorphysikalische Methoden zu vergleichen, und Vorhersagen zur Konversionsanalyse auf ihre Anforderungen zu treffen. Mithilfe der vom INL bereitgestellten Informationen für HEU-Brennelemente und den LEU-Ergebnissen wurde ein funktionales MCNP5-Modell mit expliziten, heterogenen Brennstoffregionen erstellt. Auch werden gekoppelte Neutronen- und Verbrauchsberechnungen mithilfe der REBUS-MCNP-Software durchgeführt, um die Zusammensetzung des verbrauchten Brennstoffmaterials vorherzusagen. Es wurde ein Abgleich mit Fokus auf die Aktinoidenspaltdichte und den ^{235}U-Abbrand zwischen den REBUS-MCNP-Modellen und den gemessenen Daten durchgeführt. Die höchsten Unterschiede in diesen Bereichen wurden mit zwölf Prozent bei einer durchschnittlichen Abweichung von sieben Prozent gefunden. Bei einem Code-to-Code-Vergleich REBUS-MCNP mit dem INK-Code lagen die Werte bei elf bzw. vier Prozent Abweichung.

1.1.3.7 RRFM 2019

1.1.3.7.1 NAC's OPTIMUS™ Packaging for Reactor Wastes

In dem Beitrag /SIS 19/ bietet NAC einen technischen Überblick über die OPTIMUS-Verpackungen. Bei den NAC OPTIMUS-Behältnissen handelt es sich um kleine, modulare Transport-verpackungen des Typs B(U)F-96n (mit Erfüllung der US-amerikanischen NRC-Typ B- sowie der IAEA-Anforderungen), die die DOT-Gewichtsgrenzen für den Straßentrans-port erfüllen. Die Aufnahme ist für verschiedenen Konfigurationen bis einschließlich Standardfässern der Größe 110 Gallonen geeignet. Die OPTIMUS-Verpackung nutzt den gleichen Fassbehälter (CCV) wie OPTIMUS-H und OPTIMUS-L. Der OPTIMUS-L ist eine leichte Transportverpackung mit einer Kapazität für bis zu zehn OPTIMUS-L-Units pro LKW-Lieferung. Der OPTIMUS-H verfügt über ein äußeres Schildgefäß (OSV) aus Sphäroguss und Aufprallbegrenzer (IL) mit einer höheren Nutzlastkapazität als der OPTIMUS-L. Das große Hohlraumvolumen des CCV bietet Platz für Standardfässer mit bis zu 110 Gallonen, in Kombination mit der geringen Größe und Modularität der OPTIMUS-Verpackung wird dem Nutzer für die weitere Verwendung eine hohe Flexibilität bereitgestellt.

1.1.3.7.2 Determination of NUR Research Reactor Fuel Burnup Using SCALE Code System

Um bei Forschungsreaktoren das Brennstoffmanagement im Kern durchzuführen, werden verschiedene physikalische Parameter benötigt, die z.B. Aufschluss über die Entwicklung von Kernisotopen, aber auch Informationen über dem Abbau des spaltbaren Materials geben. Der Bericht „Determination of NUR Research Reactor Fuel Burnup Using SCALE Code System“ /SEL 19/ zeigt, wie dies am algerischen NUR-Forschungsreaktor (von Argentina INVAP gebauter 1-MW-Pool-Reaktor, MTR-Plattenbrennelemente, Brennstoff U_3O_8-Al, 19,7 % Anreicherung,1989 in Betrieb gesetzt) mit der Kernkonfiguration IV.N durchgeführt wurde. Dazu wurde der TRITON-Code des SCALE 6.1-Pakets zur Modellierung der NUR-Konfiguration eingesetzt. Zur Validierung der Ergebnisse wurden diese mit einer früheren Studie verglichen, die mit dem bekannten CITVAP-Neutronencode bei gleicher Konfiguration durchgeführt wurden. Die dabei gewonnenen Ergebnisse zeigen eine gute Übereinstimmung.

1.1.3.7.3 Calculation of Complete Burnup History of the JSI TRIGA MARK II with SERPENT and TRIGLAV

Der Bericht „Calculation of Complete Burnup History of the JSI TRIGA MARK II with SERPENT and TRIGLAV“ /PUN 19/ beschreibt, wie für den Forschungsreaktor TRIGA MARK II am Jozef-Stefan-Institut die komplette Betriebsgeschichte analysiert werden sollte, um möglichst genau den jeweiligen Brennstoffabbrand bestimmen zu können. Dies sollte auf der Basis der zwei unterschiedlich arbeitenden Neutronentransportcodes SERPENT (stochastisch) und TRIGLAV (deterministisch) erfolgen, die in dem Beitrag vorgestellt werden. TRIGLAV wurde für die TRIGA-Reaktorgeometrie entwickelt. Die Berechnungen werden in einer zweidimensionalen (r,φ)-Geometrie durchgeführt. Zusätzlich erfolgt ein Vergleich der beiden Codes mit Messungen der überschüssigen Reaktivität zur Validierung der Rechnungen.

Die mittels SERPENT gerechneten Werte zeigen eine gute Übereinstimmung zu den gemessenen Werten. Auch eine mit SERPENT durchgeführte Studie zur Unsicherheit (uncertainty propagation) der anfänglichen Brennstoffverbrennung und der gesamten Betriebsgeschichte ergab einen Wert von weniger als 6 %. Abb. 1.20 zeigt eine Kernkonfiguration von 02/2019. Die TRIGLAV-Berechnungen zeigten höhere Abweichungen. Diese Abweichungen wurden der geringeren Code-Komplexität zugeschrieben und als dennoch zufriedenstellend eingestuft.

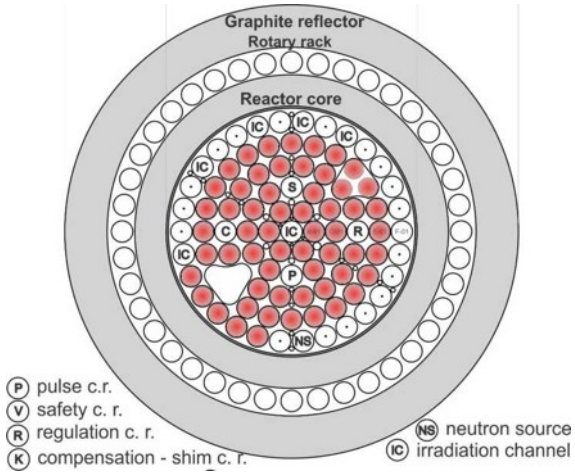


Abb. 1.14 schematische Darstellung JSI-TRIGA-MARK-II-Kern. Kernkonfiguration per 02/2019 mit Brennelementen mit 12 Gew.-% Uran

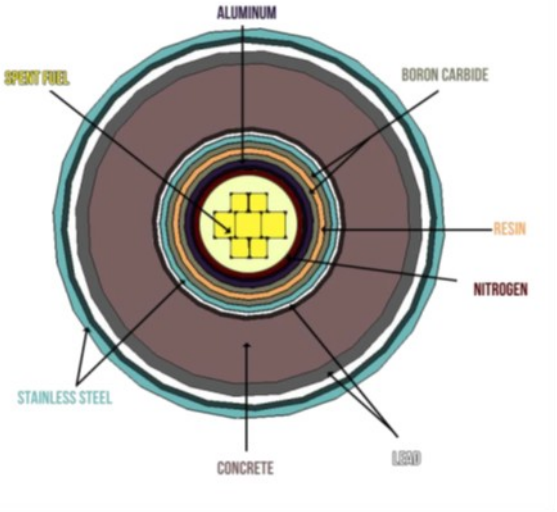
Bildquelle: /PUN 19/

1.1.3.7.4 Evacuation and Reprocessing of Non-Standard Fuel Elements from the BR2 Reactor

Der belgische, mit hochangereicherten Uran-Aluminid-Brennelement-Platten betriebene Materialtestreaktor BR2 kann auf eine 50-jährige Betriebshistorie blicken /VAN 19/. Als Back-End-Lösung soll für die Brennelemente eine Wiederaufarbeitung, inklusive einer industriellen Konditionierung der hoch- und mittelradioaktiven Abfälle, angestrebt werden. Der Reaktor wurde für unterschiedliche Fragestellungen eingesetzt. Dadurch ergab sich eine Vielzahl von Brennelementen mit nennenswerten Abweichungen von den eigentlichen Standardeigenschaften. Dieser Umstand war weder mit der Transportlizenz noch mit der Verarbeitungslizenz der Anlage in La Hague vereinbar. Daher haben Orano und SCK-CEN eine Kooperation gestartet, um eine Umverpackung zu entwickeln, zu lizenzieren und zu validieren, die sowohl mit den heißen Zellen der Reaktoranlage als auch mit dem Transportbehälter und der Wiederaufbereitungsanlage kompatibel ist. Dieser Beitrag gibt dazu einen Überblick zu den einzelnen Schritten.

1.1.3.7.5 Investigating the Shielding Effectiveness for Spent Fuel Dry Storage Cask Using MCNP Code

Der Beitrag „Investigating the Shielding Effectiveness for Spent Fuel Dry Storage Cask Using MCNP Code“ /ZAM 19/ berichtet, dass basierend auf einer jordanischen Richtlinie für die Entsorgung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente die Lagerung der abgebrannten Brennelemente in der Nähe des Kernforschungsreaktors zu erfolgen hat. In diesen Beitrag werden MCNP-Berechnungen der Neutronen- und Gammastrahlendosisraten vorgestellt, die von einem befüllten Lagerbehälter ausgehen, mit der Zielsetzung, dessen Abschirmwirkung zu analysieren. Für verschiedene Abkühlperioden, Abstände und Betondicken werden Analysen durchgeführt. Die Gammastrahlenquellenstärken für abgebrannte Brennelemente werden vom MIT-Forschungsreaktor angesetzt, die Neutronenquellenstärken und das Energiespektrum für die ausgedienten Brennelemente wurden vom 10-MW-MTR-Referenzreaktor der IAEA verwendet. Es wurde festgestellt, dass die durch Neutronen berechneten Dosisraten niedrig sind und dass sich die Gesamtdosis, die aus dem abgebrannten Brennstoff austritt, sich nicht erhöhen könnte. Es wurden jedoch sowohl Gamma- als auch Neutronendosisraten analysiert und das Behälterdesign optimiert, um eine wirksame Abschirmung bei begrenzten Kosten zu erreichen. Abb. 1.15 zeigt das dazu vorgeschlagene Behälter-Design, Abb. 1.16 – die Dosisrate (mSv/h) auf der Oberfläche über der Zeit, und Abb. 1.17 – die Dosisraten für verschiedene Abklingzeiten und Abstände zum Behälter.



Layer	Thickness (cm)
N_2	3
Aluminium	2
Boron Carbide	Two layers 2 cm each
Resin	2
Stainless-steel	Two layers; 2.63 and 1.17
Lead	Two layers; 1.91 and 2.50
Concrete	21.94

Abb. 1.15 Vorgeschlagenes BE-Behälter-Design mit Angabe der Behälterwandschichten

Bildquelle: /ZAM 19/

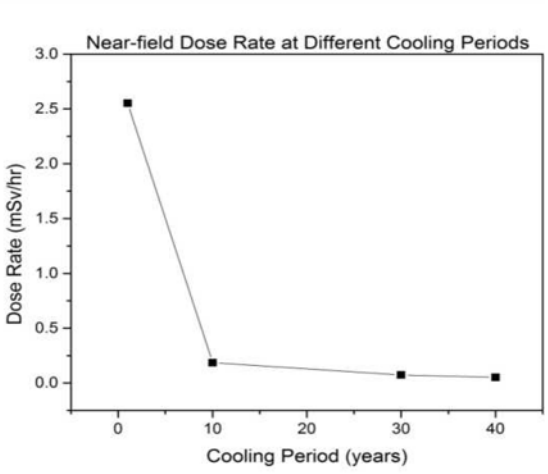


Abb. 1.16 Dosisrate in (mSv/h) auf der Behälter-Oberfläche für verschiedene Abklingzeiten

Bildquelle: /ZAM 19/

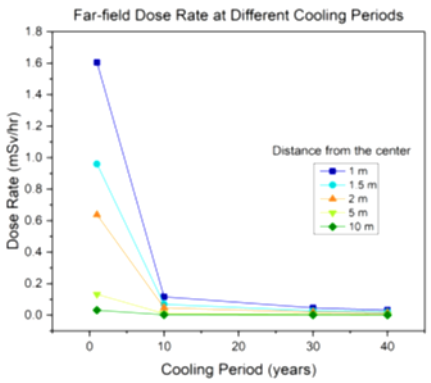


Abb. 1.17 Dosisrate in (mSv/h) für verschiedene Abklingzeiten und Abstände

Bildquelle: /ZAM 19/

1.1.4 Reduced Enrichment for Research and Test Reactors Conference

Das Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR)-Programm für eine reduzierte Anreicherung für Forschungs- und Testreaktoren wurde 1978 vom US-Energieministerium ins Leben gerufen, um Forschungsreaktoren von HEU (≥ 20 % U-235) auf LEU-Brennstoffe (< 20 % U-235) umzustellen. Das RETR-Programm wird vom Amt für Materialwirtschaft und -minimierung der US-amerikanischen Nationalen Behörde für nukleare Sicherheit (NNSA) verwaltet. Die wichtigsten Technologiekomponenten des Programms sind:

- Die Entwicklung fortschrittlicher LEU-Brennstoffe
- Design- und Sicherheitsanalyse für Umbauten von Forschungsreaktoren
- Entwicklung von Zielen und Prozessen für die Herstellung des Isotops Molybdän-99 mit LEU-Brennstoff.

Das Argonne National Laboratory richtet dazu eine jährliche in unterschiedlichen Ländern stattfindende Konferenz aus. Die bezüglich des vorliegenden Projekts potenziell interessanten Beiträge wurden im Folgenden zusammengefasst.

1.1.4.1 Research Reactor Back-End Operations: Growing Needs and Available Services

In dem Beitrag „Research Reactor Back-End Operations: Growing Needs and Available Services“ /VO 18/ des staatlichen französischen Industriekonzerns ORANO wird ausgeführt, dass die Back-Ends von existierenden Forschungsreaktoren vor den zwei großen Herausforderungen, der Definition und Umsetzung der am besten geeigneten Demontagestrategie, sowie der Ermittlung nachhaltiger Lösungen für die Entsorgung abgebrannter Brennelemente und Abfälle stehen. Daher wurde von ORANO die Leistungspalette im Bereich der Wiederaufbereitung abgebrannter UAl- und USi-Brennelemente, sowie von neuen Behältertypen erweitert. Einer der Punkte dazu ist ein nachhaltiges Brennstoffmanagement von abgebrannten Brennelementen (RRSF), wie in Abb. 1.18 dargestellt ist.

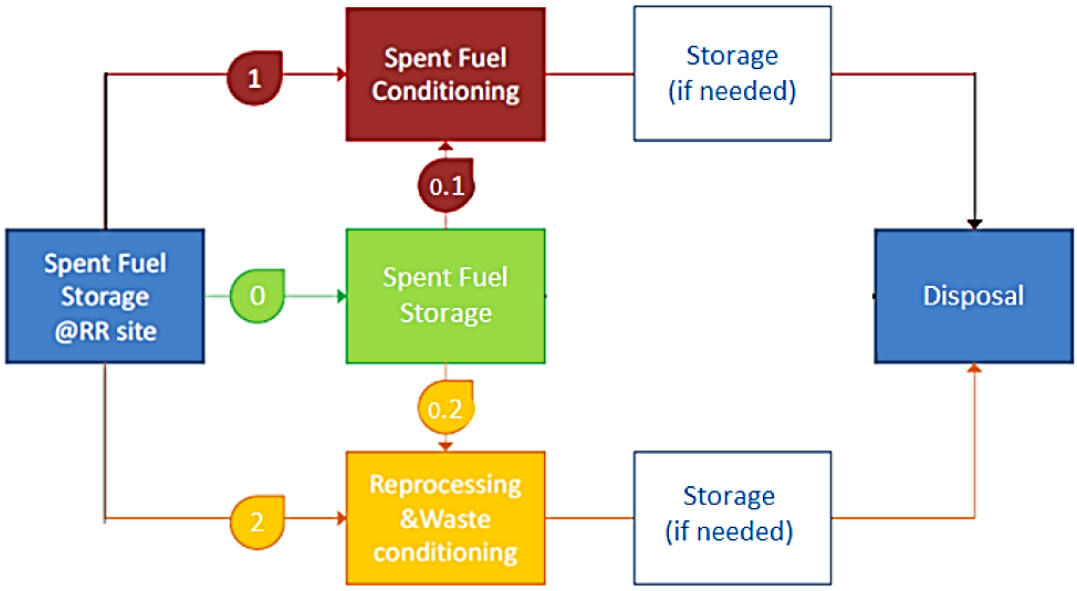


Abb. 1.18 Darstellung der beiden möglichen RRSF-Strategien

Zur Erläuterung siehe Bildquelle /VO 18/

Dazu stehen für die abgebrannten Brennelemente einerseits die Strategie der Konditionierung und anschließender Entsorgung, andererseits eine Wiederaufarbeitung mit Abfallkonditionierung inklusive der Entsorgung nicht spaltbarer Abfälle zur Verfügung. Die Strategie der Konditionierung ist dabei noch in der Entwicklung, während die Strategie der Wiederaufbereitung als ausgereifte Technologie bezeichnet wird. Als Highlights dazu werden die folgenden Punkte genannt:

- Reduziertes Volumen und geringere Radiotoxizität des Endabfalls im Vergleich zu unverarbeitetem Altbrennstoff
- Verpackter Abfall, der für eine lange Zeit auf eine ausreichende Stabilität ausgelegt ist
- Endabfälle, die von den IAEA-Sicherheitsmaßnahmen ausgenommen sind

Im Weiteren geht der Beitrag einerseits auf die Performance des Herstellers in Bezug auf das Thema Transportbehälter und andererseits auf das Thema der RRSF-Wiederaufarbeitungsvorgänge ein. Abb. 1.19 zeigt das Prozess-Diagramm der Wiederaufarbeitung in La Hague.

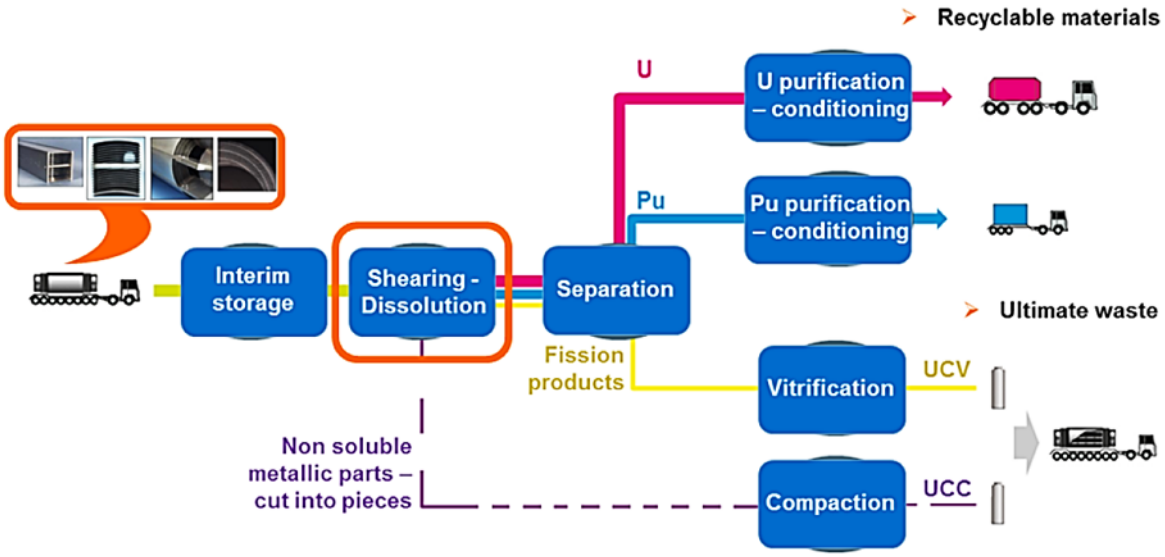


Abb. 1.19 Prozess-Diagramm der Aufarbeitung von Brennstoff aus Forschungsreaktoren in La Hague

Zur Erläuterung siehe Bildquelle /VO 18/

Die UAl-RRSF-spezifischen Wiederaufbereitungsvorgänge finden dabei hauptsächlich basierend in Form von Auflösungsverfahren, wie in z.B. in Salpetersäure, statt. Das Verfahren für USi entspricht der Vorgehensweise bei UAl mit der Ausnahme der zunächst durchgeführten Herauslösung von Si, bevor dann die Lösungen im allgemeinen Prozessablauf mit denen von konventionellem LWR-Aufbereitungsmaterial gemischt werden.

Zu der Frage des Managements der bei der Wiederaufbereitung anfallenden und in das Herkunftsland zurückzuführenden Endabfalls wird ausgeführt, dass die dazu notwendige Äquivalenz-Charakterisierung, die dafür die Basis liefert, auf zwei Arten erfolgt. Einerseits gilt die Rückstandsaktivitätseinheit (UAR) basierend auf dem Neodymgehalt (als repräsentativem Indikator, der effektiv gemessen werden kann) und andererseits die Rückstandsmasseneinheit (UMR) basierend auf dem Gewicht von unlöslichen metallischen Strukturbestandteilen des abgebrannten Brennstoffs. Die UAR- und UMR-gebundenen Stoffe werden dann in Form von Universal-Behältern für verglaste Rückstände bzw. von Universal-Behältern für verdichtete Rückstände aus Frankreich zurückgeführt. Die verglasten Rückstände sind Spaltprodukte und Nebenaktinoide, die in eine homogene Glasmatrix eingebracht werden und in einem Universalbehälter (UC-V bei hoher Aktivität oder UC-U bei mittlerer Aktivität) konditioniert werden. Die verdichteten Rückstände sind typischerweise Strukturabfälle aus nicht löslichen umhüllten Brennstoffen und werden im Universalbehältern (UC-C) mit der gleichen Außengeometrie wie UC-V/U verdichtet und konditioniert. Die RRSF-Trockenlagerung bildet im Gesamtprozess meist nur einen Zwischenschritt. Dazu sollen in naher Zukunft entsprechende Behälter für die Lagerung und den Transport verfügbar werden. Zu den Fragen der Planungen in der Übergangszeit vom Betrieb zum Stilllegungsprojekt wird als zentraler Punkt ausgeführt, dass dabei das Abfallmanagement und die Abfallcharakterisierung nur als einer der ersten Schritte zu sehen ist.

1.1.4.2 INVAP Nuclear Engineering Department Calculation Suite

Im Beitrag „INVAP Nuclear Engineering Department Calculation Suite“ /VIL 18/ werden wesentliche Teile der nuklearen Berechnungskette der DIN-Abteilung von INVAP S.E. (DIN ist das spanische Akronym für die Abteilung für Kerntechnik) beispielhaft dargestellt. INVAP S.E. ist eine argentinische aus verschiedenen Disziplinen aufgebaute Organisationseinheit für die Bearbeitung von Themen der Neutronik, Thermohydraulik (stationärer Zustand und Transienten), Abschirmung und Strahlenschutz. Bei der DIN-Berechnungssuite handelt es sich um eine Reihe von Codes verschiedener Disziplinen, die in State-of-the-Art- und Produktionscodes unterteilt sind. Die Berechnungssuite umfasst auch eine Reihe von Verfahren und Methoden zur Berücksichtigung des gesamten Designprozesses, einschließlich regulatorischer Aspekte, Analystenqualifikationen und Computercodes. Aus diesem Grund arbeitet DIN kontinuierlich an der Weiterentwicklung und Validierung der Berechnungssuite zur Auslegung und Optimierung kerntechnischer Anlagen.

Von Interesse ist hier mehr der prinzipielle Aufbau der nuklearen Rechenketten und die dabei realisierten Vernetzungen der einzelnen Codes zu einer Gesamtheit, mit der man dann nukleare Detailfragen entsprechend profund und qualifiziert bearbeiten kann.

DIN-Berechnungssuite

Die in der DIN verwendeten Codes sind in verschiedene Pakete gegliedert. Die Pakete für Berechnungen im Bereich Produktion enthalten hauptsächlich die deterministischen Berechnungscodes, werden aber auch für die Anlagenplanung verwendet. Die Anforderung an diese Codes ist, dass sie so schnell wie möglich sind und eine angemessene Genauigkeit aufweisen. Zu den hochmodernen Codes gehören die Monte-Carlo- und CFD-Codes. Sie werden hauptsächlich für Verifizierungszwecke, spezifisches Design sowie Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten verwendet. Diese Codes müssen so präzise und genau wie möglich sein und einen alternativen Ansatz für die zu lösende Fragestellung darstellen.

Neutronische Codes

Die Abbildung Abb. 1.20 zeigt im Wesentlichen die bei INVAP vorhandene neutronische Berechnungslinie inklusive integrierte Codes von Drittanbietern. Die Berechnungslinie für den Bereich Produktion basiert auf CONDOR-CITVAP-Codes und die State-of-the-Art-Codes basieren auf den MCNP- und SERPENT-Codes.

Diese Berechnungslinie wird für die folgenden neutronischen Parameter verwendet:

- Reaktivitätsgleichgewicht
- Steuerstabwert
- Abschaltmarge
- Reaktivitätseinfügungsraten
- Neutronenfluss und Leistungsverteilungen
- Leistungsspitzenfaktor
- Xenon-Transienten
- kinetische Parameter
- Leistungsverteilungsverlauf
- Oxidschichtwachstum

– Reaktivitätskoeffizienten (Brennstoff- und Kühlmitteltemperatur, Kühlmitteldichte, Leistung usw.)

Die folgende Abb. 1.20 zeigt die zugehörige neutronische Berechnungslinie.

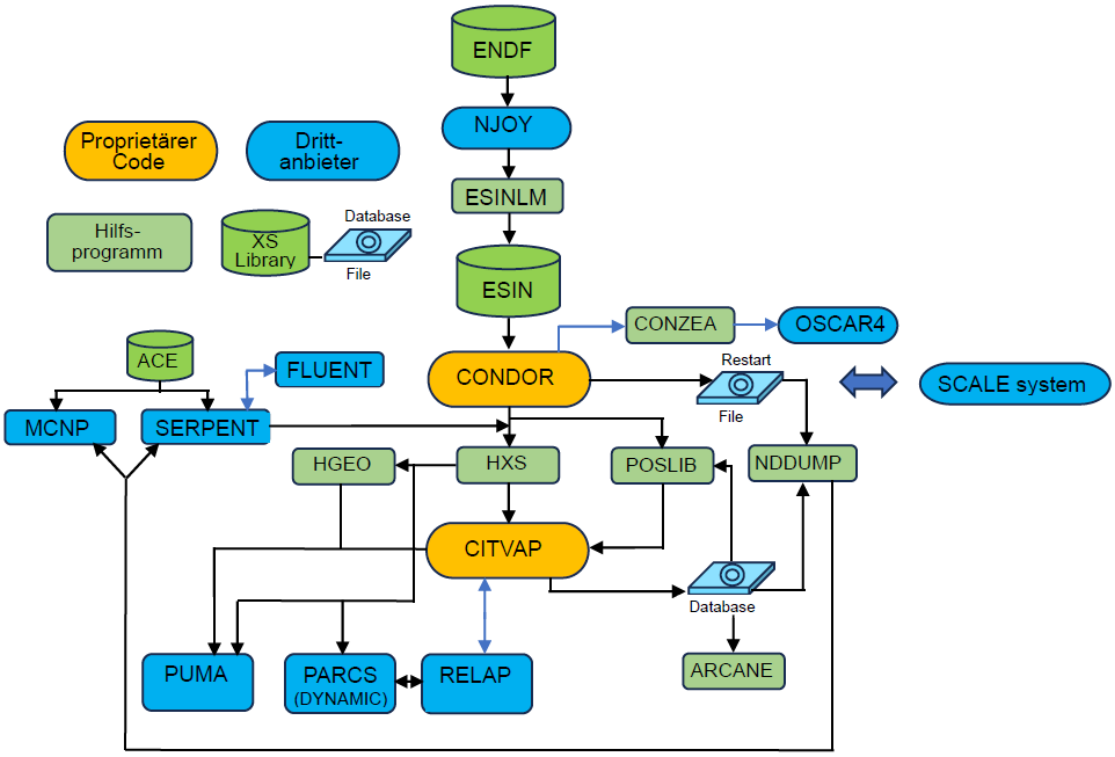


Abb. 1.20 Neutronische Berechnungslinie des Nuclear Engineering Department INVAP

Zur Erläuterung siehe Bildquelle /VIL 18/

Thermohydraulische Vorschriften

Abb. 1.21 zeigt die vorgehaltenen thermohydraulischen Berechnungscodes. Die Berechnungslinie für den Bereich Produktion basiert auf den Steady-State- und RELAP-5-Codes, die State-of-the-Art-Codes basieren auf den CFD-Codes. Die Abbildung zeigt auch die wichtigsten Berechnungsparameter, die von jedem Code bestimmt werden.

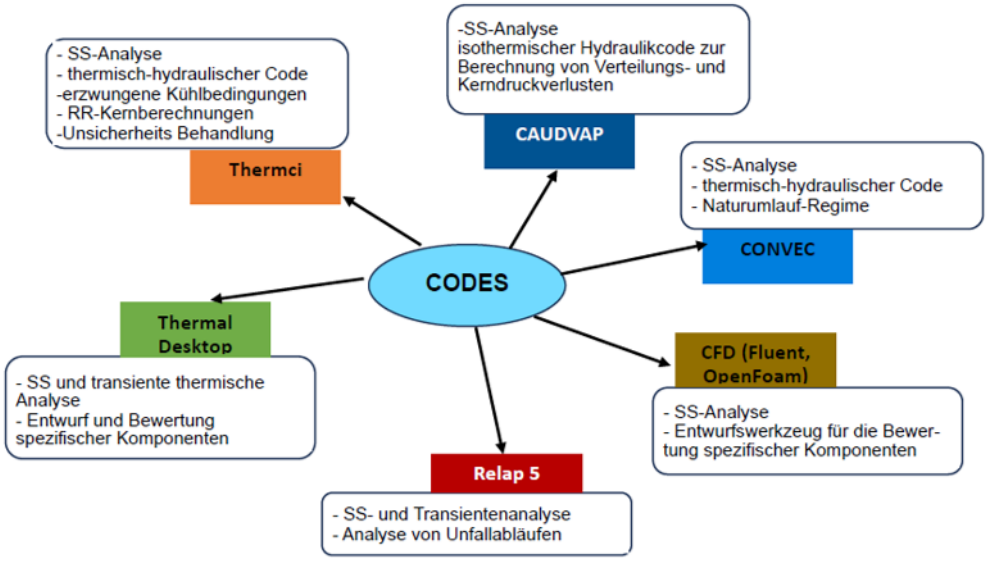


Abb. 1.21 Eingesetzte thermohydraulische Codes

Zur Erläuterung siehe Bildquelle /VIL 18/

Strahlungstransportcodes

Die folgende Abb. 1.22 zeigt entsprechend die Strahlungscodes mit ihren zugehörigen Hauptanwendungen.

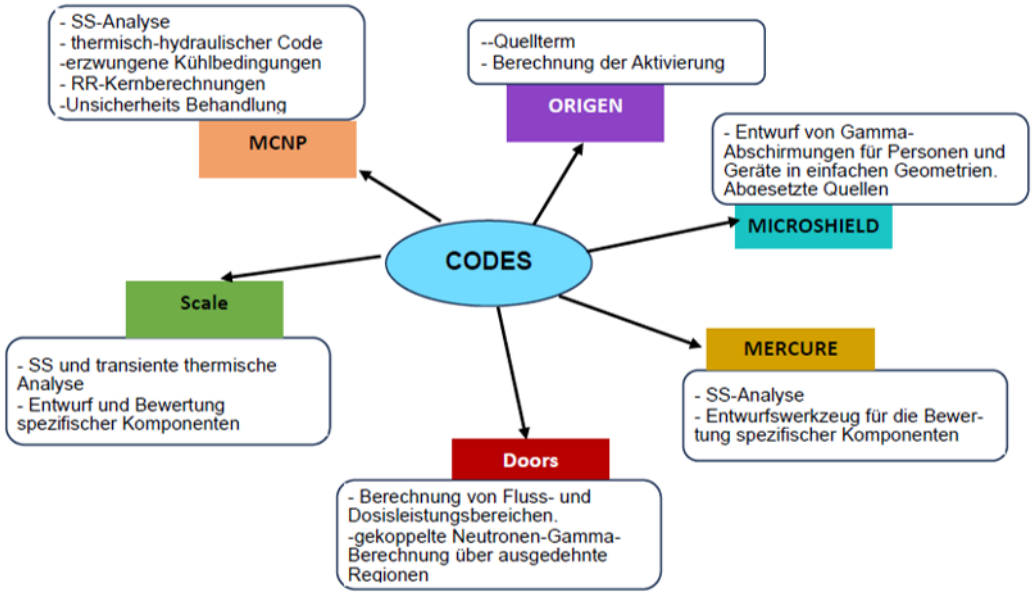


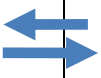
Abb. 1.22 Eingesetzte Strahlungscodes und ihre Hauptanwendungen

Zur Erläuterung siehe Bildquelle /VIL 18/

Integration zwischen Berechnungscodes

Eine entscheidende Frage bei der Anwendung der Codes ist die Kopplung bzw. die vorhandenen Kopplungsmöglichkeiten. Bei INVAP wird die Integration der Codes in das Gesamtdesign und somit auch die Kopplungen untereinander kontinuierlich verbessert. Abschließend zeigt Tab. 1.1 die Hauptparameter dieser Integration.

Tab. 1.1 Code-Kopplungsmöglichkeiten bei INVAP

Parameter Verteilung	Neutronisch	Thermo-hydraulisch	Strahlungs-Transport	Zielsetzung
Abbrand				Analyse erschöpfter Kerne (BOC, EOC usw.)
Temperaturen				Detaillierte Neutronen- und Strahlungstransportanalyse
Leistungsverteilung				Detaillierte thermo-hydraulische Analyse
Gekoppelt N-TH				Gekoppelte Berechnung Leistungsrückkopplungskoeffizient Wachstum der Oxidschicht
Energieabscheidung				Detaillierte thermische Analyse von Strukturmaterialien
Rückkopplungs-Koeff. & Kinetik-Parameter				Transienten und Unfallanalysen

1.1.5 Sonstige Quellen

In diesem Kapitel sind die sonstigen Beiträge außerhalb von den zuvor genannten Institutionen bzw. Konferenzen gemäß ihrem Veröffentlichungsjahr gelistet.

1.1.5.1 Safety analysis of spent fuel storage facility for BAEC TRIGA research reactor using MCNP5

Der Bericht „Safety analysis of spent fuel storage facility for BAEC TRIGA research reactor using MCNP5“ /SON 24/ zeigt auf, dass bedingt durch Faktoren wie z.B. das Abklingverhalten der Brennelemente etc., aber auch der daraus resultierenden Entscheidungen, Wartezeiträume von bis zu mehr als 50 Jahren keine Seltenheit sind. Vor diesem

Hintergrund wurde ein Forschungsprojekt zur Analyse der Sicherheitsmerkmale für das Nasslager der abgebrannten Brennelemente des BAEC-TRIGA-Forschungsreaktors (BTRR) mittels MCNP5-Codes durchgeführt. Zusammenfassend kann festgehalten werden, dass das hier betrachtete Nasslager-Konstruktionsmodell mit einer vollständigen Brennelementbeladung generell standhält, ohne dass es zu Materialversagen kommen kann. Der Abstand zwischen den Brennstäben (Mitte-Mitte) wurde auf 10 cm festgelegt. Der ermittelte k_{eff}-Wert beträgt 0,654 und ist damit deutlich unter dem empfohlenen Wert von 0,8 für Unterkritikalität. Unter Berücksichtigung der äußeren Dosisleistung wurde die sichere Wasserstandshöhe des Abklinglagers bestimmt. Die simulierte Dosisleistung wird auf ca. 1 µSv/h in 2,5 Metern Tiefe geschätzt, was als sichere Dosisleistungsgrenze gilt. Zusammenfassend kann festgehalten werden, dass das geplante Brennelementlager, basierend auf den Ergebnissen der statischen Spannungsanalyse für die Lagerregale, nach Art und Weise dafür geeignet ist. Die Ergebnisse der MCNP-Simulation belegen auch eine ausreichende Effizienz, um eine ordnungsgemäße Belüftung und Kühlung der Brennelemente ohne Unfallrisiken zu gewährleisten.

1.1.5.2 Spent fuel inventories calculation of G.A. Siwabessy Research Reactor 15 MW

Der Beitrag „Spent fuel inventories calculation of G.A. Siwabessy Research Reactor 15 MW“ /ART 22/ der indonesischen National Nuclear Energy Agency zeigt an einem realen Beispiel die Berechnung des Spaltstoffinventars eines 15-MW-Forschungsreaktors. Besonderheit dabei ist, dass dieser Mehrzweckreaktor für verschiedene Zwecke eingesetzt, ,aber auch sein Leistungsniveau verändert wurde. Beim Betrieb dieses Reaktors entstanden hochradioaktive Abfälle in Form abgebrannter Kernbrennstoffe. Für eine sichere Lagerung der abgebrannten Brennelemente sind die Daten zum Radionuklidinventar in den abgebrannten Brennelementen von entscheidender Bedeutung. Der Zweck dieser Studie besteht darin, den Bestand an Spaltstoffinventar zu ermitteln. Die auf Basis von Origen 2.1 durchgeführten Berechnungen zeigen, dass ein frisch aus dem Reaktor entladener, abgebrannter Brennstoff Radionuklide mit einer Gesamtaktivität von ca. 5,2E+4 Ci besitzt, die innerhalb von fünf Jahren stark absinkt, ebenso wie die erzeugte Zerfallswärme mit zunehmender Lagerzeit abnahm. Der benutzte Brennstoff verfügte über eine Neutronenemission von $8,9 \times 10^3$ n/s und eine Photonenemission von $5,4 \times 10^{11}$ p/s, die wie die Gesamtaktivität innerhalb von fünf Jahren nach der Entladung aus dem Reaktor deutlich zurückgeht. Diese Berechnungsergebnisse bilden den ersten Schritt einer Brennstoffcharakterisierung und sind für weitere

Management-Entscheidungen unerlässlich. Abb. 1.23 zeigt das Flussdiagramm des Berechnungsprozesses der Radionuklidinventare.

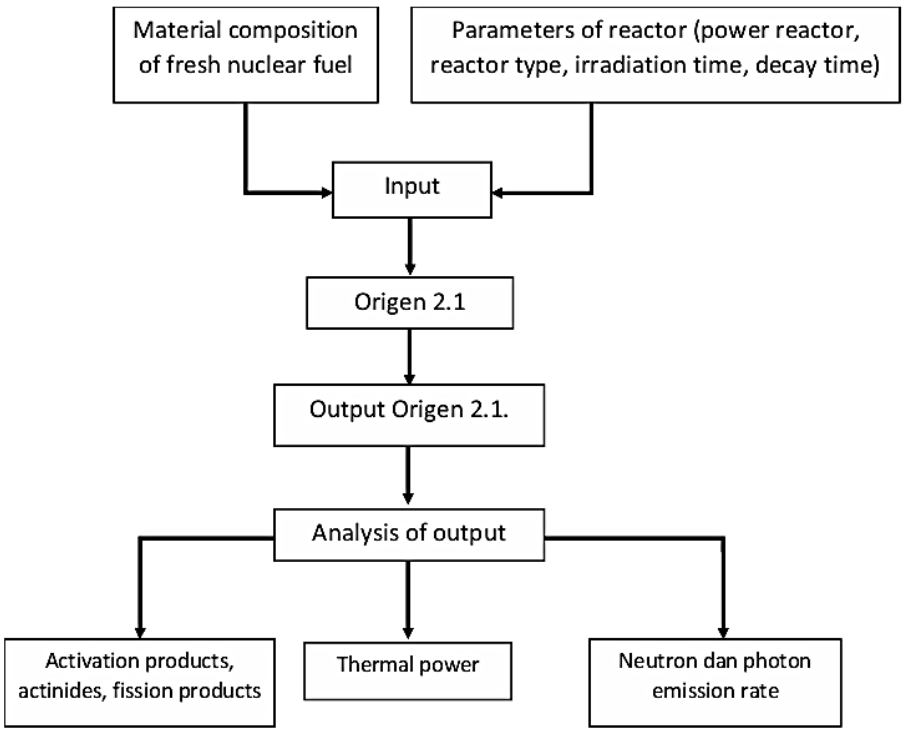


Abb. 1.23 Flussdiagramm zum Berechnungsprozess von Radionuklidinventaren

Zur Erläuterung siehe Bildquelle /ART 22/

Als Eingabedatensatz für Origen 2.1 wurden die Materialzusammensetzungen des neuen Brennstoffs sowie der Reaktorparameter eingegeben. Weitere Parameter wurden aus den vorhandenen, historischen Reaktorbetriebsdaten gewonnen. Die in der Folge erhaltenen Berechnungsergebnisse wurden analysiert, um die für das weitere Management des Brennstoffs notwenigen Informationen zu bekommen

1.1.5.3 Criticality Benchmark Calculation and Comparison for a Fuel Storage Rack in a TRIGA Reactor

Der brasilianische Beitrag „Criticality Benchmark Calculation and Comparison for a Fuel Storage Rack in a TRIGA Reactor“ /SAN 21/ auf der International Nuclear Atlantic Conference, Brasilien, berichtet über die Berechnung und Vergleich der Kritikalitätsbenchmarks für ein Brennstofflagerregal in einem TRIGA-Reaktor. Diese Art der Pool-Zwischenlagerung, die auch üblicherweise über längere Zeiten praktiziert wird, stellt ein

übliches Verfahren dar und ist somit dem hier gegebenen Projektziel, der Lagerung von Brennstoff für Forschungsreaktoren, inkludiert. Parallel zu der Funktion der reinen Lagerung sollen auch mit diesen Elementen neue, zusätzlich Bestrahlungskanäle zu den bereits implementierten bereitstellt und somit die Leistungspalette des Reaktors erweitert werden.

In dieser Arbeit wurden Rechenmodelle zur Kritikalitätssimulation für den vorhandenen Kernreaktor TRIGA IPR-R1 gemäß den geltenden Spezifikationen sowie Implementierungen eines Brennstofflagerregals zur Aufnahme von Brennstoff-Moderator-Elementen oder Graphit-Dummys entwickelt und ausgeführt. Dazu wurden Computersimulationen mit dem MCNP6-Tool durchgeführt und die Ergebnisse mit einem ähnlichen Benchmark verglichen, der für den TRIGA MARK I entwickelt wurde. Der wichtigste Sicherheitsparameter in dieser Arbeit ist der Kritikalitätskoeffizient k_{eff}, da er das Verhältnis zwischen verschiedenen Generationen von Neutronenverläufen darstellt. Um das Verhalten des Kritikalitätskoeffizienten für den TRIGA-Reaktor zu simulieren, wurden mehrere Rechenmodelle mit MCNP6 entwickelt. Diese Modelle stellen verschiedene Stufen der Steigerung des k_{eff}-Wertes dar, die mit der zunehmenden Menge an Kernbrennstoff, der in das Lagerregal eingebracht wurde, einhergehen. Als problematisch wurde bei den Berechnungen die zu geringe Neutronenhistorie im Bereich der Lagergestelle und die Dosisleitung an der Beckenoberfläche erkannt, die in der Folge zu nicht genauen Werten führte. Daher sind weitere Berechnungsansätze erforderlich.

1.2 Erfassung der Datenlage zu relevanten Forschungsreaktor-Brennelementen

Für die rechentechnische Analyse von Brennelementen von Forschungsreaktoren ist eine möglichst genaue Kenntnis wesentlicher Eigenschaften der verwendeten Brennelemente wie z.B. geom. Abmessungen, Anordnungen etc., sowie des Aufbaus/der Geometrie der Forschungsreaktoren von hoher Relevanz. Bei der Recherche soll, abgesehen von den hausinternen Daten, der spezielle Fokus auf Daten der folgenden Forschungsreaktoren gelegt werden:

- TRIGA-Reaktor in Mainz
- Berliner Experimentier-Reaktor (BER II)
- Rossendorfer Forschungsreaktor (RFR)
- Forschungs-Neutronenquelle Heinz Maier-Leibnitz (FRM II) Garching

Dabei ist bereits eine Untermenge an Daten im vorherigen Kapitel enthalten.

Darüber hinaus behandelt der Bericht /BAR 24/ die kombinierte Analyse sicherheitsrelevanter Aspekte aus Sicht der Zwischenlagerung sowie der Endlagerung hochradioaktiver Abfälle unter Berücksichtigung längerer Zeiten der Zwischenlagerung. Tabellarisch werden hier der Bestand an Versuchs- und Forschungsreaktorbrennstoffen in der Zwischenlagerung in Deutschland zum Stichtag 31.12.2019, u.a. für die abgebrannten Brennelemente der oben genannten Anlagen nach Reaktor, Anzahl Brennelemente aufgelistet.

1.2.1 Forschungsreaktor TRIGA Mainz

Der erste TRIGA-Reaktor (Training, Research, Isotope Production General Atomic) wurde 1955 der Öffentlichkeit vorgestellt. Bedingt durch die hohe Marktakzeptanz gab es in der Folge drei grundlegende TRIGA-Modelle:

- Mark-I: unterirdischer Reaktor ohne Strahlrohre
- Mark-II: oberirdischer Tank mit mehreren Strahlrohren
- Mark-III: oberirdischer ovaler Tank mit beweglichem Reaktorkern

Insgesamt wurden weltweit ca. 60 TRIGA-Reaktoren in Betrieb genommen.

1.2.1.1 TRIGA Reactor Characteristics

Das Dokument „TRIGA Reactor Characteristics“ stellt eine profunde Beschreibung der TRIGA-Reaktoren dar /BÖC 07/. Im Einzelnen sind dies die Themen:

- Kritische Masse des TRIGA-Reaktors
- Mark-II: oberirdischer Tank mit mehreren Strahlrohren
- Berechnete Leistung pro FLIP-Element (Fuel Lifetime Improvement Program)
- Kühlmittelverluststörfall (LOCA)
- Auslegungsstörfall oder maximaler hypothetischer Störfall
- TRIGA-Reaktormoderation
- Moderationseigenschaften von Zirkoniumhydrid

- Prompt negativer Temperaturkoeffizient der Reaktivität
- Temperaturkoeffizienten von 20 % angereichertem Standardbrennstoff
- Temperaturkoeffizienten von 70 % angereichertem Brennstoff
- Reaktivitätskoeffizient des Brennstoffpools
- Reaktivitätskoeffizient des Vakuums
- Reaktivitätswerte der Brennelemente
- Leistungskoeffizient der Reaktivität
- Reaktorparameter
- TRIGA-Pulsverhalten
- Das Fuchs-Nordheim-Modell und Pulscharakteristika
- Abschätzung der Spitzenleistung eines Pulses
- Reaktivitätsstörfall
- TRIGA-Sicherheit im Vergleich zu anderen Forschungsreaktoren

In zwei Anhängen werden die allgemeinen Daten des TRIGA Mark II sowie die technischen Daten eines typischen TRIGA-Mark-II-Reaktors dargestellt.

1.2.1.2 Operation Experience and Research Activities at the TRIGA Mainz

Der Beitrag “Operation Experience and Research Activities at the TRIGA Mainz” /EBE 04a/ enthält einige reaktorspezifische Daten sowie die in Abb. 1.24 dargestellte Kernkonfiguration.

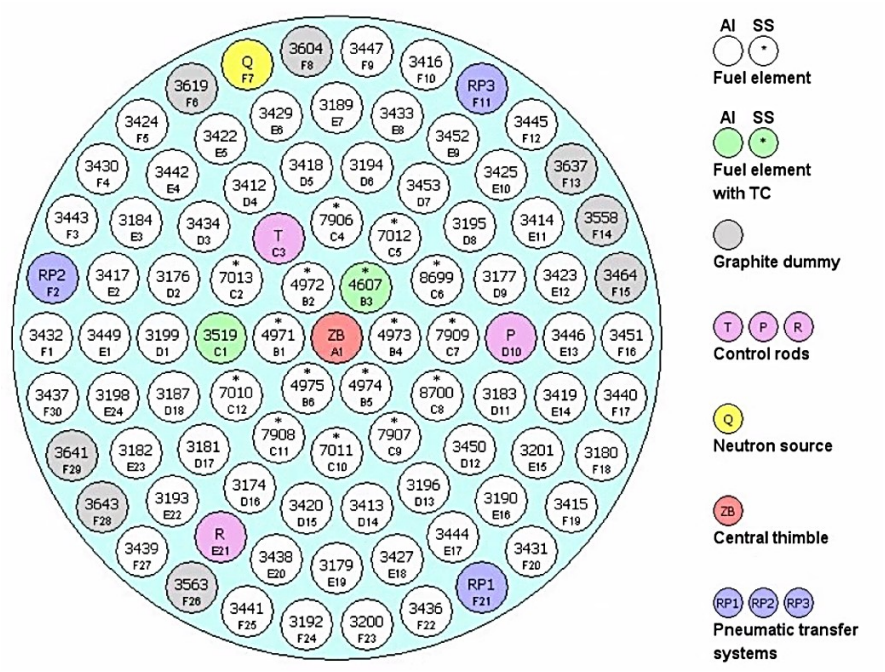


Abb. 1.24 Kernkonfiguration des TRIGA-Mainz-Forschungsreaktors mit 75 Brennelementen (FE)

Bildquelle: /EBE 04a/. Brennelemente mit Edelstahlhüllrohr sind mit einem Stern (*) gekennzeichnet.

1.2.1.3 The Research Reactor TRIGA Mainz

Das Dokument “The Research Reactor TRIGA Mainz” /EBE 16/ enthält neben einer historischen Beschreibung sowie vereinzelten Reaktordaten die in Abb. 1.25 dargestellte Kernkonfiguration, die in ihrer Darstellung um das Lagergestell erweitert wurde.

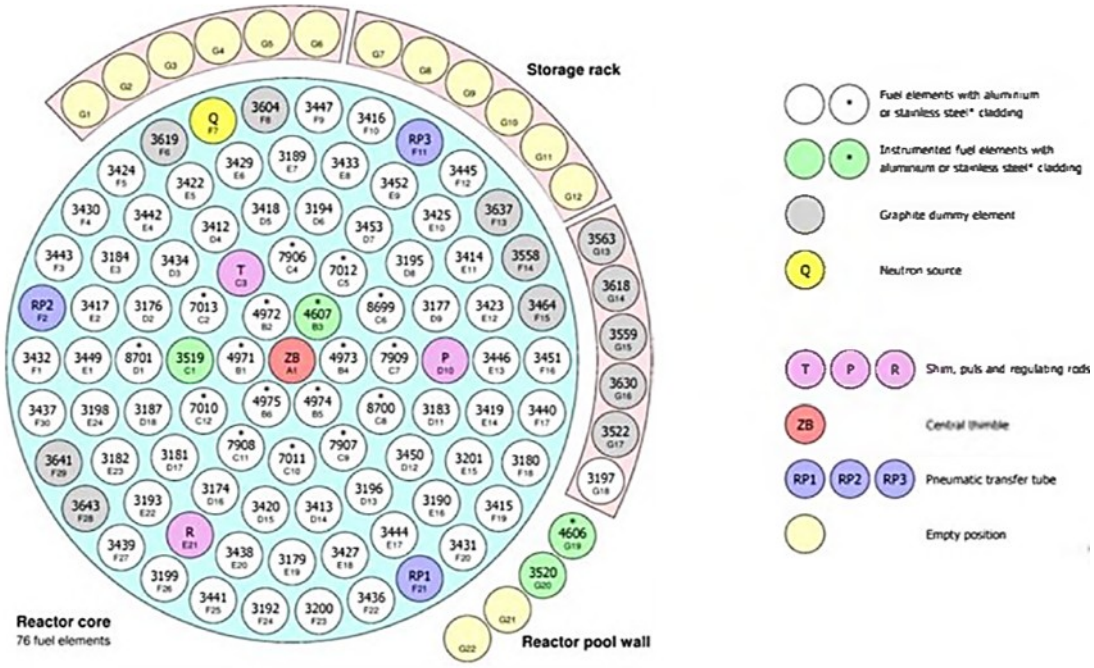


Abb. 1.25 TRIGA-Mainz-Kernkonfiguration mit 76 Brennelementen im Kern und Lagergestell

Bildquelle: /EBE 16/.

1.2.1.4 Report TRIGA Mainz 2018

Die PowerPoint-Präsentation „Report TRIGA Mainz 2018“ /INS 19a/ zeigt den Ladeplan Nummer 30 (Abb. 1.26) sowie weitere Ergänzungen wie die Stahllagerschränke für frischen Brennstoff.

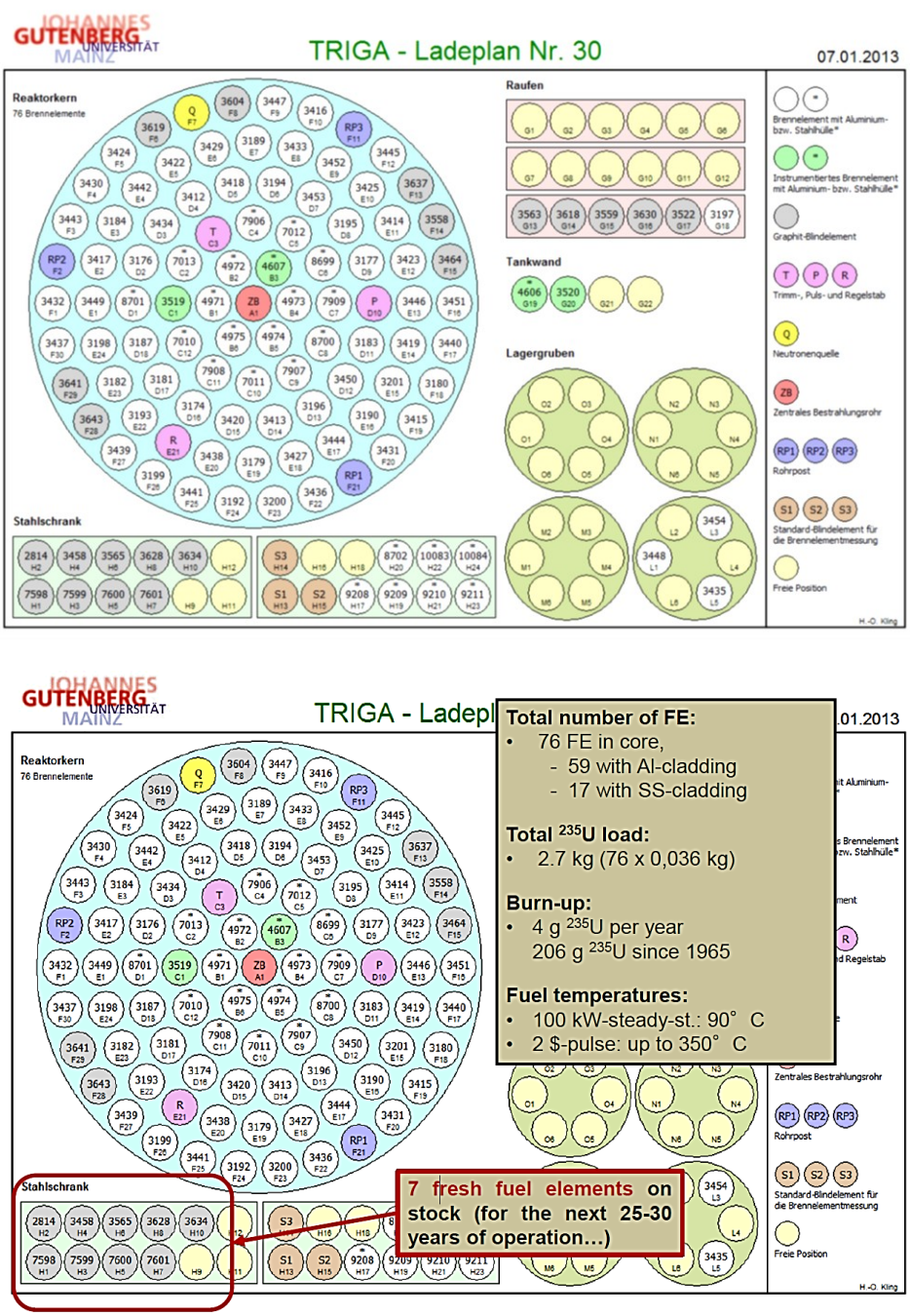


Abb. 1.26 TRIGA Mainz, Ladeplan Nr. 30, 2018

Bildquelle: /INS 19a/

1.2.1.5 Determination of the irradiation field at the research reactor TRIGA Mainz for BNCT

Im Beitrag “Determination of the irradiation field at the research reactor TRIGA Mainz for BNCT“ /NAG 09/ werden die grundlegenden Eigenschaften (wie Strahlgeometrie,

Neutronen- und Gammastrahlenenergien) des Strahlungsfeldes in der thermischen Säule auf Basis von Photonendosismessung bestimmt. Dieser Messvorgang und seine Ergebnisse werden in dem Beitrag dargestellt.

1.2.2 Berliner Experimentier-Reaktor (BER II)

Der BER II ist ein druckloser Schwimmbadreaktor, der mit einer thermischen Leistung von 5 MW_{th} im Dezember 1973 in Betrieb ging. Es folgte ein Leistungs-Upgrade 1991 auf 10 MW_{th}. Von 1997 bis 2000 erfolgte die Umstellung von hochangereichertem Uran (HEU) auf niedrig angereichertes Uran (LEU). Ende 2019 wurde der BER II endgültig abgeschaltet und wird stillgelegt. In /GRS 20/ ist der Aufbau des BER II umrissen.

1.2.2.1 Analysis of the Activation at the End of Operation of the Berlin Experimental Reactor II

Der Beitrag „Analysis of the Activation at the End of Operation of the Berlin Experimental Reactor II“ /LAP 16/ beschreibt die für den Forschungsreaktor BER II im Rahmen der Stilllegungsplanung durchgeführte Analyse der Aktivierung der Hauptstrukturen. Die Geometriebedingungen wurden mit MCNP6 modelliert und konnten als reguläres 3D-Netz nach PARTISAN exportiert werden.

Für den Zeitraum 1974 – 1985 wurde ein zusammengefasster und für 1991 – 2019 ein detaillierter Zeitraum mit einer entsprechenden Anzahl von Bestrahlungs- und Zerfallsschritten definiert und die Aktivierungsberechnung mit FISPACT und um die komplexen Bestrahlungsrohre ein Ansatz mittels MCNP6 durchgeführt. Die Ergebnisse wurden mit Aktivierungsmessungen verglichen. Abb. 1.27 zeigt dazu die Berechnungsmethode mittels MCNP6. Die Spektren werden von MCNP6 (linke Seite) nur zur Berechnung der Neutronenflussverteilung für bestimmte Bereiche unter Anwendung von Gitterzählungen verwendet.

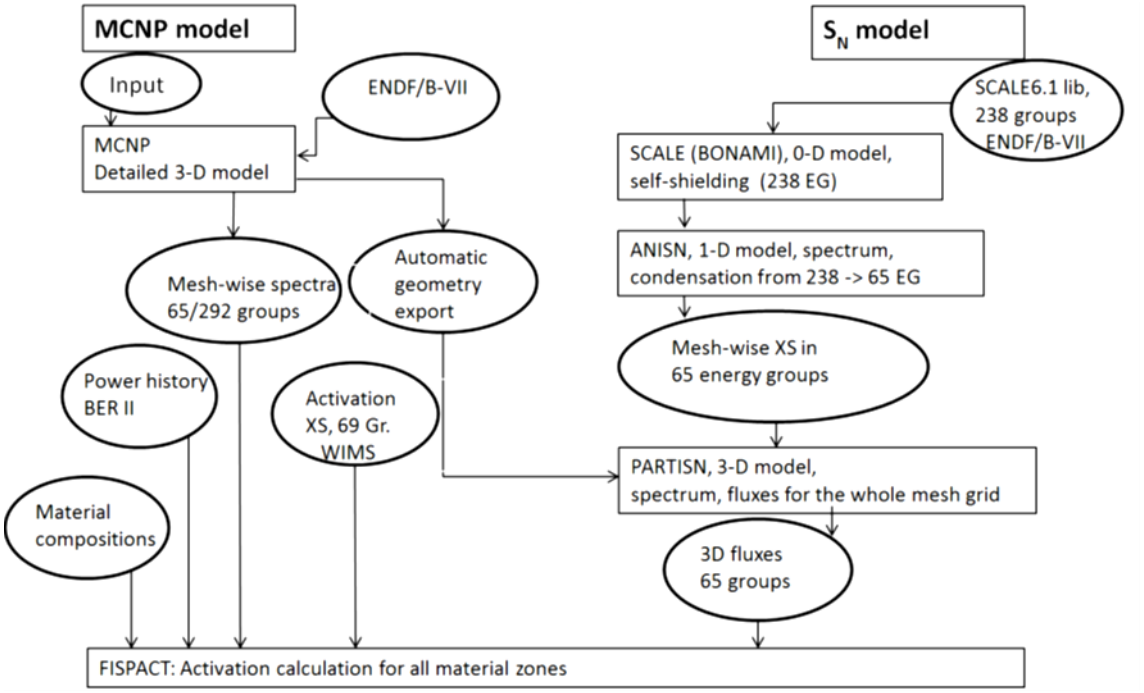


Abb. 1.27 Berechnungsmodell für die Eingabeparameter von FISPACT

Zur Erläuterung siehe Bildquelle /LAP 16/

1.2.3 Rossendorfer Forschungsreaktor (RFR

1.2.3.1 Untersuchungen zum Mengengerüst und den Entsorgungsmöglichkeiten berylliumhaltiger radioaktiver Abfälle in Deutschland

Der Bericht „Untersuchungen zum Mengengerüst und den Entsorgungsmöglichkeiten berylliumhaltiger radioaktiver Abfälle in Deutschland“ /NIC 22/ beschäftigt sich mit dem Thema von Beryllium beim Rückbau von Forschungsreaktoren bzw. der Entsorgung als radioaktiver Abfall. Zu der Gruppe von Forschungsreaktoren mit Beryllium-Reflektoren gehört auch der leichtwassermoderierte Rossendorfer Forschungsreaktor (RFR) vom Typ WWR-S(M).

Zur Behandlung des Themas Beryllium gehört im Bericht auch eine kurze Beschreibung des Reaktorkerns. Abb. 1.28 zeigt den Kernaufbau mit Kernbeladung.

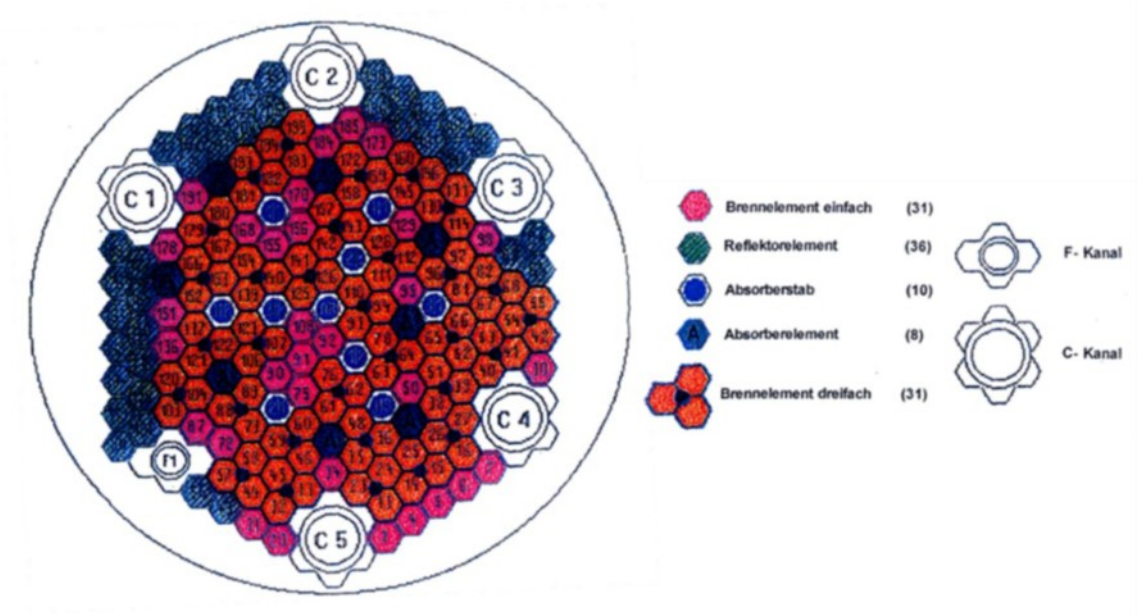


Abb. 1.28 Kernaufbau des RFR mit Kernbeladung

Bildquelle: /NIC 22/

Als weitere Information wird in Tab. 1.2 das Aktivitätsinventar für einige deutsche Forschungsreaktoren bezogen auf deren Beryllium-Gesamtmenge angegeben.

Tab. 1.2 Aktivitätsinventar für 7 Radionuklide aus den vier Forschungsreaktoren BER II, FRM I, FRG und RFR bezogen auf deren Beryllium-Gesamtmenge bei Annahme einer homogenen Verteilung. Bezugsdatum ist der 01.01.2030.

Nuklid	BER II	FRM I	FRG	RFR	Summe	Prozentuale Aktivität
	Aktivität in Bq					
H-3	1,94E+15	9,80E+13	3,28E+14	1,64E+13	2,38E+15	98,0%
Co-60	1,22E+13	1,49E+11	4,37E+11	8,84E+09	1,28E+13	0,53%
C-14	3,46E+12	3,00E+11	9,46E+11	7,77E+09	3,44E+13	1,42%
Be-10	1,34E+11	5,00E+09		1,05E+10	1,50E+11	0,0061%
Pu-238	3,86E+09	4,10E+09		2,08E+07	7,98E+09	0,00032%
Cs-137	6,12E+10	2,81E+10	5,63E+10	1,59E+09	1,19E+11	0,0049%
Tl-204	3,01E+11				3,01E+11	0,0124%

1.2.3.2 Konzeptstudie zur Entsorgung von aktiviertem Beryllium aus Forschungsreaktoren (KONEKT)

Der Bericht „Konzeptstudie zur Entsorgung von aktiviertem Beryllium aus Forschungsreaktoren (KONEKT)“ /DAN 21/ setzt sich mit der Entsorgung von Beryllium aus Forschungsreaktoren auseinander. Betroffen dabei ist auch der Forschungsreaktor Rossendorf, für den einleitend eine kurze Kernbeschreibung gegeben wird. Dabei wird u.a. der Reaktorkernkorb (Abb. 1.29) sowie die Kernbeladung K 1.0.1 (Erstkern, Abb. 1.30) gezeigt.



Abb. 1.29 Reaktorkernkorb mit Berylliumreflektor des RFR von 1967 bis 1986

Bildquelle: /DAN 21/

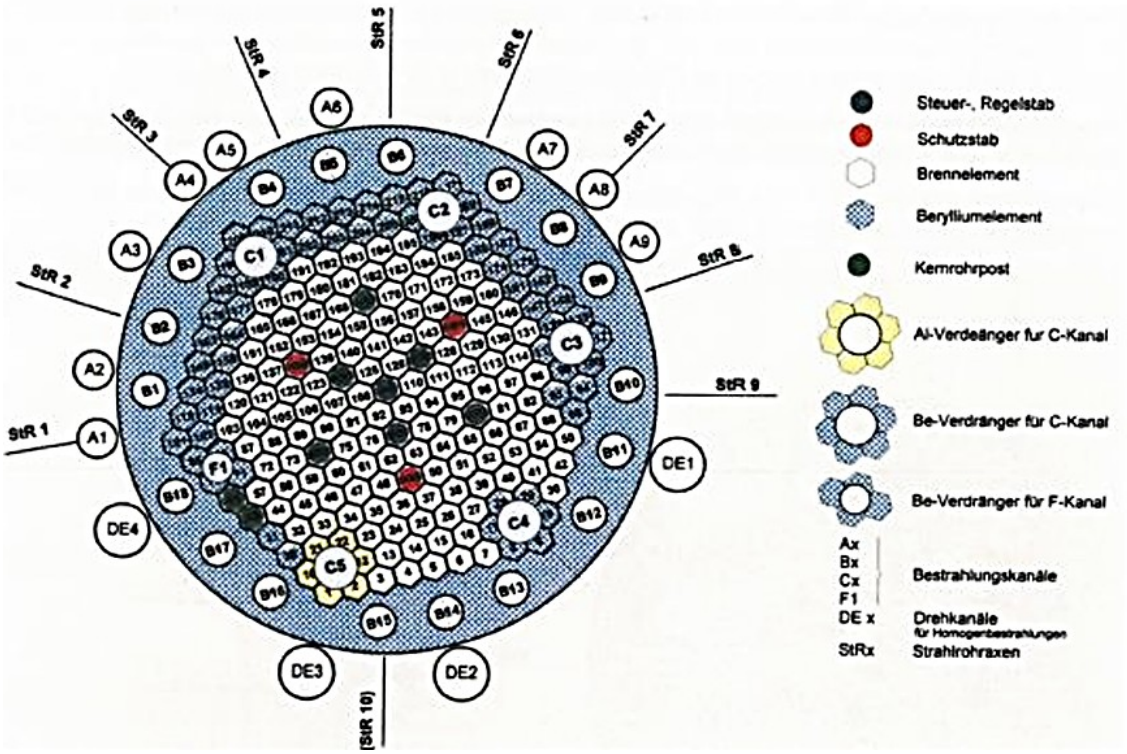


Abb. 1.30 Kern des RFR mit der Kernbeladung K 1.0.1 (Erstkern). Blau markiert ist der feste Berylliumreflektor außen, die 29 Berylliumelemente im Gitter sowie die Beryllium-Verdränger

Bildquelle: /DAN 21/

1.2.4 Forschungs-Neutronenquelle Heinz Maier-Leibnitz (FRM II Garching

1.2.4.1 Untersuchungen zum Mengengerüst und den Entsorgungsmöglichkeiten berylliumhaltiger radioaktiver Abfälle in Deutschland

Der Report „Untersuchungen zum Mengengerüst und den Entsorgungsmöglichkeiten berylliumhaltiger radioaktiver Abfälle in Deutschland“ /NIC 22/ beschäftigt sich mit dem Thema von Beryllium beim Rückbau von Forschungsreaktoren bzw. der Entsorgung als radioaktiver Abfall. In diesem Zusammenhang wird auch der FRM II mit einer Beschreibung des Kerns und seiner Daten betrachtet. Exemplarisch sei hier ein bemaßter Querschnitt durch das Brennelement, den Regelstab und das Zentralkanalrohr des FRM II in Abb. 1.31 dargestellt.

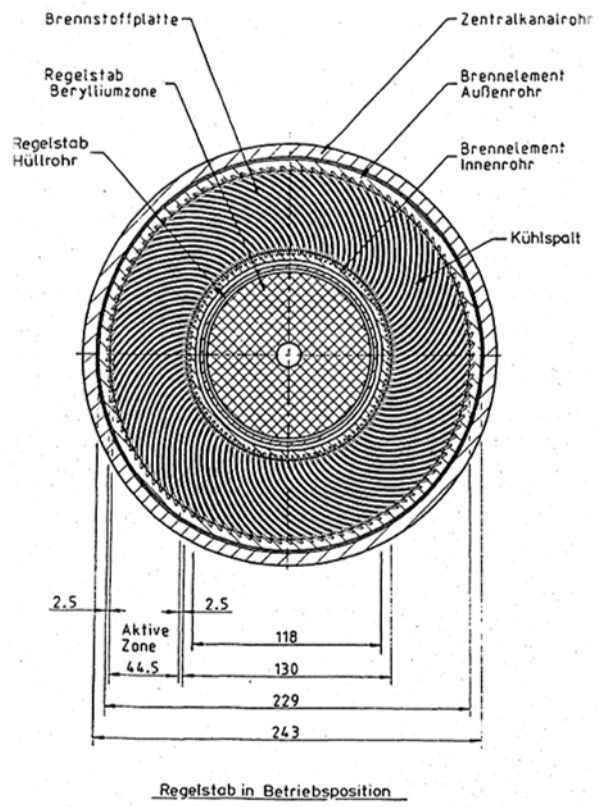


Abb. 1.31 Querschnitt durch das Brennelement, den Regelstab und das Zentralkanalrohr des FRM II

Bildquelle: /NIC 22/

1.2.4.2 High Precision Neutronic Calculations for Transient Simulations for FRM II

Der Beitrag „High Precision Neutronic Calculations for Transient Simulations for FRM II /REI 17/ befasst sich im Rahmen der Umrüstung des FRM II von HEU- auf LEU-Brennstoff (Uran-Molybdän-Legierung, UMo) mit einer notwendigen neutronischen und einer thermohydraulischen Neuberechnung. Als Basis dafür dient ein erprobtes vollständiges MCNP6-Modell des FRM II, worauf ein MCNP6-Vertikalstapelmodell entwickelt und validiert wurde. Via dieses Modell erfolgte die Erstellung eines geometrisch äquivalenten Serpent-2-Modells, wodurch die für TORT-TD benötigten Multigruppen-Querschnitte bestimmt werden konnten. Mit solchen Systemen aus Modellen und Nachbearbeitungswerkzeugen können hochpräzise neutronische Berechnungen in die Transientenberechnungen des FRM II eingebettet werden. Abb. 1.32 zeigt sowohl die

Draufsicht des vollständigen MCNP6-Modells als auch die Seitenansicht des Vertikalstapelmodells.

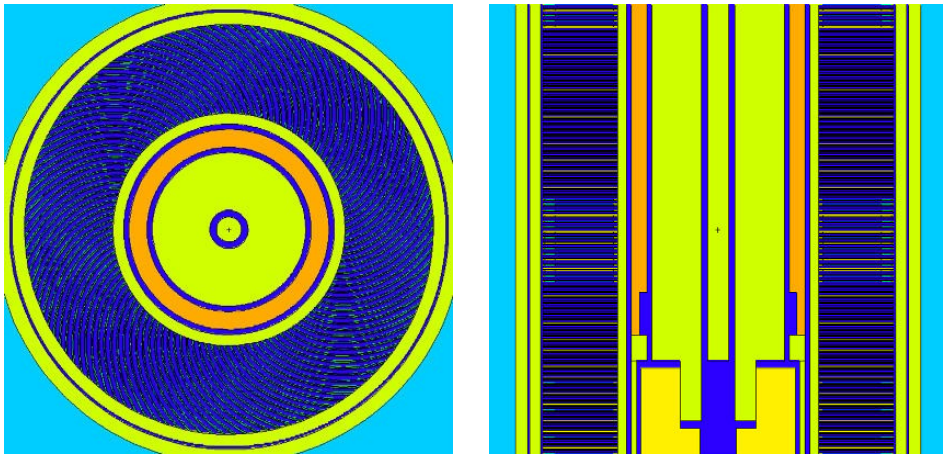


Abb. 1.32 Draufsicht des vollständigen MCNP6-Modells sowie die Seitenansicht des Vertikalstapelmodells

Bildquelle: /REI 17/

1.2.4.3 A Low-Enrichment Uranium (LEU) Option for the Conversion of FRM II

Die Veröffentlichung „A Low-Enrichment Uranium (LEU) Option for the Conversion of FRM II“ /REI 23/ zeigt, dass eine Umrüstung des FRM II auf LEU bei einem Einsatz des (damals noch im Qualifikationsprozess befindlichen) monolithischen U-10Mo-Brennstoffs möglich ist. Dazu wurden, basierend auf Informationen zu Materialeigenschaften und Zeichnungen, neutronische und thermisch-hydraulische Modelle aufgestellt. Auch wurden Rechenmethoden und Kopplungsschemata entwickelt und entsprechende Parameterstudien durchgeführt.

Abb. 1.33 zeigt ein CAD-Modell für das neue Brennelement des FRM II, Abb. 1.34 einen horizontalen Querschnitt durch das Brennelement (links) sowie durch die Brennstoffplatte (rechts). Abb. 1.35 zeigt die relative Differenz des Neutronenflusses zwischen den mit Serpent und MCNP berechneten Werten für den aktuellen HEU-Kern mit (a) Thermischen Neutronen und (b) Schnellen Neutronen. Abb. 1.36 zeigt einen Vergleich des x-y-Schnitts der Neutronikmodelle des HEU- und des vorgeschlagenen LEU-Brennelements.

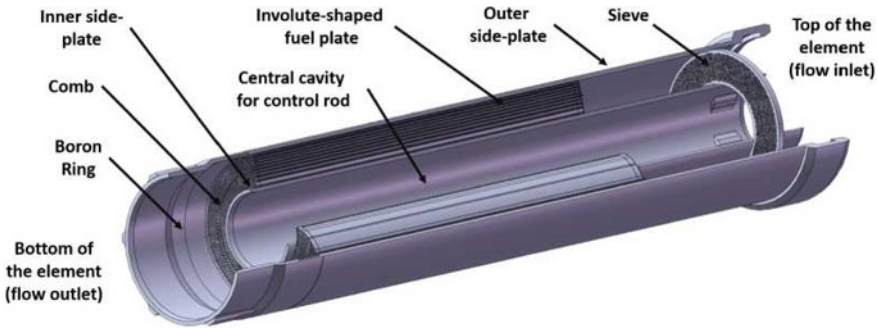


Abb. 1.33 CAD-Modell für das neue Brennelement des FRM II

Bildquelle: /REI 23/

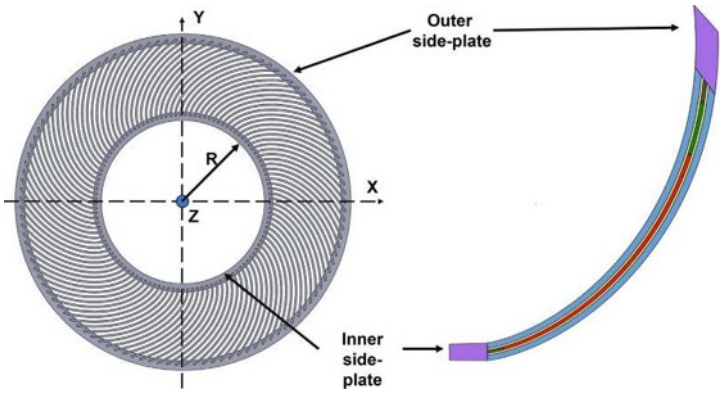


Abb. 1.34 Horizontaler Querschnitt durch das Brennelement (links) sowie durch die Brennstoffplatte (rechts)

Bildquelle: /REI 23/

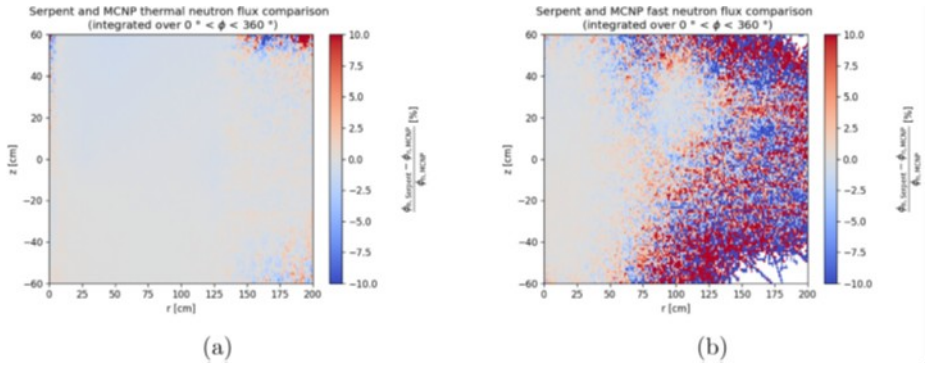


Abb. 1.35 Relative Differenz des Neutronenflusses zwischen den mit Serpent und MCNP berechneten Werten für den aktuellen HEU-Kern

Zur Erläuterung siehe Bildquelle /REI 23/. (a) Thermische Neutronen, (b) Schnelle Neutronen

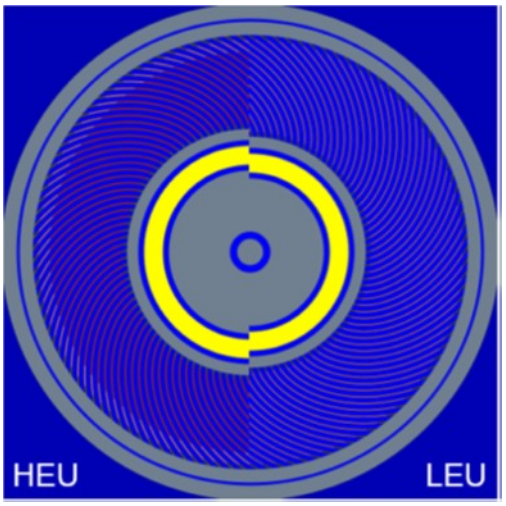


Abb. 1.36 Vergleich der x-y-Schnitte der Neutronikmodelle des HEU- und des vorgeschlagenen LEU-Brennelements

Bildquelle: /REI 23/

2 Auswahl geeigneter Rechenverfahren und Modellierung

2.1 Prüfung der Eignung der verfügbaren Rechenverfahren

Im Rahmen dieses Projekts werden Brennelemente aus deutschen Forschungsreaktoren betrachtet, die sich entweder noch im Betrieb befinden oder erst vor Kurzem endgültig abgeschaltet wurden. Da das Ziel des Projekts darin besteht, die radiologischen Eigenschaften von FR-BE mit denen von BE aus Leistungsreaktoren zu vergleichen, werden zunächst die wesentlichen Merkmale der betrachteten Reaktortypen gegenübergestellt. Die Unterschiede im Reaktordesign spielen darüber hinaus eine wichtige Rolle bei der Auswahl geeigneter Rechencodes für die Modellierung. Viele etablierte Rechencodes, z. B. HELIOS /STU 11/, CASMO /STU 24/ wurden primär für die Modellierung von Leistungsreaktoren entwickelt und sind auf die Geometrien, Materialien und Betriebsbedingungen dieser Reaktoren optimiert. Forschungsreaktoren weisen dagegen häufig deutlich vielfältigere Konfigurationen, Brennstoffformen und Betriebsweisen auf. Für ihre Modellierung sind daher oftmals flexiblere und universeller einsetzbare Rechenprogramme erforderlich, die komplexe Geometrien mit ausreichender Genauigkeit abbilden können. Die charakteristischen Unterschiede zwischen Forschungs- und Leistungsreaktoren beeinflussen somit auch die Auswahl der Codes für Modellierung.

Die betrachteten Forschungsreaktoren wurden anhand mehrerer Kriterien ausgewählt:

- Die Anlagen befinden sich entweder noch im Betrieb oder wurden erst vor kurzem endgültig abgeschaltet.
- Die zugehörigen abgebrannten Brennelemente befinden sich daher noch an den jeweiligen Standorten,
- Für diese Brennelemente sind zukünftig Transporte in Zwischenlager vorgesehen.

Diesen Kriterien entsprechen in Deutschland derzeit der FRM II, einschließlich der zukünftig vorgesehenen Option mit niedrig angereichertem Uran (LEU – low enriched uranium), der TRIGA Mainz sowie BER II, der im Jahr 2019 endgültig außer Betrieb genommen wurde.

Ein wesentlicher Unterschied liegt in den verwendeten Brennstofftypen. Diese werden durch das Bestreben nach einer möglichst hohen Urandichte sowie durch besondere

neutronenphysikalische Eigenschaften bestimmt. Diese berücksichtigen die Anforderungen an FR wie höher Neutronenfluss und hohe Sicherheit.

Die Brennelemente der Reaktoren FRM II und BER II enthalten Brennstoffplatten bestehend aus einer Aluminiummatrix, in die U_3Si_2-Partikel eingebettet sind. Für die geplante LEU-Variante des FRM-II-Brennelements ist der Einsatz von monolithischem U-Mo-Brennstoff vorgesehen. Im Forschungsreaktor TRIGA Mainz wird UZrH als Brennstoff verwendet.

Die Anreicherung des Urans in Forschungsreaktoren (FR) ist in der Regel wesentlich höher als in LWR, um eine bessere Neutronenökonomie und höhere Neutronenflüsse zu erreichen und die Kritikalität auch in kleineren Kernen zu ermöglichen. Die FRM II-Anlage wird bislang mit 93% angereichertem U betrieben. Die Anreicherung in anderen betrachteten FR liegt bei 20%. Die übliche Anreicherung konventionellen LWR-Brennstoffs liegt bei ca. 5%. Die Grenze zwischen HEU und LEU liegt bei 20% Anreicherung.

Die Nutzung von Wasser als Moderator in LWR unterliegt dem Streben nach hoher Effizienz bei der Umwandlung thermischer Energie. In FR ist die Leistung wesentlich kleiner und die Energieerzeugung nicht das Ziel, sondern ein möglichst hoher (lokaler) Neutronenfluss mit gut definiertem Spektrum. Der Moderator wird ausgewählt, um den diesen Neutronenfluss (Intensität und Spektrum) anzupassen.

Des Weiteren weisen die FR eine gegenüber Leistungsreaktoren viel kleinere Kerngeometrie aus. Die Aktivhöhen in den betrachteten Reaktoren liegen im Bereich 60 – 70 cm, die charakteristische radiale Größe liegt zwischen ca. 20 cm (FRM II) bis 80 cm (TRIGA und BER II). Die Konstruktion der Brennelemente und deren Anordnung im Kern unterscheiden sich auch wesentlich von LWR.

2.1.1 Codes für Abbrand

Allgemein hängt der Abbrand vom lokalen Neutronenfluss und Bestrahlungsszenario ab. Da der Neutronenfluss selbst von der Brennstoffzusammensetzung abhängt (sowie von der Nuklidzusammensetzung anderer Materialien), muss der Abbrand unter Berücksichtigung dieser Änderung modelliert werden. In der Praxis wird die Abbrandmodellierung als eine Kopplung zwischen den Rechencodes für Neutronentransport und für die Nuklidkinetik (zeitliche Entwicklung der Nuklidinventare) realisiert.

Die gekoppelten Systeme unterscheiden sich hauptsächlich in zwei Aspekten: der Art und Weise, wie der Neutronentransport umgesetzt wird und dem Kopplungsschema. Als Methoden für Neutronentransport können 2D- und 3D-Modellierung eingesetzt werden. Außerdem kann diese deterministisch oder stochastisch berechnet werden. Als Kopplungsschema kommt Propagation des Inventars über die Zeit zum Einsatz. Entsprechend unterschiedlich sind die vorhandenen Systeme, die in dem in Frage kommenden Programmen implementiert sind und im Folgenden zusammenfassend dargestellt sind.

Motive: eigene Entwicklung der GRS zur Modellierung des Abbrandes. Für Neutronentransport kann man unterschiedlichen Solver verwenden, u.a. OpenMC. Für die Nuklidkinetik wird Ventina, das auch eine eigene GRS-Entwicklung ist, eingesetzt.

Serpent ist ein Monte-Carlo-Neutronentransport-Code von VTT mit der Option für Abbrandmodellierung seit Version 1 (Z.B. V. 1.1.7 in /OEC 10/1.1.7 in). In der letzten Version (2.2.3) verfügt Serpent über folgende Funktionen zur Berechnung des Abbrandes: automatisierte Abbrandzonen, zwei Solver für die Bateman-Gleichung (set bumode), Optionen für Kopplungsschema (set pcc), Online-Prozessierung (z.B. für Molten-Salt-Reaktoren). Serpent ist sehr rechenleistungsintensiv, da es komplett auf Monte-Carlo-Methoden basiert. Die Dokumentation ist aktuell nicht ausführlich, ist jedoch aktuell in einer Neugestaltung begriffen /VTT 25/.

Helios ist ein deterministischer Lattice-Code von Studsvik Scandpower, mit der Möglichkeit, Abbrand zu modellieren. Die Modellierung ist allerdings nur in 2D-Geometrien möglich. Die Berechnung des Neutronentransportes ist deterministisch und unterstützt MOC (Method of Characteristics) und CP (Collision probabilities). Daher hat dieser Code eine vorteilhafte Rechenzeit (im Vergleich zu MC-basierten Neutronentransportcodes). Die Dokumentation ist umfangreich. Helios ist für die 2D-Modellierung von Reaktoren konzipiert. Dreidimensionale Rechnungen sind nicht möglich.

SCALE/TRITON: Das SCALE-Codesystem von ORNL (Paket) beinhaltet die Kontrollsequenz TRITON, die unter anderem die Abbrandmodellierung ermöglicht. Als Neutronensolver stehen mehrere Codes aus dem SCALE-Paket zu Verfügung: NEWT (2D, deterministisch), KENO und Shift (3D, Monte-Carlo). Das Nuklidinventar wird mit ORIGEN modelliert.

MCNP: Das Programm wird von LANL entwickelt, die Version MCNP 6.x verfügt über die interne Kopplung mit CINDER /RIS 25/. Modellierung von 3D-Geometrien ist mit MCNP möglich.

OpenMC ist ein Open-Source Neutronen- und Photonentransport Monte-Carlo-Code. Seit Version 0.12 (ca. 2020) verfügt er über die Möglichkeit, Abbrandberechnungen durchzuführen /ROM 21/. Der Code entwickelt schnell und kontinuierlich, daher ist die Dokumentation unter Umständen nicht aktuell. OpenMC verfügt allerdings über aktive Community-Foren. In diesem Programm ist 3D- Modellierung möglich; außerdem existiert eine stabile Anbindung an die Python-Programmiersprache. Von den Möglichkeiten zur Modellierung ist es vergleichbar mit MCNP und Serpent.

Für die Anwendung in diesem Eigenforschungsvorhaben wurde Serpent ausgewählt, mit OpenMC als Backup. Die entscheidenden Faktoren sind:

- Vorhandene Lizenzen bzw. open-source,
- Möglichkeit komplexe Geometrien zu modellieren
- Die Verwendung der problemunabhängigen Punktwirkungsquerschnittsdaten

2.1.2 Codes für Kritikalitätssicherheit

Die Kritikalitätssicherheit befasst sich mit der Fragestellung, ob Brennelemente bzw. Kernbrennstoffe in einer gegebenen Konfiguration unterkritisch bleiben. Dabei werden sowohl Normal- als auch Störfallszenarien betrachtet. Ziel ist der Nachweis, dass die Anordnung des spaltbaren Materials unter allen relevanten Bedingungen keinen kritischen Zustand erreicht.

Berechnungscodes zur Kritikalitätssicherheit modellieren stationären, quasi-kritischen Neutronenfluss mit dem Ziel der Bestimmung der effektiven Neutronenmultiplikationsfaktor, k_{eff}. Von Bedeutung ist dabei die korrekte Berücksichtigung der Nuklidzusammensetzung, da die einzelnen Nuklide den Neutronenhaushalt stark beeinflussen.

Hier stehen grundsätzlich alle Monte-Carlo-Codes zur Verfügung, die im Kritikalitätsmodus den multiplikativen Neutronentransport modellieren können. Zu denen gehören MCNP, Serpent, OpenMC sowie KENO aus dem SCALE-Paket. Darüber hinaus kann auch HELIOS für Kritikalitätsanalysen verwendet werden. Allerdings ist HELIOS auf 2D-

Geometrien beschränkt und die verfügbaren Wirkungsquerschnittbibliotheken sind primär auf Anwendungen für LWR optimiert.

Für die Anwendung in diesem Eigenforschungsvorhaben wurde Serpent ausgewählt. Serpent kann die Nuklidzusammensetzung aus zuvor durchgeführten Abbrandrechnungen direkt einlesen. Dadurch gestaltet sich die Kopplung zwischen Abbrand- und Kritikalitätssicherheitsberechnungen besonders einfach.

2.1.3 Codes für die Erstellung von Strahlungsquellltermen

In der GRS stehen die Codes ORIGEN aus dem SCALE-Paket, FISPACT Version-II von UKAEA sowie MOTIVE/Ventina zur Modellierung des Nuklidinventars und Erstellung von Quellltermen zur Verfügung. Standardmäßig wird in der GRS ORIGEN eingesetzt. FISPACT wird insbesondere in der Fusionsforschung häufig für Aktivierungsrechnungen sowie zur Berechnung der Gammastrahlung und Dosisleistungen aktivierter Materialien verwendet. MOTIVE/Ventina ist hingegen eine Eigenentwicklung der GRS. Für den Einsatz in der Quellltermerstellung sind jedoch weitere Entwicklungsarbeiten erforderlich.

Sowohl ORIGEN als auch FISPACT sind in der Lage, auf Basis eines berechneten Nuklidinventars Gammaspektren zu erzeugen. Darüber hinaus bietet ORIGEN die Möglichkeit, auch sekundäre Teilchenquellen zu berücksichtigen, z.B. Bremsstrahlung von aus Beta-Zerfall emittierten Elektronen, sowie Neutronen aus (α, n)-Reaktionen. Aufgrund dieser erweiterten Möglichkeiten wird ORIGEN hier als primäres Werkzeug eingesetzt. FISPACT dient der Durchführung von Code-to-Code-Vergleichen.

2.1.4 Codes für Abschirmrechnungen

Als Kandidaten für die Abschirmrechnungen wurden ausschließlich Monte-Carlo-Codes betrachtet. Die in der GRS verfügbaren Programme MCNP, Serpent und OpenMC verfügen über die wesentlichen Eigenschaften, die für diese Anwendung erforderlich sind. Dazu zählen die Transportmodellierung im Fixed-Source-Modus, der gekoppelte Neutronen- und Gammatransport sowie die Möglichkeit zur Anwendung geometrieunabhängiger Methoden der Varianzreduktion.

Für MCNP existiert eine sehr umfangreiche Validierungsbasis anhand von Abschirmexperimenten aus SINBAD /KOD 21/. Viele SINBAD-Benchmarks wurden mit MCNP-

Modellen dokumentiert. Laut /KOD 21/ gibt es ca. 100 Experimente aus SINBAD mit MCNP-Inputs.

Für OpenMC liegen inzwischen mehrere explizite Validierungsstudien auf Basis von SINBAD vor /EBI 25/.

Für Serpent ist die Validierungsbasis im Bereich Reaktorphysik wesentlich größer als im Bereich Abschirmung. Dennoch wird Serpent für Fusion-Neutronik- und Abschirmanalysen eingesetzt. Die Zahl der auf Abschirmung fokussierten Serpent-SINBAD Validierungen ist jedoch geringer als bei MCNP.

Als Varianzreduktion-Methode können sogenannte Weight-Windows (WW) aus Vorrechnungen oder deterministischen Lösungen generiert werden. Alle drei Codes bieten die Benutzung von WW-Meshes zu Varianzreduktion an. Diese Methode (z.B. /BOO 85/) zeichnet sich bei Abschirmrechnungen dadurch aus, dass sie nicht an die Geometriebeschreibung gekoppelt ist, sondern auf einem über die Geometrie gelegten Rechengitter basiert.

In MCNP erfolgt die Generierung eines WW-Meshes in einem iterativen Verfahren, bei dem zunächst eine Vorrechnung durchgeführt wird, um die räumliche und spektrale Verteilung des Flusses zu bestimmen. Dabei ist es wichtig, dass alle für das Modell und Zielergebnis wichtigen Geometrieteilen und Energieregionen in der Vorrechnung ausreichend mit Teilchenhistorien besetzt sind. Dazu sind unterschiedliche andere Varianzreduktionsmethoden anzuwenden /HEN 22/. Die Iterationen erfolgen jedoch manuell. Es gibt unterschiedliche Techniken /MOS 15a/, /SIL 26/, um ein WW-Mesh für MCNP automatisch zu erzeugen. Diese sind in der Praxis oft nicht leicht umzusetzen, da sie an eine bestimmte (ältere) Version von MCNP gebunden sind.

Serpent bietet die Möglichkeit zur automatischen Generierung mesh-basierten WW. Diese basiert auf intern implementierter response-matrix-basierter Solver /LEP 19/, und kann ohne andere Programme benutzt werden.

Inzwischen bietet auch OpenMC die Möglichkeit, automatisch WW-Meshes zu erzeugen. Dabei kann man aus einer der zwei Methoden wählen /OPE 26/, basierend auf der deterministischen FW-CADIS-Methode /WAG 14/ (analog zu ADVANTG), oder der iterativen stochastischen Methode „MAGIC“ /DAV 11/.

Für die Anwendung wurde MCNP ausgewählt, mit Serpent als Code zu Code-to-Code-Verifizierung.

2.2 Erstellung von Rechenmodellen

2.2.1 Abbrand- und Nuklidinventarberechnung

Sowohl Serpent als auch OpenMC verfügen über integrierte Möglichkeiten zur Simulation des Abbrands, was ihre Auswahl für diesen Berechnungsschritt begründet. Beide Programme werden jedoch kontinuierlich weiterentwickelt, und die formale Dokumentation, insbesondere im Hinblick auf die Beschreibung und Interpretation der Ausgabedaten, erweist sich häufig als noch nicht ausreichend für eine eindeutige Interpretation der Ergebnisse. Daher wurden die Abbrandberechnungen für den zuerst betrachteten Reaktor FRM II (HEU) mit beiden Programmen durchgeführt. Die Übereinstimmung der Abbrandergebnisse innerhalb der statistischen Unsicherheit, insbesondere hinsichtlich der Nuklidkonzentrationen, des Multiplikationsfaktors sowie der räumlichen Abbrandverteilung, schafft zusätzliches Vertrauen darin, dass die in den Ausgabedateien der Programme enthaltenen Werte korrekt interpretiert werden.

Eine Besonderheit der Modellierung des FRM II ist die Form der Brennstoffplatten, die einer Kreisevolvente folgt. In Serpent steht hierfür ein spezieller Flächentyp zur Verfügung, der eigens für die präzise Modellierung des FRM-Brennelements implementiert wurde /REI 20/. In OpenMC kann eine solche Fläche hingegen nur näherungsweise beschrieben werden. Daher erfolgte die Modellierung zunächst in Serpent: Es wurde ein hochaufgelöstes Geometriemodell unter Verwendung der expliziten Evolventen erstellt. Anschließend wurden zwei vereinfachte Modelle entwickelt. Im ersten Modell wird die Evolvente durch mehrere Parabeln angenähert, während im zweiten Modell die Brennstoffplatten als zylindrische Platten dargestellt werden. Dabei blieben sowohl die Gesamtmengen der Materialien (Brennstoff, Hüllmaterial und Kühlmittel) als auch die charakteristischen Abmessungen (Dicken von Brennstoff, Hüllmaterial und Kühlmittelkanälen) erhalten. Die Serpent-Rechnungen zeigten, dass für die Abbrandmodellierung das letztgenannte Modell, also die Darstellung des Brennelements durch einen Satz zylindrischer Platten, für die Zwecke der vorliegenden Arbeit ausreichend genau ist. Die Unterschiede in der räumlichen Neutronenflussverteilung liegen innerhalb von 5 %, die Neutronenspektren sind im Rahmen der statistischen Unsicherheit praktisch identisch. Gleichzeitig ist die Neutronentransportrechnung in diesem Modell mehrfach schneller als im Modell mit der exakten Geometriebeschreibung.

Das Modell mit zylindrischen Brennstoffplatten wurde anschließend nach OpenMC übertragen. Die Ergebnisse des OpenMC-Modells ermöglichten es, zu verifizieren, dass die in den Ausgabedateien von Serpent und OpenMC enthaltenen Werte korrekt interpretiert werden.

Für die Abbrandmodellierung der übrigen Reaktoren, einschließlich des FRM II mit LEU-Brennstoff, wurde Serpent verwendet.

Um die Abbrandsimulation in Serpent einzuschalten, müssen in der Serpent-Eingabedatei die Materialien markiert werden, deren Zusammensetzung sich ändern soll. Außerdem sind ihre Volumina anzugeben und die Zeitschritte festzulegen, für die der Neutronenfluss zur Neuberechnung der Reaktionsraten simuliert werden soll. Darüber hinaus besteht die Möglichkeit, eine zeitabhängige Reaktorleistung vorzugeben.

Standardmäßig wird für den Materialabbrand der über das gesamte Material gemittelte Neutronenfluss und damit auch die Reaktionsraten verwendet. Befindet sich dasselbe Material in unterschiedlichen Bereichen des Kerns, können sich die Bestrahlungsbedingungen, d. h. Intensität und Energiespektrum des Neutronenflusses, erheblich unterscheiden. Um dies zu berücksichtigen, ermöglicht Serpent die Unterteilung eines Materials in separate Abbrandzonen. Dabei können einzelne Teile des Models separat behandelt werden. Technisch entspricht dies in Serpent unterschiedlichen Zellen oder Gitterelementen, die mit demselben Material gefüllt sind. Darüber hinaus kann die Aufteilung unabhängig von der Modellgeometrie nach Radius und Höhe erfolgen.

Für jeden vom Benutzer definierten Zeitschritt berechnet Serpent den Neutronenfluss und daraus die Reaktionsraten. Die Reaktionsraten werden zusammen mit den Zerfallsdaten und der Nuklidzusammensetzung des Materials aus dem vorherigen Zeitschritt verwendet, um die Nuklidkonzentrationen für den nächsten Zeitschritt zu bestimmen. Serpent unterstützt explizite und implizite Verfahren mit verschiedenen Relaxationsparametern. Abhängig vom gewählten Berechnungsschema wird eine dabei zusätzliche Zwischenberechnung des Neutronenflusses durchgeführt, um die Reaktionsraten zu verfeinern. Serpent speichert die Nuklidzusammensetzung der Materialien für jeden Zeitschritt zusammen mit einigen abgeleiteten Größen, wie der Aktivität und dem Abbrand in Einheiten der freigesetzten Energie pro anfängliche Uranmasse. Während der Neutronentransportsimulation werden die wesentlichen neutronenphysikalischen Kenngrößen des Systems berechnet, ebenso wie bei einer herkömmlichen Kritikalitätsberechnung. Das Ergebnis einer Abbrandsimulation besteht somit in der

Nuklidzusammensetzung der Materialien sowie den wichtigsten neutronenphysikalischen Eigenschaften des Systems zu den vom Benutzer festgelegten Zeitpunkten.

Im Rahmen dieses Projekts ist insbesondere die Materialzusammensetzung von Interesse, da sie weiterführend sowohl für die Durchführung von Kritikalitätssicherheitsberechnungen als auch für die Bestimmung der radioaktiven Quelle im abgebrannten Kernbrennstoff verwendet wird.

2.2.1.1 FRM II (HEU)

Der FRM II-Reaktor besitzt einen leichtwassergekühlten, schwerwasssermoderierten Kompaktkern in einem schwerwassergefüllten Moderatortank. Der Kern hat die Form eines Rings (Annulus), dessen zentrale Öffnung den Steuerstab aufnimmt. Der Moderatortank bietet Platz für zahlreiche experimentelle Einrichtungen, Abschaltstäbe sowie Instrumentierung. In der Nähe des Kerns befinden sich mehrere Absorberbereiche, die dazu dienen, die räumliche Verteilung von Neutronenfluss und Leistungsdichte zu formen bzw. zu optimieren /NUD 02/.

Das Brennelement besteht aus 113 vertikalen Brennstoffplatten, die zwischen zwei vertikalen konzentrischen Zylinderröhren befestigt sind. Jede Brennstoffplatte ist in radialer Richtung als Evolvente eines Kreises geformt, um entlang des Kernradius einen konstanten Abstand zwischen benachbarten Brennstoffplatten sicherzustellen. Jede Brennstoffplatte besteht aus dem brennstoffhaltigen Material („fuel meat“; Aluminium-Matrix mit Uran-Silizid-Partikeln), das von einem Hüllmaterial umschlossen ist. Der Brennstoffkern besitzt zwei radiale Zonen mit unterschiedlicher Urandichte, um die Leistungsdichte im äußeren Bereich in der Nähe des Schwerwasser-Moderators zu begrenzen.

Das in dieser Arbeit verwendete reaktorphysikalische Modell basiert auf den in /BRE 11/ /MO 95/ /REI 19/ /RÖH 10/ verfügbaren Spezifikationen, die in Tab. 2.1 zusammengefasst sind.

Tab. 2.1 Geometrische Parameter des FRM II-Brennelementes

Beschreibung	Wert
Radius des Kreises des Evolventa	6.4025 cm
Äußenradius des Innenrohrs	6.5 cm
Innenradius des Äußenrohrs	11.45 cm
Brennstoff Innenradius	6.75 cm
Radius des U-Dichte-Interfaces	10.56 cm
Brennstoff Äußenradius	11.2 cm
Anzahl Brennstoffplatten	113
Plattenteilung	0.356 cm
Brennstoffmaterialstärke	0.06 cm
Cladstärke	0.038 cm
Stärke der Brennstoffplatte	0.136 cm
Aktivhöhe	70 cm

Das Modell umfasst das Brennelement, den Steuerstab, den Zentralkanal, umgeben vom Moderatortank (D_2O) und einem Wasserbecken (H_2O), an dessen äußerer Begrenzung eine Vakuum-Randbedingung angesetzt wird, siehe Abb. 2.1. Die Einbauten im Moderatortank werden durch eine homogene Beimischung von Verunreinigungen im Schwerwassermoderator repräsentiert. Der Steuerstab ist teilweise eingefahren, sodass sich die untere Grenze des Absorberbereichs etwa 7 cm unterhalb der Mittelebene des Reaktorkerns befindet, siehe Abb. 2.2.

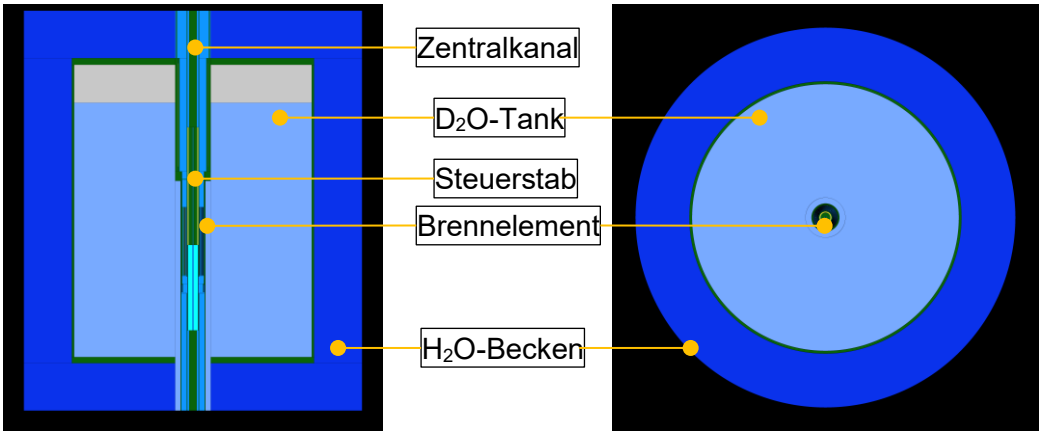


Abb. 2.1 FRM II-Reaktor, Gesamtmodell

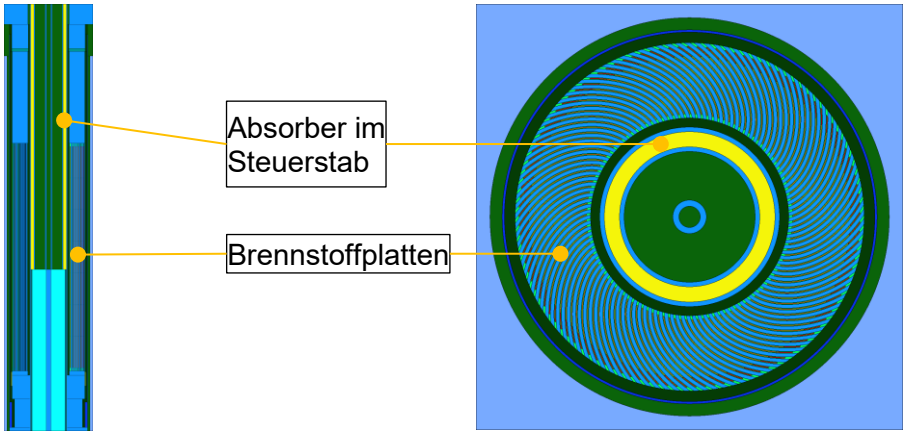


Abb. 2.2 FRM II-Reaktor, Brennelement-Details

Die erprobten Ansätze zur Modellierung des Brennelementes mit evolventenförmigen Brennstoffplatten sind in Abb. 2.3 dargestellt. Die exakte Modellierung mithilfe des entsprechenden Flächentyps ist auf Abb. 2.3, oben, gezeigt. Die Darstellung der mithilfe von Parabeln erzeugten Geometrie stimmt mit dieser Abbildung nahezu vollständig überein; Unterschiede treten lediglich in den Endbereichen der Brennstoffzone auf, also im innersten und äußersten Bereich der Brennstoffplatte. Die Modellierung mit zylindrischen Brennstoffplatten ist im unteren Teil der Abb. 2.3 dargestellt.

Um den möglichen Einfluss dieser geometrischen Vereinfachungen auf die Neutronik zu untersuchen, wurden für frischen Brennstoff Berechnungen der detaillierten räumlichen Verteilung der Neutronenflussdichte durchgeführt. Das Ergebnis für das exakte Modell ist in Abb. 2.4 dargestellt. Abb. 2.5 zeigt die Abweichungen der räumlichen Verteilungen für das Modell mit parabolischer Approximation beziehungsweise für das Modell mit zylindrischen Brennstoffplatten. Die Abweichung der Leistungsdichte liegt unter 5 %. Auch die Abweichungen des Neutronenflusses innerhalb des Reaktorkerns sowie in Bereichen, in denen der Fluss nicht durch Absorber unterdrückt wird, bleiben innerhalb von 5 %. Innerhalb der Absorberregionen weisen die Unterschiede einen stochastischen Charakter auf und sind somit auf die begrenzte statistische Genauigkeit der Monte-Carlo-Berechnungen zurückzuführen.

Da das Modell mit zylindrischen Brennstoffplatten um ein Mehrfaches effizienter ist und zugleich die räumliche Verteilung des Neutronenflusses mit hoher Genauigkeit mit den Ergebnissen des exakten Modells übereinstimmt, wird für die Abbrandberechnungen das zylindrische Modell verwendet.

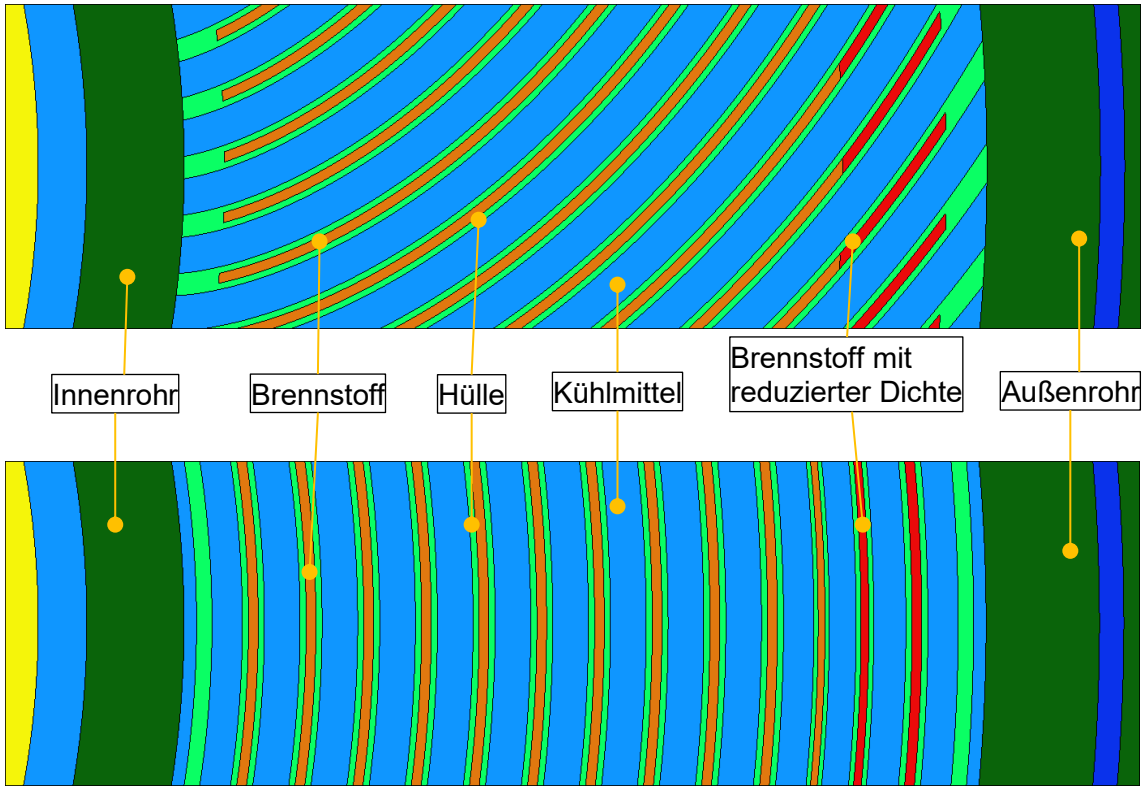


Abb. 2.3 FRM II-Reaktor, Details Brennstoffplatten

Oben: exakte Geometrie, unten: vereinfachte Geometrie für Abbrandrechnungen

Das Brennelement-Modell (BE-Modell) wird in einem separaten Eingabedatensatz beschrieben, der in das Modell der übrigen Reaktorkomponenten eingebunden werden kann. Hier wurde die in Serpent und OpenMC gebotene Möglichkeit genutzt, den Eingabedatensatz in mehrere Dateien zu splitten, um z. B. Teile des Modells mehrmals zu verwenden. Dadurch wird sichergestellt, dass unterschiedliche Brennelementdarstellungen innerhalb derselben Reaktorumgebung modelliert werden.

Die in Abb. 2.4 dargestellte Neutronenflussverteilung zeigt starke Abhängigkeit von der Position des Steuerstabs. Für das Modell mit eingefahrenem Regelstab zeigt der Neutronenfluss das Maximum im unteren Kernbereich. Entsprechend wird der maximale Abbrand am Ende des Zyklus im unteren Teil des Kerns erreicht. Dies ist auch die Zone, die der maximalen Aktivität entspricht. Die Nuklidzusammensetzung in dieser Abbrandzone wird dann für die Bestimmung der Gamma- und Neutronenquelle für Abschirmrechnungen genutzt und über die ganzen Volumina des Brennelementes extrapoliert, um eine konservative Zerfallsquelle darzustellen.

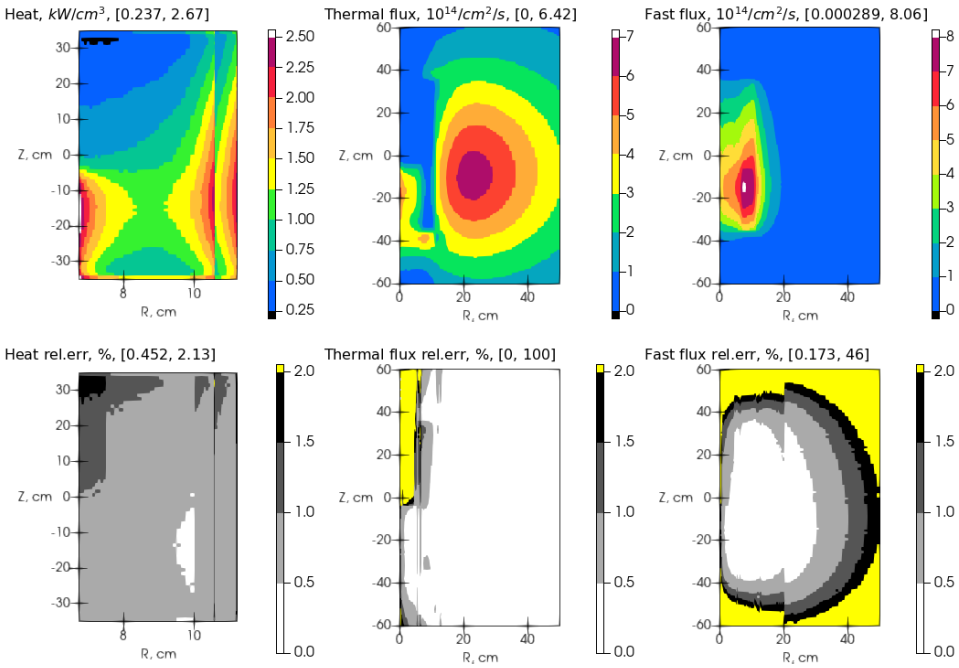


Abb. 2.4 Wärme- und Neutronenflussverteilung im Kern für eingefahrenen Regelstab

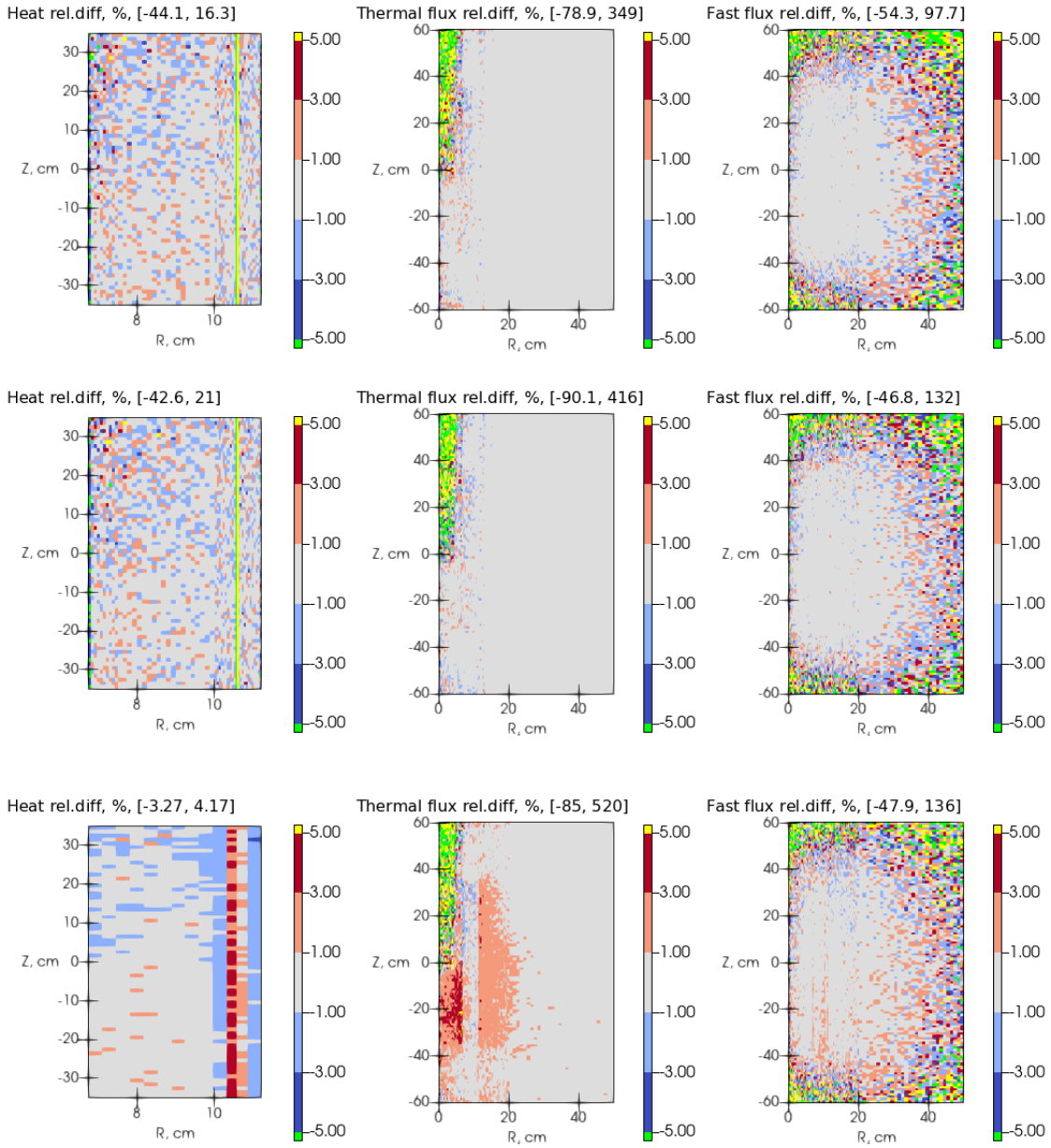


Abb. 2.5 Abweichungen der Leistungsdichte und der Neutronenflussdichte infolge unterschiedlicher geometrischer Darstellungen des Brennelements

Linke Spalte: Leistungsdichte; mittlere und rechte Spalte: Neutronenflussdichte in der thermischen bzw. schnellen Energiegruppe. Obere Zeile: Abweichung für das Modell, in dem die Kreisevolvente durch drei Parabeln approximiert wird; mittlere Zeile: Modell mit zwei Parabeln; untere Zeile: Modell mit zylindrischen Brennstoffplatten.

Der Abbrand wird für einen 60-tägigen Zyklus mit einer konstanten Kernleistung von 20 MW modelliert. Dabei werden folgende Annahmen gemacht:

– Die Position des Steuerstabs ändert sich nicht und bleibt in der eingefahrenen Position.

- Die beiden Brennstoffzonen (mit größere und niedriger U-Dichte) sind axial in 5-cm hohe Zonen unterteilt.

2.2.1.2 FRM II (LEU)

Das Reaktormodell des FRM II mit LEU-Brennelement ist auf dem oben beschriebenen Modell des FRM II aufgebaut, mit den Änderungen am Brennelement-Modell, die die Beschreibung in /REI 23/ berücksichtigen. Dieses Modell sieht Brennstoff aus U-Mo vor, dessen Eigenschaften von /PHI 10/ übernommen wurden. Die Unterschiede zu der HEU-Konfiguration sind in Tab. 2.2 zusammengefasst.

Für die Abbrandrechnungen wurde das gleiche Szenario wie für HEU-Konfiguration übernommen: 60 Tage konstante thermische Leistung von 20 MW.

Tab. 2.2 Geänderte Parameter im BE mit LEU-Brennstoff

Parameter	Änderung i.V. zu HEU	Wert
Radius des Kreises des Evolvents	Reduziert um 6%	6,01835 cm
Brennstoff Innenradius	Reduziert um 6%	6,345 cm
Brennstoffmaterialstärke	Reduziert um 23%	0,0462 cm
Cladstärke	Reduziert um 23%	0,02926 cm
Stärke der Brennstoffplatte	Reduziert um 23%	0,10472 cm
Aktivhöhe	Erhöht um 19%	83,3 cm
Anzahl Brennstoffplatten		109

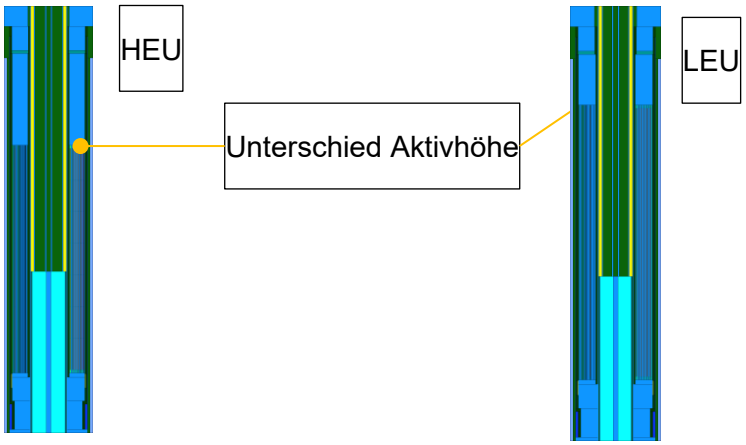


Abb. 2.6 FRM II: Vergleich HEU (links) und LEU (rechts), vertikaler Kernschnitt

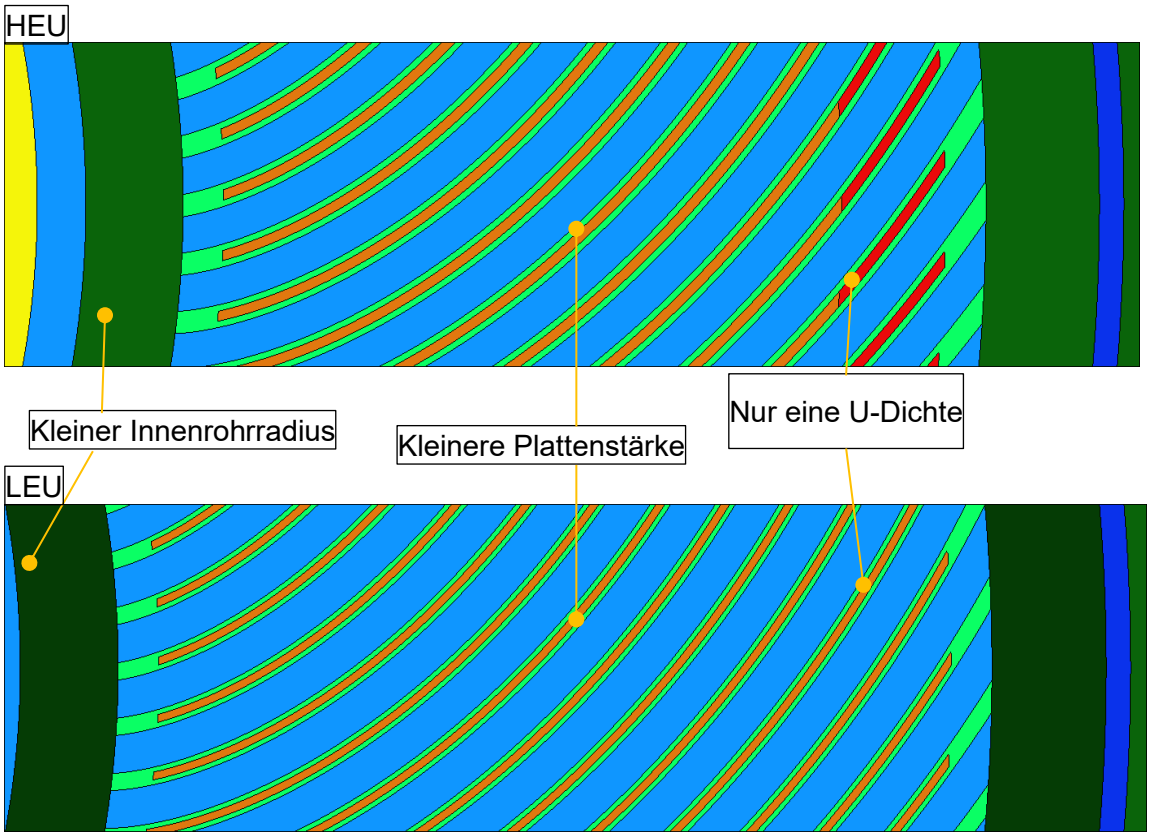


Abb. 2.7 Änderungen in der Brennstoffplattenkonfiguration im FRM II

2.2.1.3 TRIGA Mainz

Das Abbrandmodell für den TRIGA Mainz umfasst den Reaktorkern, den Reflektor sowie das Becken, in dem sich diese Komponenten befinden. Das Becken wird durch eine Wasserschicht von 30 cm Dicke dargestellt.

In der realen Anlage wird die Neutronenverteilung im Reaktorkern durch die Strahlrohre und die thermische Säule beeinflusst, über die Neutronen zu verschiedenen Experimentiereinrichtungen geleitet werden. Diese Besonderheiten werden im Modell aus folgenden Gründen näherungsweise nicht berücksichtigt:

- Es liegt keine detaillierte Beschreibung, die für TRIGA Mainz spezifisch ist, vor.
- Es wird angenommen, dass ihr Einfluss auf die Ergebnisse der Abbrandberechnung mit dem Einfluss anderer Faktoren vergleichbar ist oder diesen nicht übersteigt. Diese Faktoren werden ebenfalls aufgrund fehlender Informationen nicht modelliert, darunter die genaue zeitliche Entwicklung der Kernleistung, das Beladen frischer Brennelemente sowie die axiale Position der Regelstäbe.

Daher werden der Graphitreflektor und das ihn umgebende Beckenwasser im Modell als rotationssymmetrisch bezüglich der vertikalen Achse angenommen.

Die Geometrie des Reflektors basiert auf der Beschreibung in /JER 00/ (detaillierte Beschreibung siehe /RAV 00/). Eine Ausnahme bildet die Geometrie der Kavität, die aus der Fotografie in /EBE 14/ abgeleitet wurde. Auf dieser ist erkennbar, dass sich das Karussell an der inneren Grenze des Reflektors befindet und nicht innerhalb des Reflektors.

Die Beladung des Reaktorkerns (siehe /EBE 14/ und /EBE 04a/) umfasst insgesamt 75 Brennelemente, davon 59 mit Aluminiumhülle. Zusätzlich befinden sich im Kern ein zentrales Bestrahlungskanalrohr sowie drei Regelstäbe: Regelstab, Trimmstab und Impulsstab. Auf dem äußeren Ring sind darüber hinaus die Rohrpostkanäle, die Neutronenquelle sowie mehrere Graphit-Blindelemente angeordnet.

Im Abbrandmodell werden alle 75 Brennelemente als Brennelemente mit Aluminiumhülle dargestellt. Der Zentralkanal, die Kanäle für die Regelstäbe sowie die Kanäle Rohrpost und Neutronenquelle werden identisch als Aluminiumhülle gefüllt mit Wasser modelliert. Die Graphit-Blindelemente besitzen einen analogen Aufbau, wobei die Innenregion statt aus Wasser aus Graphit besteht.

Das Modell des Brennelements basiert auf /EBE 14/. Die Brennstoffhöhe ist 35,5 cm. Ober- und unterhalb des aktiven Bereichs befinden sich Graphitreflektoren, die durch dünne Scheiben (0,127 cm) aus dem abbrennbaren Absorber SmO_3 vom Brennstoff getrennt sind. An die Graphitreflektoren schließen sich Bereiche an, welche die Stahlendstücke repräsentieren, die in die oberen bzw. unteren Aluminiumplatten eingesetzt sind.

In /EBE 04b/ werden zusammengefasste Angaben zum Reaktorbetrieb bereitgestellt. Demnach ist der Reaktor durchschnittlich an 200 Tagen pro Jahr in Betrieb, mit der thermischen Leistung von 100 kW in 90% dieser Zeit. Aus den Daten zur erzeugten Gesamtenergie über die einzelnen Jahre seit 1965 ergibt sich für den Zeitraum von 1965 bis 2003 eine kumulierte Energieproduktion von 3023 MWh. Dies entspricht einer mittleren Leistung von etwa 8,8 kW. Es ist vorgesehen, den Reaktor mindestens bis zum Jahr 2030 weiter zu betreiben /INS 19b/. Auf Grundlage dieser Angaben wurde das Abbrandszenario als Betrieb mit einer konstanten Leistung von 10 kW über einen Zeitraum von 65 Jahren (1965 bis 2030) definiert. Für die Abbrandsimulation wurde dieser gesamte Zeitraum in 16 unterschiedlich lange Zeitschritte unterteilt. Zu Beginn der Betriebskampagne beträgt die Länge eines Zeitschritts zwischen 10 Tage und einem halben Jahr, während sie gegen Ende der Kampagne auf etwa 10 Jahre anwächst. Dabei wird keine Änderung der Kernbeladung angenommen, das heißt, alle 75 Elemente befinden sich seit Beginn der Bestrahlung im Reaktorkern.

Alle Brennelemente im Reaktorkern wurden einheitlich in jeweils vier axiale Abbrandzonen unterteilt. Für das Modell mit 75 Brennelementen im Reaktorkern ergibt sich daraus eine Gesamtzahl von 300 Abbrandzonen. Diese Unterteilung dient der Abschätzung der räumlichen Ungleichmäßigkeit des Abbrands sowie der Identifikation der Brennstoffzusammensetzung mit dem höchsten Abbrand. Die so ermittelte Zusammensetzung wird anschließend für die weiterführenden Analysen verwendet.

Zusammenfassung der getroffenen Annahmen

Aufgrund der unvollständigen öffentlich verfügbaren Datenlage für den TRIGA Mainz wurden die folgenden Annahmen getroffen:

- Die grundlegende Kerngeometrie basiert auf dem TRIGA-Mark-II-Modell des Jožef-Stefan-Instituts /JER 00/, sofern keine Mainz-spezifischen Informationen verfügbar sind
- Die Kernbeladung orientiert sich an den veröffentlichten Angaben zum aktuellen Brennstoffinventar des TRIGA Mainz /EBE 14/.
- Alle Brennelemente werden als aluminiumummantelte Standard-TRIGA-Brennelemente modelliert, obwohl im realen Reaktor sowohl Aluminium- als auch Edelstahlbrennelemente vorhanden sind /EBE 14/.
- Bestrahlungskanäle werden vernachlässigt.

– Materialdaten und Dichten werden aus Benchmarkmodellen und veröffentlichten TRIGA-Referenzen übernommen /JER 00/ /PAC 21/.

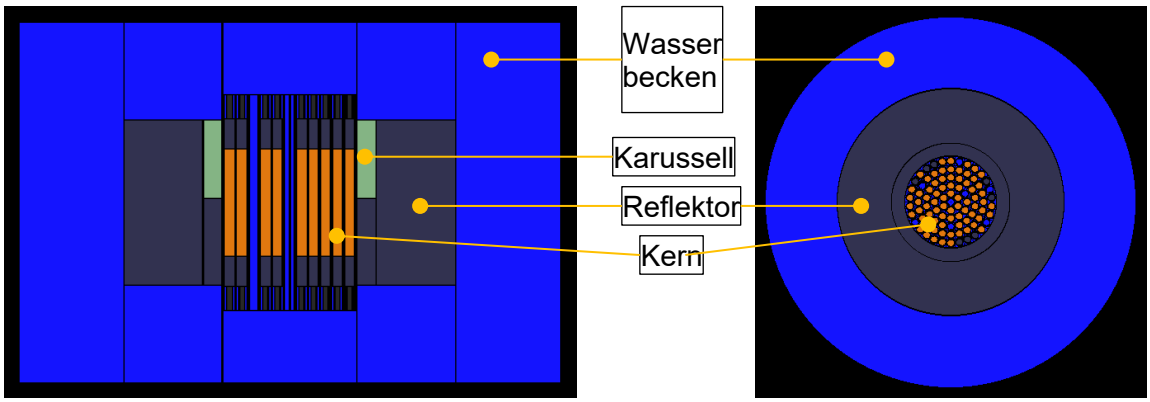


Abb. 2.8 TRIGA-Mainz-Reaktormodell

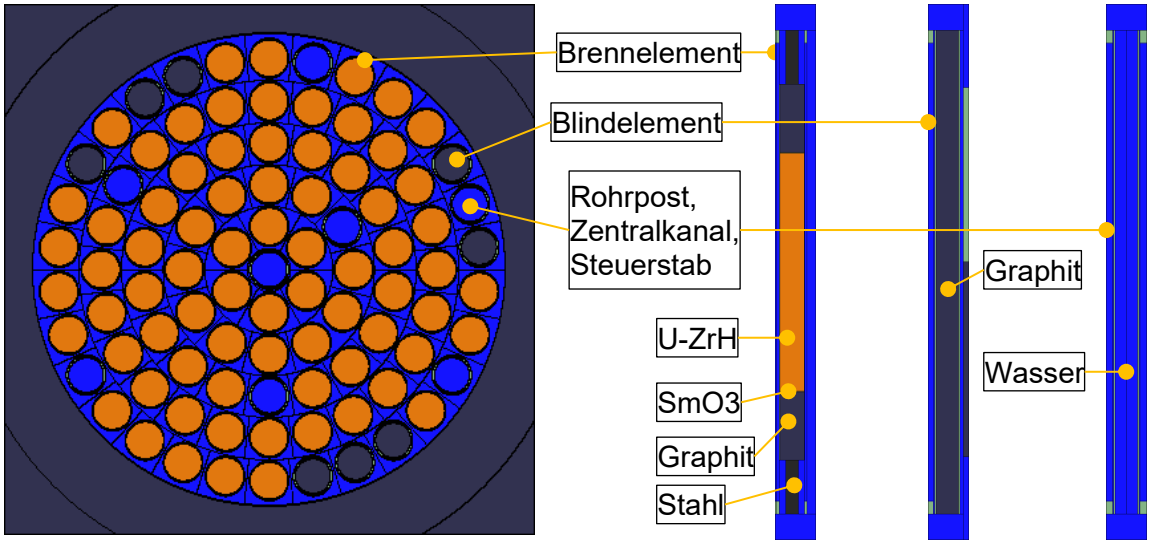


Abb. 2.9 TRIGA-Mainz-Kernbeladung, Brennelement- und Blindelementmodelle

2.2.1.4 BER II

Der BER II, in Betrieb seit 1973, wurde im Jahr 2000 zu einem LEU-Kern umgerüstet. Im Jahr 2019 wurde dieser Forschungsreaktor endgültig abgeschaltet.

Im Reaktormodell für den Abbrand sind das Becken, der Reflektor, die Tragplatte und der Kern bestehend aus unterschiedlichen Brenn- und Reflektorelementen berücksichtigt, siehe Abb. 2.10. Die Parameter, basiert auf /LAP 17/, sind:

– Becken: 3.5 m Durchmesser, 2 m über und unter dem Kern.

- Reflektor: 32 cm stark. Die Höhe wurde so gewählt, dass der Gesamtkern abgedeckt ist (90 cm).
- Tragplatte: Homogene Mischung vom Aluminium und Wasser, ca. 13 cm stark unter dem Kern.
- Kernaufbau: Standardbeladung mit 24 normalen, 6 Kontroll-BE, einem Bestrahlungskanal und 11 Be-Reflektorblöcken, Abb. 2.11.

Um die Brennelementgeometrien zu modellieren, gibt es keine öffentlich zugängliche Beschreibung der BER II-Brennelemente. Publiziert sind die Masse und Anreicherung /HEL 26/, und dass die Geometrie bei der Konversion zu LEU beibehalten wurde. Im Weiteren wird angenommen, dass die alten BER-BE den Brennelementen des FRJ und FRG entsprechen. In der öffentlichen Literatur findet sich eine Benchmark-Beschreibung für MTR-Brennstoff /IAEA 92/ und die Brennstoffplattengeometrie des FRG-Reaktors /KRU 85/. Auf Grund mangelnder weiterführender Informationen werden diese Quellen zur Modellierung der Brennelementgeometrie des BER II verwendet, siehe Abb. 2.12.

Die Kontroll-Brennelemente unterscheiden sich vom den restlichen BE in den drei äußeren Brennstoffplatten: diese wurden durch zwei Aluminiumplatten ersetzt, dabei wurde eine Platte weggelassen, um Platz für die Absorberplatten zu machen, siehe Abb. 2.12, rechts. Die Reflektorblöcke sind als homogene Regionen aus metallischem Beryllium im Modell dargestellt.

Der Reaktor war 3 Wochen mit 10 MW mit einer Woche Unterbrechung für den Kernumbau in Betrieb, insgesamt ergibt das 12 Zyklen im Jahr /HAA 00/. Aus dem Bericht geht hervor, dass der Verbrauch an LEU-BE etwa 14 Stück pro Jahr beträgt. Daraus folgt, dass zu Beginn jedes dreiwöchigen Zyklus ein frisches BE in den Kern geladen wird. Da sich insgesamt 24 BE im Kern befinden, verbleibt jedes BE im Durchschnitt über 24 Zyklen im Kern zur Bestrahlung.

Eine exakte Modellierung des Abbrandes mit Berücksichtigung der BE-Position im Kern in jedem Zyklus ist nicht möglich, da die genauen Daten zu BE-Positionen nicht bekannt sind. Um eine repräsentative Nuklidzusammensetzung für Zwecke dieser Vergleichsrechnungen in einem Brennelement zu berechnen, wurde ein vereinfachtes Abbrandszenario angenommen. In diesem Szenario ist ein komplett frischer Kern 66 Wochen mit 10 MW Leistung kontinuierlich in Betrieb. Danach folgen zwei Zyklen bestehend je aus einer Woche Pause und drei Wochen im 10 MW-Betrieb.

Der Abbrand wird in jedem BE separat modelliert. Dabei wird jedes Brennelement in vier gleiche axiale Abbrandzonen unterteilt.

Der Brennstoffmaterial-Gehalt in jeder der vier Abbrandzonen wird als ein Viertel des Materials in einem durchschnittlichen BE modelliert. Dabei ist der Durchschnittsgehalt im Brennelement als der gesamte Brennstoff im Kern durch 30 (Anzahl von normalen und Kontroll-BE) zu verstehen, wobei der tatsächliche Gehalt in normalen und Kontroll-BE sich leicht unterscheidet.

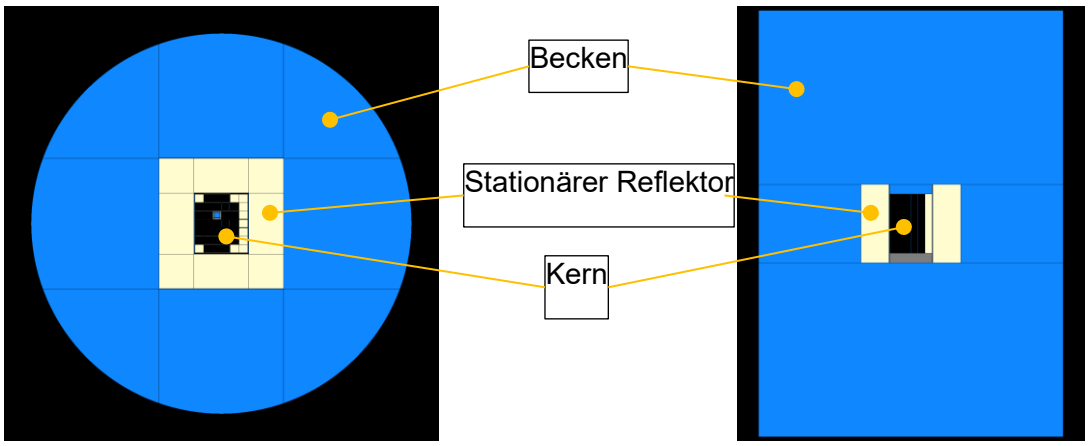


Abb. 2.10 BER II-Reaktormodell

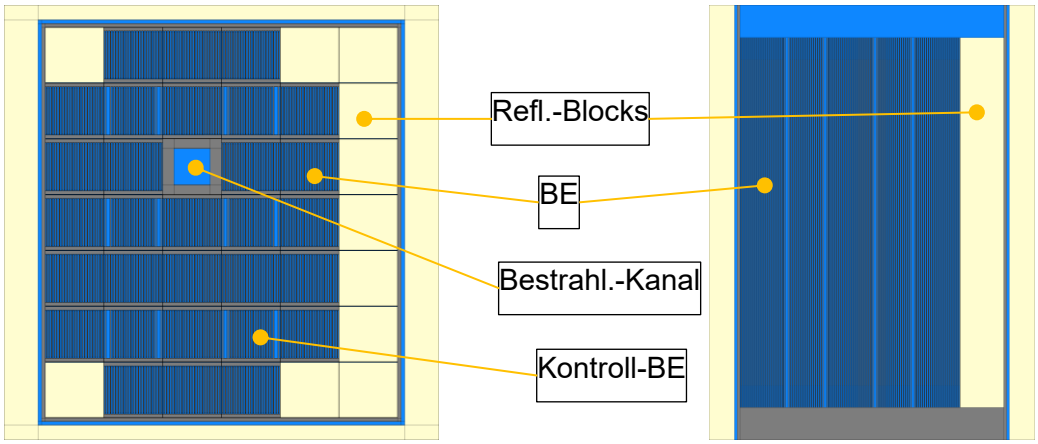


Abb. 2.11 Modell der BER II-Kernbeladung

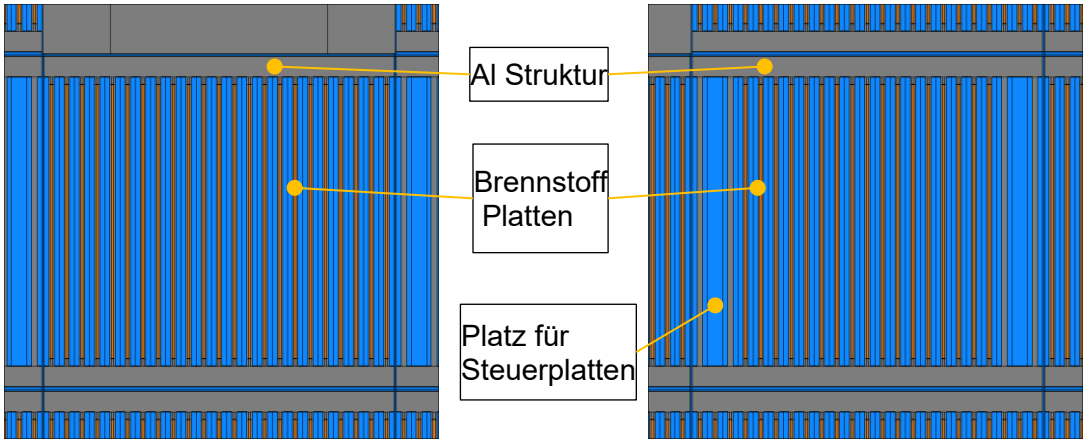


Abb. 2.12 Modell der BER II-Kernbeladung (Ausschnitt mit Brennelementen)

2.2.2 Kritikalitätsanalysen bzw. Berechnung des effektiven Multiplikationsfaktors k_{eff}

Für die Einschätzung der Kritikalitätssicherheit während Transport und Lagerung wurden generische Modelle vorbereitet, die die jeweiligen Typen von Brennelementen in einem Behälter, repräsentativ für einen CASTOR MTR3, abbilden.

Das neutronenphysikalische Modell des Behälters ist dem Modell für Abschirmrechnungen ähnlich, siehe unten Kap. 2.2.4. Die Geometrie der Wand und des Deckels sowie die Materialien sind gleich, die Konstruktion des Inneren ist für jeden BE-Typ unterschiedlich.

Die Modellierung von Brennelementen ist dieselbe wie für Abbrand, siehe Kap. 2.2.1. Die Materialien wurden bis auf die Brennstoffzusammensetzung auch aus dem jeweiligen Abbrandmodell übernommen.

Der CASTOR MTR3 kann unterschiedliche Typen an FR-BE aufnehmen /GNS 26/. Dazu wurden für jeden Typ spezifische Körbe entwickelt. Für diese sind keine detaillierten Angaben öffentlich zugänglich, deshalb wurden für die Modellierung aller BE-Typen folgende Annahmen angenommen:

- Der Korb ist aus Aluminium (Werkstoff W3241). Es nutzt den gesamten verfügbaren Platz im Inneren des Schachts aus, mit Ausnahme des für die Brennelementen vorgesehenen Raumes.

– Die Anzahl von BE jeglichen Typs sind vorgegeben /BGZ 26a/. Die Anordnung ist frei ausgewählt, nach Möglichkeit gleichmäßig über den Schacht; die konkrete Umsetzung im Modell ist jedoch durch die Möglichkeiten des Serpent-Codes begrenzt.

– Das Brennstoffmaterial (Nuklidzusammensetzung) entspricht dem durchschnittlichen Abbrand am EoL nach den jeweiligen Abklingzeiten.

Die Modelle sind auf den Abb. 2.13 - Abb. 2.16 dargestellt.

Die Modellierung des Nuklidinventars durch Zerfall erfolgt mit Serpent, für die gleichen Abklingzeiten wie für die Quellterm-Erstellung. Die Anfangsnuklidzusammensetzung des Brennstoffs wird aus den Abbrandrechnungen übernommen.

Die Zwischenräume in BE und zwischen BE und dem Korb werden mit Wasser variabler Dichte gefüllt. Durch das Setzen der Dichte können die Konfigurationen „trockene Lagerung“ und „geflutet mit Wasser“ abgebildet werden.

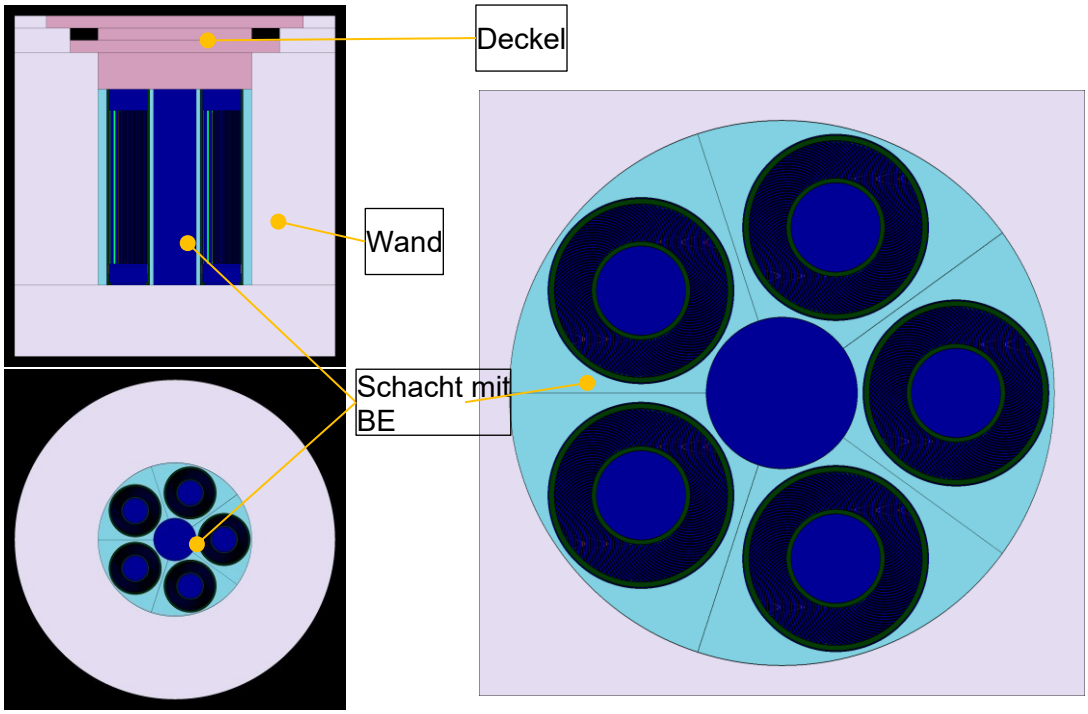


Abb. 2.13 FRM II (HEU)-BE im Behälter

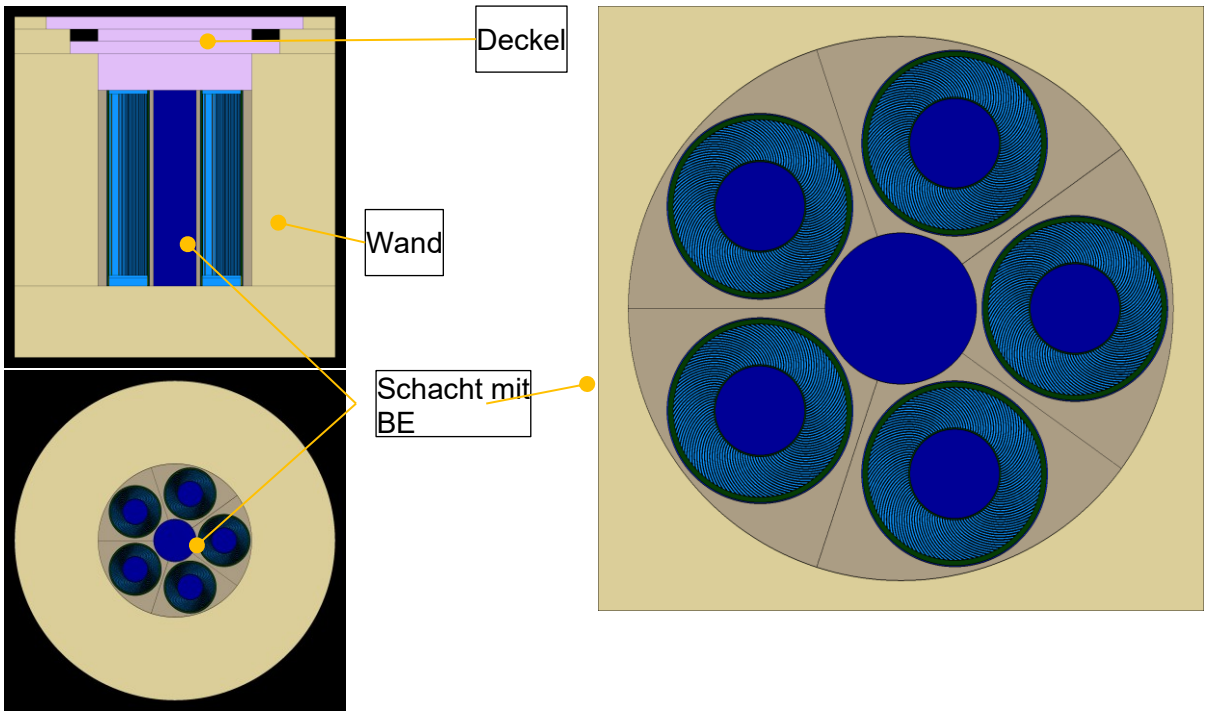


Abb. 2.14 FRM II (LEU)-BE im Behälter

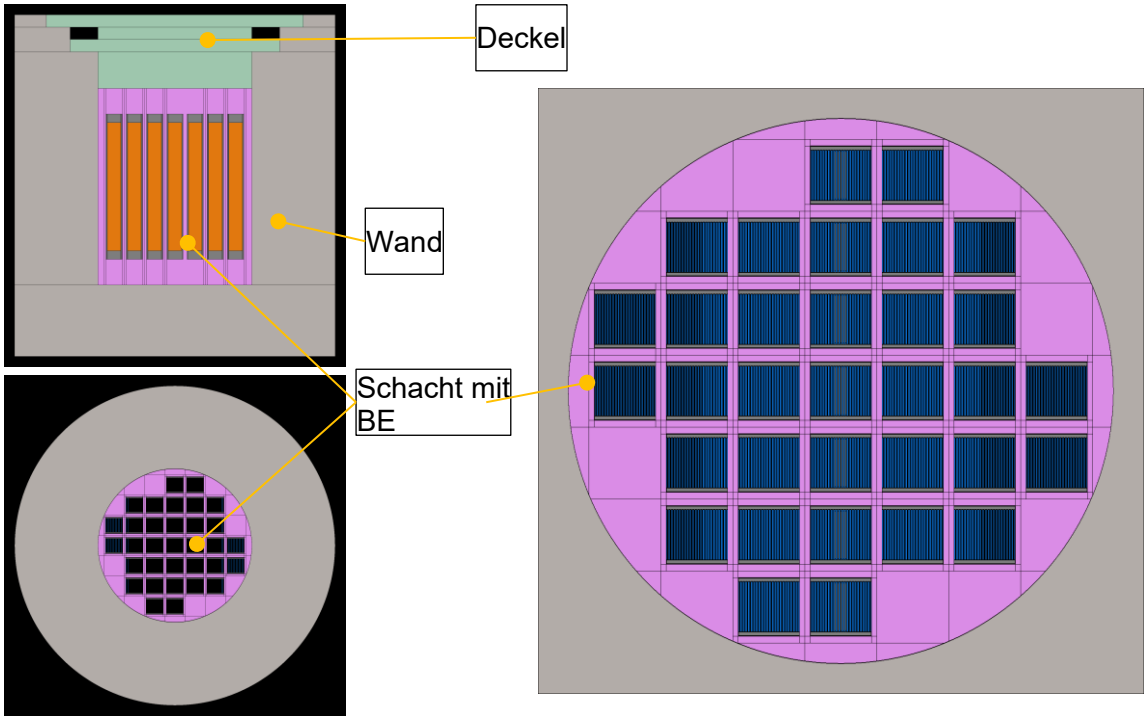


Abb. 2.15 BER II-BE im Behälter

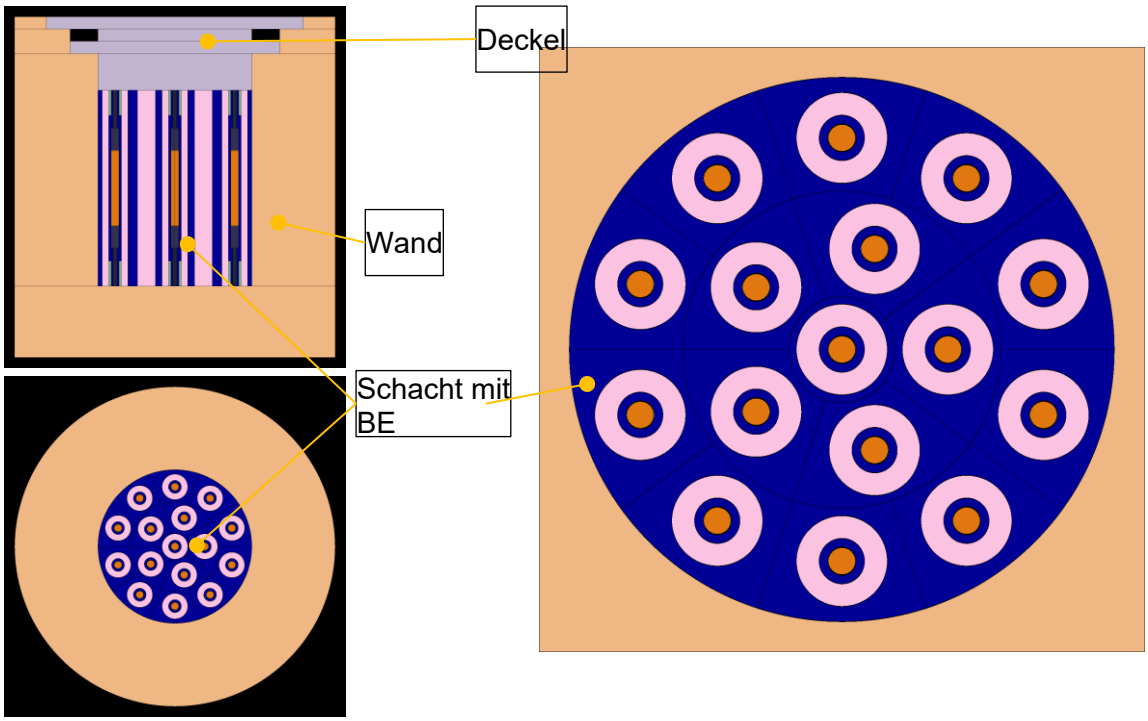


Abb. 2.16 TRIGA BE im Behälter

2.2.3 Modelle und Annahmen für die Quelltermberechnung

Für die Quelltermerstellung wurden zwei Codes, ORIGEN (SCALE) und FISPACT, gegenübergestellt. In beiden werden die Bateman-Gleichungen mit analytischen Methoden über ein Set an gewöhnlichen Differentialgleichungen (ODE), die die Nukliderzeugung, den Verbrauch und den Zerfall beschreiben, gelöst.

Der **ORIGEN**-Code (Oak Ridge Isotope Generation) in SCALE wurde entwickelt zur Berechnung der Nuklidzusammensetzung und Radioaktivität von Spaltprodukten, Aktivierungsprodukten und Produkten der Schwermetalltransmutation. Mit ihm sind schnelle Rechnungen von Nuklidzerfällen, sowie (α,n)-Reaktionen über mehrere Abklingschritte zur Berechnung von Inventaren und Gamma- sowie Neutronenquellen möglich. ORIGEN beinhaltet die gängigen Zerfallsketten.

ORIGEN wurde hier für die Erstellung der Quellterme für die Abschirmrechnungen eingesetzt. Zusätzlich zu den Spektren wurden weitere in der Zwischenlagerung relevante Eckdaten, Aktivität, Wärmeleistung und Inventar am Anfang der Lagerung (0,1 Jahre nach Entfernung aus dem Kern sowie nach 1, 2, 5, 10, 15, 20, 30, 40, 50 und 100 Jahren berechnet. Die Rechnungen in ORIGEN wurden mit dem CRAM-Solver ausgeführt. Bei

der Bestimmung der Gammaspektren wurden die Erzeugung von Bremsstrahlung an UO_2 mit einbezogen, Gamma-Quanten aus Spontanspaltung wurden vernachlässigt.

FISPACT-II ist ein Inventarcode, der die Modellierung von Aktivierung, Transmutationen und Materialabbau (*depletion*) ermöglicht, die durch Bestrahlung bei Neutronen, Protonen, Alpha-Teilchen, Deuteronen oder Gammastrahlung verursacht werden. Im Wesentlichen macht FISPACT folgende Schritte:

- Handhabung nuklearer und radiologischer Daten aus den ENDF-Bibliotheksdateien
- Erstellung und Lösung der Ratengleichungen zur Bestimmung der zeitlichen Entwicklung des Inventars als Reaktion auf unterschiedliche Bestrahlungsszenarien, darunter auch eine reine Abkühlungsberechnung
- Berechnung und Ausgabe abgeleiteter radiologischer Größen.

Die Hauptausgabe eines Inventarberechnungsschritts ist das Nuklidinventar am Ende des jeweiligen Zeitschritts. Sekundäre Ausgaben werden aus diesem Inventar abgeleitet. Dazu gehört unter anderem das Gammaspektrum, dargestellt in 24 Energiegruppen, das von FISPACT zur Berechnung der Dosisleistung verwendet wird.

Für die numerische Lösung des steifen ODE-Systems wird der Solver aus dem LSODE-Paket verwendet.

FISPACT wurde für die Nuklidinventarberechnungen und Erstellung der Gammaquelle einer ausgewählten Abbrandzone für den FRM II (HEU) benutzt. Die Zerfallsdaten wurden aus der ENDF/B-VII.1-Bibliothek übernommen. Die Zeitschritte für Nuklidinventar und Spektren wurden entsprechend der ORIGEN-Rechnungen definiert, bis 100 Jahre nach Bestrahlung. Die Gammas aus Spontanspaltung wurden – wie in ORIGEN – vernachlässigt.

2.2.4 Abschirmungsrechnungen

Die Abschirmrechnungen wurden mit den Codes MCNP 6.2 und SERPENT durchgeführt. Das Programm MCNP /WER 17/ ist ein universeller Monte-Carlo-Strahlungstransportcode, der für die Simulation von Partikeltransport über weite Energiebereiche konzipiert ist und vom Los Alamos National Laboratory entwickelt wurde. Dieser Code wird kontinuierlich weiterentwickelt, ist international validiert und besitzt eine breite Benutzerbasis im nuklearen Bereich.

Für die Verifizierung (Code-to-Code-Vergleich) wird auch Serpent verwendet. Es ist ebenfalls ein Monte-Carlo-Code, der ursprünglich im Gebiet Reaktorphysik entwickelt wurde und mit der Zeit auch um die Durchführung von Abschirmrechnungen erweitert wurde. Die Erstellung von Modellen und Anwendung von Bibliotheken von Wechselwirkungsquerschnitten sind ähnlich zu denen in MCNP. Die Handhabung von WW-Meshes sind im Vergleich zu MCNP besser gestaltet, so dass der Anwender ohne Benutzung anderer Software die geeigneten WW-Meshes direkt mit Serpent erzeugen kann. Mit Serpent wurden ausgewählte Abschirmmodelle erstellt und mit den MCNP-Ergebnissen verglichen. Darüber hinaus wurden die mit Serpent erzeugten WW-Meshes ins MCNP-Format konvertiert und auch für MCNP-Rechnungen für Varianzreduktion verwendet.

2.2.4.1 CASTOR MTR3 generisches Modell

Der CASTOR MTR3 ist ein Transport- und Lagerbehälter (TLB) für Brennelemente aus Forschungsreaktoren, der von GNS hergestellt wird /GNS 26/. Es besteht aus einem Gusskörper, einem Tragkorb und einem Doppeldeckelsystem. In der Transportkonfiguration sind am Behälter sogenannte Impact Limiter befestigt, die dem mechanischen Schutz des Behälters dienen. Diese Komponenten wurden im neutronenphysikalischen Modell jedoch nicht berücksichtigt. Zum einen stehen keine ausreichend detaillierten, öffentlich zugänglichen Informationen zu der Konstruktion zur Verfügung. Zum anderen stellt die Vernachlässigung dieser Komponenten für die Berechnung der Dosisleistung um den Behälter eine konservative Annahme dar.

Die Abmessungen des Behälterkörpers sowie die Abmessungen des Innenraums (Schacht) wurden aus /GNS 26/ übernommen. Für die Deckelgeometrie stehen in den öffentlich zugänglichen Unterlagen keine vollständigen Angaben zu Verfügung. Daher wurde die allgemeine Geometrie der Primär- und Sekundärdeckel anhand der in /GNS 26/ enthaltenen Zeichnungen rekonstruiert. Die Gesamthöhe der beiden Deckel wurde dabei aus der Beschreibung für MTR2 /BOL 08/ übernommen.

Die genaue Bezeichnung der im Modell verwendeten Werkstoffe wurde aus Tab. 2.10 in /BOL 08/ übernommen. Für diese Materialspezifikationen wurden Dichtwerte, chemische und isotopische Zusammensetzungen aus öffentlich zugänglichen Datenbanken und Herstellerangaben entnommen. Die Eigenschaften des Gusseisens GGG40 wurden auf Basis von /GIE 26/ bestimmt. Für das Deckelmaterial wurden die Werte dem HSM-Werkstoffdatenblatt /HSM 23/ entnommen. Die Zusammensetzung des für den Tragkorb verwendeten Aluminiums basiert auf den Angaben aus /TOT 19/.

Die wesentlichen Abmessungen der Behälterkomponenten und deren Materialien sind in Tab. 2.3 und Tab. 2.4 gezeigt. Anhand dieser Beschreibung wurden die MCNP und Serpent-Modelle aufgebaut, siehe Abb. 2.17 und Abb. 2.18.

Tab. 2.3 Abmessungen des Behälters CASTOR MTR3 [1]

Größen	**Maße**
Gesamthöhe	160 cm
Außendurchmesser	150 cm
Behältergewicht	16 t
Höhe Schacht	92 cm
Deckel max. Höhe	34,5 cm

Tab. 2.4 Einzelne Komponenten des Behältermodells und deren Materialien

Komponente	**Material**	**Dichte (g/cm³)**
Boden	SphäroGuss GGG	7,0
Behälterkörper	SphäroGuss GGG	7,0
Tragkorb	Aluminium	2,7
Brennelementschacht	Void	-
Primärdeckel	Stahl	7,82
Sekundärdeckel	Stahl	7,82

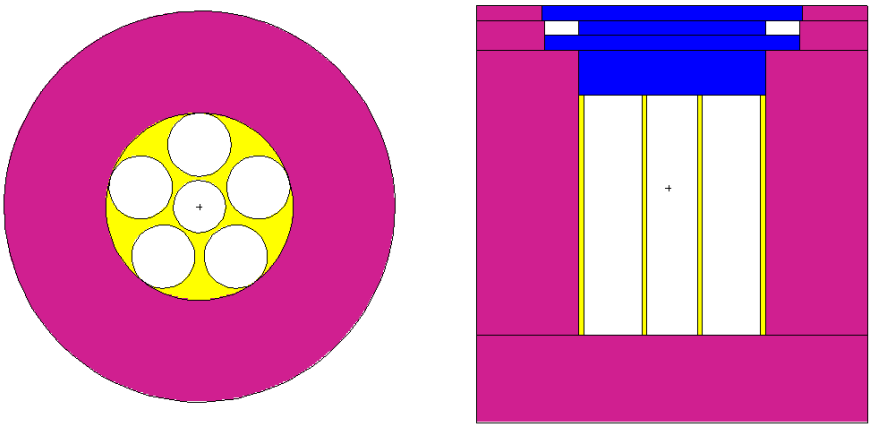


Abb. 2.17 Generisches MCNP-Modell des Behälters CASTOR MTR3

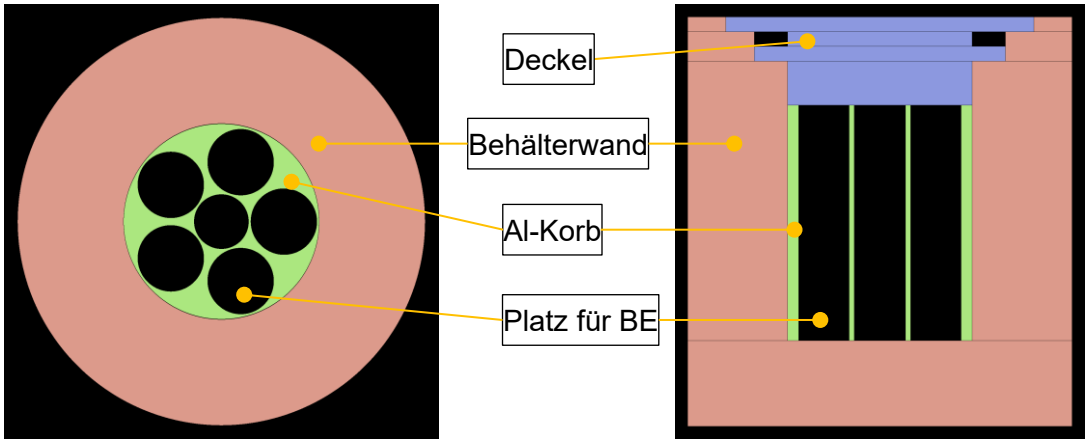


Abb. 2.18 Generisches Serpent-Modell des Behälters CASTOR MTR3

2.2.4.2 Modellierung des Schachtinhaltes

Für die Abschirmungsrechnungen wird der Innenraum des Behälters in vereinfachter Form modelliert. In den Modellen, die Brennelemente des FRM II enthalten, wird im Behälterinnenraum nur der Aluminium-Korb berücksichtigt; die Positionen der BE werden als Hohlräume (Void) dargestellt. Die räumliche Verteilung der Quelle wird als homogen über die BE-Positionen modelliert. Für die Modelle, die den Behälter mit übrigen Brennelementtypen (TRIGA und BER II) repräsentieren, wird der gesamte Innenraum des Behälters als Hohlraum (Void) modelliert. Die räumliche Verteilung der Quelle wird dabei als homogen über den gesamten Behälterinnenraum angenommen.

Hinsichtlich der Berechnung der Dosisleistung außerhalb der Behälter-Wand infolge der Gammastrahlenquelle stellt diese vereinfachte Repräsentierung des Innenraums einen konservativen Ansatz dar, da der Schwermetallanteil der Brennelemente als zusätzliche Abschirmung wirkt.

Für die Neutronenquelle ist die Vernachlässigung des Brennstoffmaterials hingegen nicht zwangsläufig konservativ. Der Brennstoff enthält spaltbare Nuklide, die durch induzierte Spaltreaktionen zusätzliche Neutronen erzeugen und dadurch die Neutronenquellstärke erhöhen können. Dieser Effekt wird im Void-Modell nicht berücksichtigt.

Eine explizite Berücksichtigung der Neutronenmultiplikation im Brennstoff in den Abschirmungsberechnungen führte jedoch aufgrund der großen Anzahl erzeugter und während der Teilchentransportsimulationen gespeicherter Sekundärneutronen zu einem immens hohen Speicherbedarf. Daher wurden die Neutronenabschirmungsanalysen ebenfalls mit dem Modell ohne Brennstoffmaterial durchgeführt. Zur Abschätzung des

Einflusses der vernachlässigten Neutronenmultiplikation im Brennstoff wurde die nachfolgend beschriebene Bewertung vorgenommen.

Wie die in Kap. 2.3.2. dargestellten Kritikalitätsberechnungen zeigen, überschreitet der effektive Neutronenmultiplikationsfaktor unter Normalbedingungen den Wert von 0,3 nicht. Die Gesamtzahl zusätzlicher Neutronen, die infolge einer Spaltung nach der Emission eines einzelnen Quellneutrons erzeugt werden, kann durch die Reihe $N = k + k^2 + k^3 + \ldots = k/(1-k)$ abgeschätzt werden. Für k=0,3 ergibt sich N = 0,43, somit erzeugt jedes Quellneutron im Mittel 0,43 zusätzliche Spaltneutronen. Die Vernachlässigung des Brennstoffmaterials im Abschirmungsmodell führt daher zu einer Unterschätzung der Neutronenquellstärke um einen Faktor von etwa 1,43.

Für Abklingzeiten unter 5 Jahren ist die Dosis aus der direkten Gammaquelle um ein bis zwei Größenordnungen höher als die Dosis aus der Neutronenquelle, siehe Tabellen in Kap. 2.3.4.1– 2.3.4.4. Daher kann die zusätzliche Erhöhung der neutroneninduzierten Dosis infolge von Spaltreaktionen für die Gesamtdosis hier vernachlässigt werden.

Bei längeren Abklingzeiten werden die Beiträge der Gamma- und Neutronenquellen zur Gesamtdosis vergleichbar. In diesem Fall ist die Modellierung von Spaltreaktionen in den Abschirmungsberechnungen erforderlich, um eine präzise Dosisbewertung zu gewährleisten.

2.2.4.3 Vergleich Serpent zu MCNP

Für die Neutronen- und Photonenquelle einer ausgewählten Abbrandzone der FRM II (HEU)-Konfiguration wurden vergleichende Rechnungen mit MCNP und mit Serpent durchgeführt. Der Vergleich der resultierenden räumlichen Flussverteilung über das Gesamtmodell zeigt gute Übereinstimmung der Ergebnisse, siehe Abb. 2.19 und Abb. 2.20.

Die Bilder zeigen die Flussverteilungen in horizontalen und vertikalen Schnitten durch das Rechenmodell. Die linken Abbildungen stellen die mit MCNP berechneten Ergebnisse dar, während die rechten Abbildungen – die Ergebnisse der Serpent-Simulation. Die obere und mittlere Zeile bilden das Gesamtmodell ab, das den Behälter sowie einer etwa 3 m umfassenden umgebenden zeigt. Für diese Darstellungen wurde eine logarithmische Farbskala verwendet, wobei jedes Farbintervall einem Drittel einer Dekade entspricht. Es ist erkennbar, dass sich der Fluss über das gesamte Modell hinweg um etwa

drei Größenordnungen für den Neutronenfluss, Abb. 2.19, und nahezu zehn Größenordnungen für den Photonenfluss, Abb. 2.20, verändert. Die untere Zeile zeigt die horizontale Flussverteilung innerhalb des Behälters. Hier wurde eine lineare Farbskala verwendet, um den Einfluss der Quellenverteilung hervorzuheben. Insgesamt wird eine gute Übereinstimmung zwischen den Ergebnissen von MCNP und Serpent festgestellt. Der einzige wesentliche Unterschied zeigt sich in der räumlichen Flussverteilung innerhalb des Behälters. Dieser ist auf Unterschiede bei der Platzierung der Quelle zurückzuführen (siehe Modellabbildungen Abb. 2.17 und Abb. 2.18).

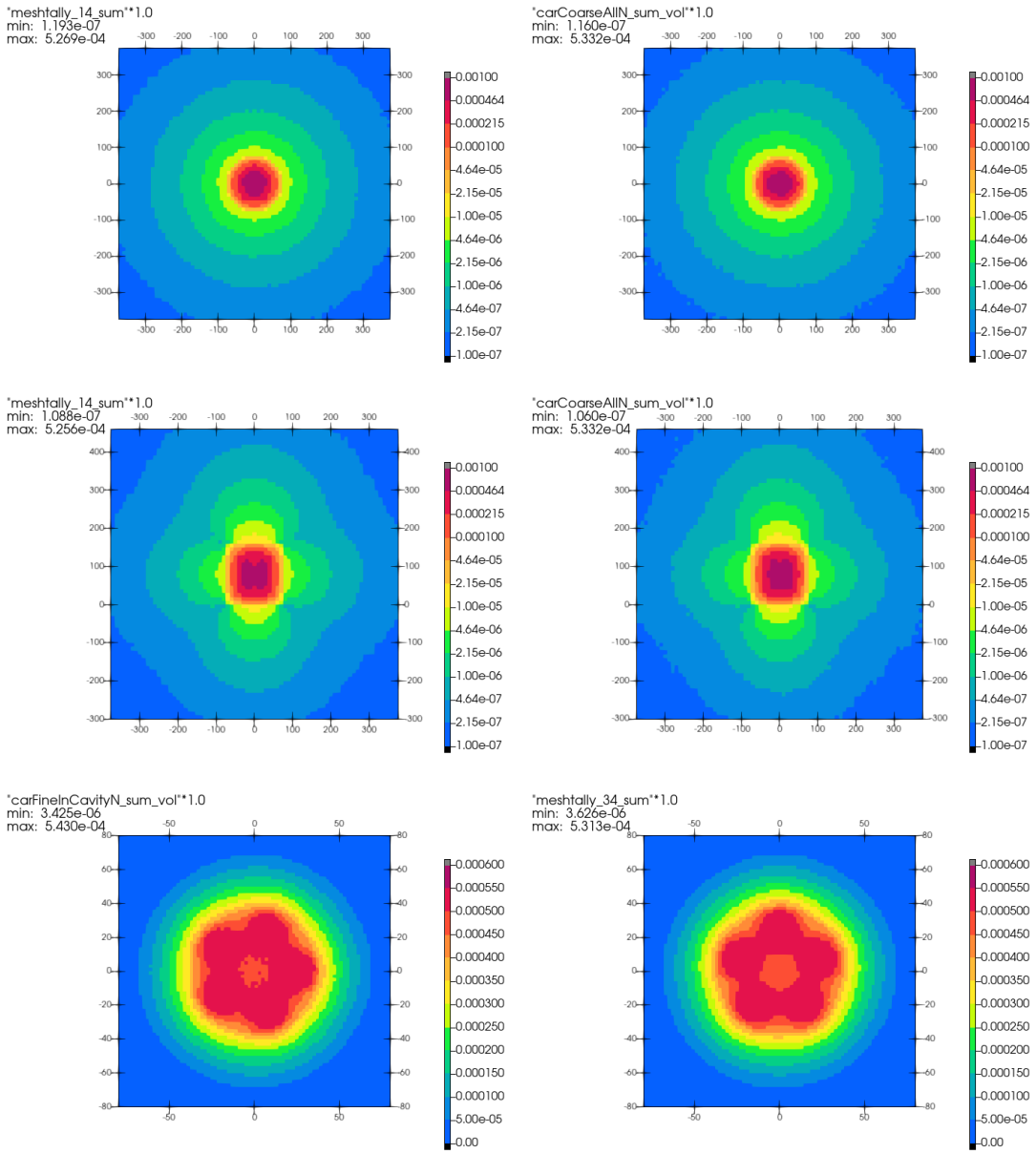


Abb. 2.19 Räumliche Verteilung des Neutronenflusses für die Neutronenquelle aus FRM II (HEU) nach 5 Jahren Abklingzeit

Normierung auf ein Quellneutron. Links: MCNP, rechts: Serpent. Oben: radiale Verteillung an der Mid-Ebene, mittlere Reihe: axiale Verteilung, unten: radiale Verteilung im Schacht.

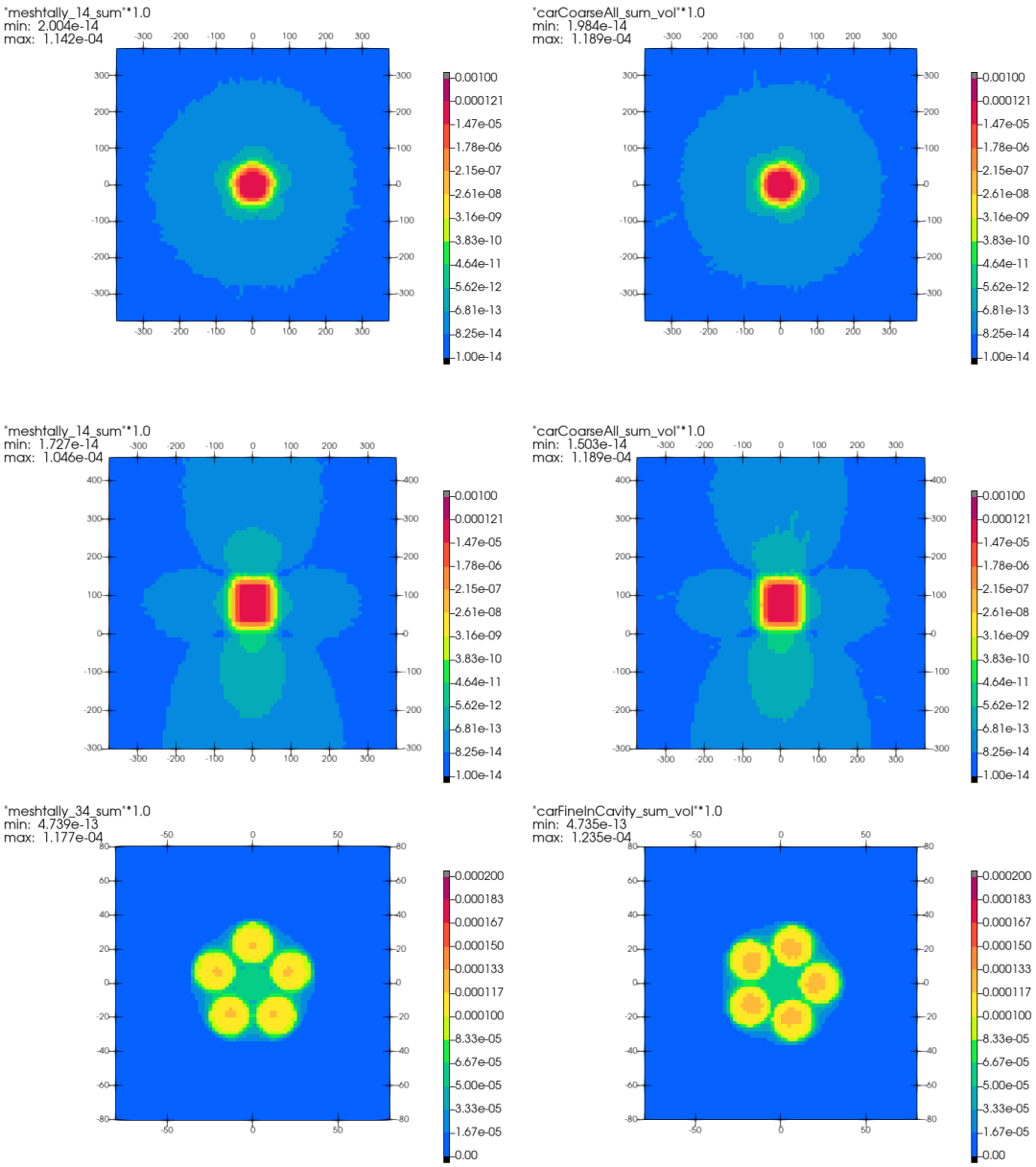


Abb. 2.20 Räumliche Verteilung des Photonenflusses für die Photonenquelle aus FRM II (HEU) nach 5 Jahren Abklingzeit

Normierung auf ein Quellneutron. Links: MCNP, rechts: Serpent. Oben: radiale Vertei-lung an der Mid-Ebene, mittlere Reihe: axiale Verteilung, unten: radiale Verteilung im Schacht.

Spektren des Neutronen- und Photonenflusses an der äußeren Wandfläche zeigen gute Übereinstimmung zwischen MCNP und Serpent, siehe Abb. 2.21.

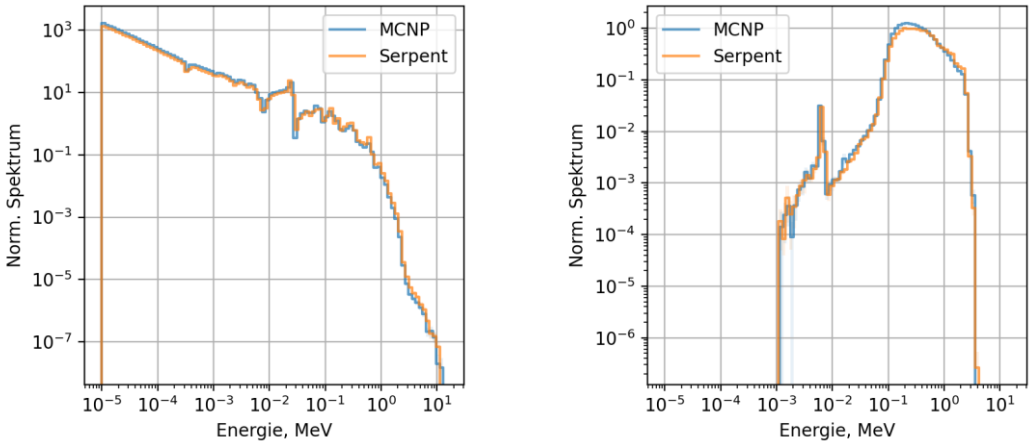


Abb. 2.21 Spektren des Neutronen- (links) und des direkten Photonenflusses (rechts) an der äußeren Wandfläche des Containers für die Quelle aus FRM II (HEU) nach fünf Jahren Abklingzeit

2.2.4.4 Varianzreduktion

Die Berechnungsergebnisse in Abb. 2.19 und Abb. 2.20 zeigen eine wesentliche Abschwächung des Flusses durch die Behälterwand. Im Außenbereich des Behälters ist der Neutronenfluss um etwa drei Größenordnungen geringer als im Schacht. Für direkten Photonenfluss beträgt die Reduktion etwa den Faktor zehn Größenordnungen. In einer Analogmodellierung können nur wenige Tracks die Containerwand durchdringen. Entsprechend klein fällt die Statistik für solche Regionen aus. Dieses Problem wird effizient mit der Weight-Windows Methode adressiert. Dazu wird eine zweite Eingabedatei für den Transportcode zur Verfügung gestellt werden, in der die Bedeutung/Wichtigkeit von unterschiedlichen räumlichen und energetischen Regionen in Bezug auf die erzielten Ergebnisse beschrieben wird. Solche Werte, als WW-Mesh benannt, können anhand der Modellgeometrie, der Quellendefinition und der Tallies mit dem entsprechenden Code erzeugt werden; siehe, /BOO 06/, /LEP 19/. Die Erzeugung und die Nutzung von WW-Mesh-Daten in Serpent wurden in /TRA 25/ detailliert untersucht. In diesem Projekt wurde die Konvertierung der mit Serpent erzeugten WW-Daten für die Anwendung in MCNP erprobt. Das mit Serpent für den Photonentransport erzeugte WW-Mesh ermöglichte die Non-Zero-Tallies in MCNP für Regionen außerhalb der Containerwand.

2.3 Ergebnisse der Rechnungen

2.3.1 Abbrand- und Nuklidinventarberechnung

Die für die beschriebenen neutronenphysikalischen Modelle und Abbrandszenarien berechneten zonenspezifischen Abbrandwerte sowie die entsprechenden Mittelwerte sind in der Tab. 2.5 dargestellt.

Tab. 2.5 Maximaler und gemittelter Abbrand in Reaktoren

Reaktor	Abbrand max, MWd/kgU	Abbrand gemittelt, MWd/kgU	Peakingfaktor
FRM HEU	H-Zone 176.6	121.3	1.5
	L-Zone 358.7	295.1	1.2
FRM LEU	31.1	23.7	1.3
TRIGA	35.1	18.5	1.9
BER II	139.7	108.0	1.3

Es ist eine deutliche Differenz der mittleren Abbrandwerte für die beiden FRM II Konfigurationen zu beobachten, obwohl das Abbrandszenario hinsichtlich Bestrahlungsdauer und Leistung identisch ist. Diese Abweichung ergibt sich daraus, dass der Abbrand als Verhältnis zur Gesamtmasse des Urans in der Anfangsbeladung definiert wird. Aufgrund des geringeren U-235-Anreicherungsgrades ist die Gesamtmasse an Uran in der LEU-Konfiguration etwa um den Faktor fünf höher als in der HEU-Konfiguration. Folglich ist bei gleicher im gesamten Brennelement freigesetzter Energie durch Spaltung von U-235 der Abbrand in der LEU-Konfiguration ungefähr fünfmal geringer. Der Vergleich sollte für die Zone mit hoher Urandichte durchgeführt werden (mittlerer Abbrand von 121 MWd/kgU), da diese den größten Teil des gesamten Brennelements ausmacht.

Für beide FRM II-Konfigurationen sowie für BER II beträgt der Peakingfaktor etwa 1,3. Dabei ist zu beachten, dass bei den FRM-Reaktoren die Unterteilung ausschließlich in axiale Abbrandzonen erfolgte. Das ermittelte Verhältnis ist daher als axialer Peakingfaktor zu interpretieren. Beim BER II-Reaktor hingegen wurde jedes Brennelement in separate axiale Abbrandzonen unterteilt, sodass der erhaltene Wert faktisch einen volumetrischen Peakingfaktor beschreibt.

Für den TRIGA-Reaktor, bei dem der Abbrand ebenfalls für jedes Brennelement separat berechnet wurde, beträgt der Peakingfaktor 1,9.

Aus der nachfolgend beschriebenen Analyse des Strahlungsquellterms (Kap. 3.2) lassen sich die Nuklide identifizieren, die den größten Beitrag zur Aktivität, zur Wärmeleistung sowie zur Intensität der Gammastrahlungsquelle im bestrahlten Brennstoff leisten. Für diese Nuklide wird die Abhängigkeit ihres Aufbaus vom maximalen Abbrand untersucht, der in den jeweiligen Abbrandzonen erreicht wurde. Zu diesen Nukliden zählen insbesondere Cs-137/Ba-137m sowie Sr-90/Y-90, die sowohl den größten Beitrag zur Gesamtaktivität als auch zur Nachzerfallswärme des bestrahlten Materials leisten. Darüber hinaus wurde Pu-238 betrachtet, dessen Alphazerfall den größten Beitrag zur Neutronenquelle aus (α,n)-Reaktionen an Aluminium liefert. Die Zerfallsdaten ausgewählter Nuklide sind in Tab. 2.6 zusammengefasst.

Jeder Reaktor wurde in Abbrandzonen unterteilt. Für jede dieser Zonen wurden am Ende des Abbrandszenarios ein individueller Abbrandwert sowie die zugehörigen Nuklidkonzentrationen berechnet. Die Koordinaten der Punkte in der Abb. 2.22 entsprechen dem in einer bestimmten Zone erreichten Abbrand am Ende der Bestrahlung und der Konzentration des jeweiligen Nuklids in derselben Zone.

Aus dem Verlauf der Kurven für die einzelnen Reaktoren ist für alle betrachteten Nuklide eine allgemeine Korrelation erkennbar: mit zunehmendem erreichtem Abbrand steigt auch die Konzentration der entsprechenden Nuklide. Da diese Nuklide den größten Beitrag zur Aktivität und zur Nachzerfallswärme des bestrahlten Brennstoffs leisten, ist die Auswahl der Zonen mit dem höchsten erreichten Abbrand für die anschließende Bestimmung des Quellterms ein konservativer Ansatz.

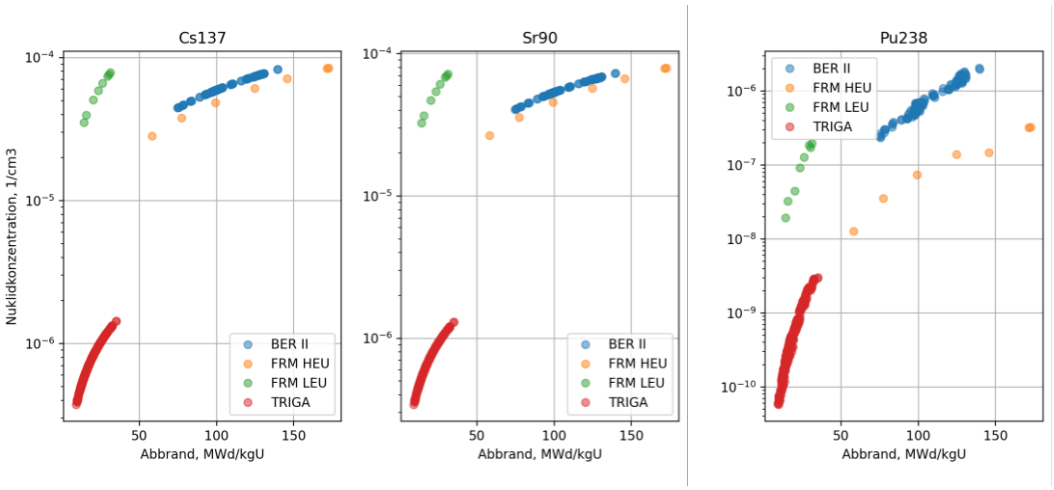


Abb. 2.22 Sr-90-, Cs-137- und Pu-239-Konzentration als Funktion des maximalen Abbrands

Tab. 2.6 Halbwertszeiten ausgewählter Nuklide, /SON 18/

Nuklid	HWZ	Produkt	Relevanz
55-Cs-134	2,07 Jahre	56-Ba-134	Zerfallsleistung
55-Cs-137	30,08 Jahre	56-Ba-137m, 56-Ba-137	Aktivität
56-Ba-137m	2,55 Min	56-Ba-137	Zerfallsleistung
38-Sr-90	28,79 Jahre	39-Y-90	Aktivität
39-Y-90	2,67 Tage	40-Zr-90	Zerfallsleistung, Aktivität
59-Pr-144	17,28 Min	60-Nd-144	Zerfallsleistung
94-Pu-238	87,7 Jahre	92-U-234	Zerfallsleistung
94-Pu-241	14,29 Jahre	95-Am-241, 92-U-237	Aktivität
95-Am-241	432 Jahre	93-Np-237	Zerfallsleistung
61-Pm-147	2,62 Jahre	62-Sm-147	Aktivität

2.3.2 Kritikalitätsanalysen bzw. Berechnung des effektiven Multiplikationsfaktors k_{eff}

Für die in Kapitel 2.2.2 beschriebenen Modelle wurden die Kritikalitätsrechnungen durchgeführt. Dabei wurde die Abklingzeit sowie die Dichte des Wassers variiert. Die Ergebnisse für den Neutronenmultiplikationsfaktor k_{eff} sind in Abb. 2.23 und in den Tabellen Tab. 2.7 bis Tab. 2.10 dargestellt.

Im Trockenzustand liegt k_{eff} für alle BE-Typen unter 0,3. Mit Anstieg des Moderatoranteils im Behälter wächst auch k_{eff}. Für FRM II- und BER-Brennstoffe wird das Maximum mit der maximalen Dichte erreicht. Für TRIGA-BE liegt der maximale k_{eff} bei einer unterstellten Moderatordichte von 0,6 g/cm^3.

Unter den betrachteten Brennelementtypen nimmt das Brennelement des FRM II eine Sonderstellung ein, da es den gesamten Reaktorkern repräsentiert und somit die zur Erreichung der Kritikalität erforderliche Brennstoffmenge bereits in einem einzigen Brennelement enthält. Eine unterstellte Flutung des Behälters mit Leichtwasser bewirkt einen geringeren Anstieg der Reaktivität als die Moderation mit Schwerwasser im Kern. Kritikalität eines einzelnen Brennelements des FRM II durch Leichtwasser ist nicht zu unterstellen. Dagegen wäre durch die fünffache Menge an Brennstoff, die im Behälter insgesamt enthalten ist, eine Kritikalität unter hypothetischen Bedingungen rechnerisch auch mit Leichtwasser erreichbar. Folglich werden zusätzliche Maßnahmen in Betracht

gezogen, um entsprechenden Sicherheitsmargen für Unterkritikalität sicherzustellen. Im Modell zur Berechnung des Multiplikationsfaktors des mit FRM-II-Brennelementen beladenen Behälters wird deshalb angenommen, dass das Korbmaterial einen Borgehalt von 0,5 Gew.-% mit natürlicher Isotopenzusammensetzung aufweist.

Die Präsenz von Bor im Behältermaterial gewährleistet, dass die Konfiguration des mit fünf FRM II-Brennelementen beladenen Behälters selbst unter potenziellen Flutungsbedingungen unterkritisch bleibt. In den übrigen Konfigurationen ist der Einsatz von Bor nicht erforderlich.

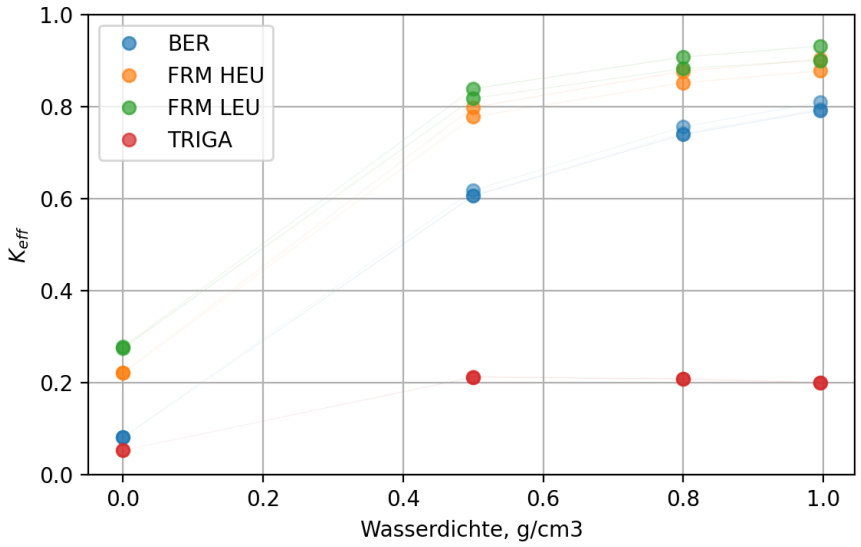


Abb. 2.23 Errechnete k_{eff} – Werte für unterschiedliche Wasserdichten im generischen Behältermodell

Tab. 2.7 BER II-k_{eff} als Funktion der Abklingzeit und Wasserdichte

Zeit, J / Dichte, g/cm³	0	0,1	50	100
0,0001	0,0813 ± 0,4%	0,0816 ± 0,4%	0,0808 ± 0,4%	0,0805 ± 0,4%
0,5	0,6059 ± 0,1%	0,6180 ± 0,1%	0,6074 ± 0,1%	0,6064 ± 0,1%
0,8	0,7392 ± 0,1%	0,7563 ± 0,1%	0,7435 ± 0,1%	0,7417 ± 0,1%
0,995	0,7919 ± 0,1%	0,8095 ± 0,1%	0,7948 ± 0,1%	0,7949 ± 0,1%

Tab. 2.8 FRM II (HEU)-k_{eff} als Funktion der Abklingzeit und Wasserdichte

Zeit, J / Dichte, g/cm³	0	0,1	50	100
0,0001	0,2214 ± 0,2%	0,2218 ± 0,2%	0,2214 ± 0,2%	0,2215 ± 0,2%
0,5	0,7784 ± 0,1%	0,7985 ± 0,1%	0,7992 ± 0,1%	0,7980 ± 0,1%
0,8	0,8520 ± 0,1%	0,8764 ± 0,1%	0,8773 ± 0,1%	0,8784 ± 0,1%
0,995	0,8777 ± 0,1%	0,9027 ± 0,1%	0,9029 ± 0,1%	0,9051 ± 0,1%

Tab. 2.9 FRM II (LEU)-k_{eff} als Funktion der Abklingzeit und Wasserdichte

Zeit, J / Dichte, g/cm³	0	0,1	50	100
0,0001	0,2756 ± 0,2%	0,2784 ± 0,2%	0,2779 ± 0,2%	0,2780 ± 0,2%
0,5	0,8180 ± 0,1%	0,8388 ± 0,1%	0,8395 ± 0,1%	0,8395 ± 0,1%
0,8	0,8826 ± 0,1%	0,9075 ± 0,1%	0,9086 ± 0,1%	0,9075 ± 0,1%
0,995	0,9007 ± 0,1%	0,9323 ± 0,1%	0,9312 ± 0,1%	0,9310 ± 0,1%

Tab. 2.10 TRIGA-k_{eff} als Funktion der Abklingzeit und Wasserdichte

Zeit, J / Dichte, g/cm³	0	0,1	50	100
0,0001	0,0526 ± 0,5%	0,0527 ± 0,5%	-	-
0,5	0,2123 ± 0,2%	0,2121 ± 0,2%	0,2133 ± 0,2%	0,2123 ± 0,3%
0,8	0,2081 ± 0,2%	0,2079 ± 0,2%	0,2080 ± 0,2%	0,2078 ± 0,2%
0,995	0,2000 ± 0,2%	0,2008 ± 0,2%	0,2007 ± 0,2%	0,2008 ± 0,2%

2.3.3 Bestimmung von Strahlungsquelltermen für Abschirmungsrechnungen

Die von Serpent berechneten Inventare der verschiedenen Brennelemente nach dem Reaktorbetrieb wurden mithilfe des GRS-Tools WANIRAS in ORIGEN Inputs konvertiert. Die Quellterme für die Abschirmrechnungen wurden daraufhin mit SCLAE/ORIGEN

berechnet. Anfängliche Tests ergaben, dass die Berücksichtigung von Bremsstrahlung am Uran der Quelle keine signifikanten Veränderungen der Spektren mit sich bringt. Für den FRM- II wurden zur besseren Einordnung Rechnungen mit verschiedenen Abbränden durchgeführt, siehe auch die Ergebnisse aus Kapitel 2.3.1.

Für die vier hier betrachteten Reaktorkonfigurationen wurde der Abbrand in verschiedenen Zonen berechnet und die Quellterme betrachtet. Daraus wurde in Verbindung mit den Betrachtungen in Kapitel 2.2.1 ein konservativer Fall für jeden Reaktortyp ausgewählt. Eine Zusammenfassung bietet Tab. 2.11.

Tab. 2.11 Zusammenfassung der Abbrandzonen, welche für die weiter Berechnungen von Quellterm und Abschirmung gewählt wurden

Reaktor	Abbrand der Zone, MWd/kgU	Erklärung
FRM II, HEU	359	Abbrandzone mit max. Abbrand
FRM II, LEU	24	Gemittelter Abbrand im ganzen BE
TRIGA Mainz	35	Abbrandzone mit max. Abbrand
BER II	140	Abbrandzone mit max. Abbrand

Für den jeweils ausgewählten Fall wurde der Zerfall über 100 Jahre mit ORIGEN berechnet, sowie der Neutronen- und Photonen-Quellterm zur Weiterverwendung in den Abschirmrechnungen ausgewertet. Für die Abschirmungsrechnungen wurden die mit ORIGEN berechneten Quellterme verwendet (Kapitel 2.2.3). Zur Illustration sind lediglich die Zeitpunkte 5, 40 und 100 Jahre nach Entladung aus dem Reaktor dargestellt. Für eine detaillierte zeitliche Entwicklung verschiedener Eckgrößen siehe auch Kapitel 3. Für die verschiedenen Reaktoren sind die Neutronen- und Photonen-Quellterme in Abb. 2.24 bis Abb. 2.26 dargestellt. Die Photonen-Spektren sind im Allgemeinen dominiert von einem großen Anteil an niedrigenergetischen Photonen aus Bremsstrahlungsreaktionen im Uranoxid. Des Weiteren ist der Cs-137-Peak bei 600-700 keV bis 100 Jahre Abklingzeit klar zu sehen, wobei in kürzeren Zeiten auch noch weitere Zerfallsprodukte beitragen (z. B. Cs-134), die aber nach 40 Jahren nicht mehr im Photonenspektrum detektierbar sind. Die Anteile der Spaltprodukte spiegeln den relativen Anteil von U-235 in den verschiedenen betrachteten Brennstoffen wider. Die energetische Verteilung des Photonenspektrums ist nach wenigen Jahren für alle Forschungsreaktoren sehr ähnlich.

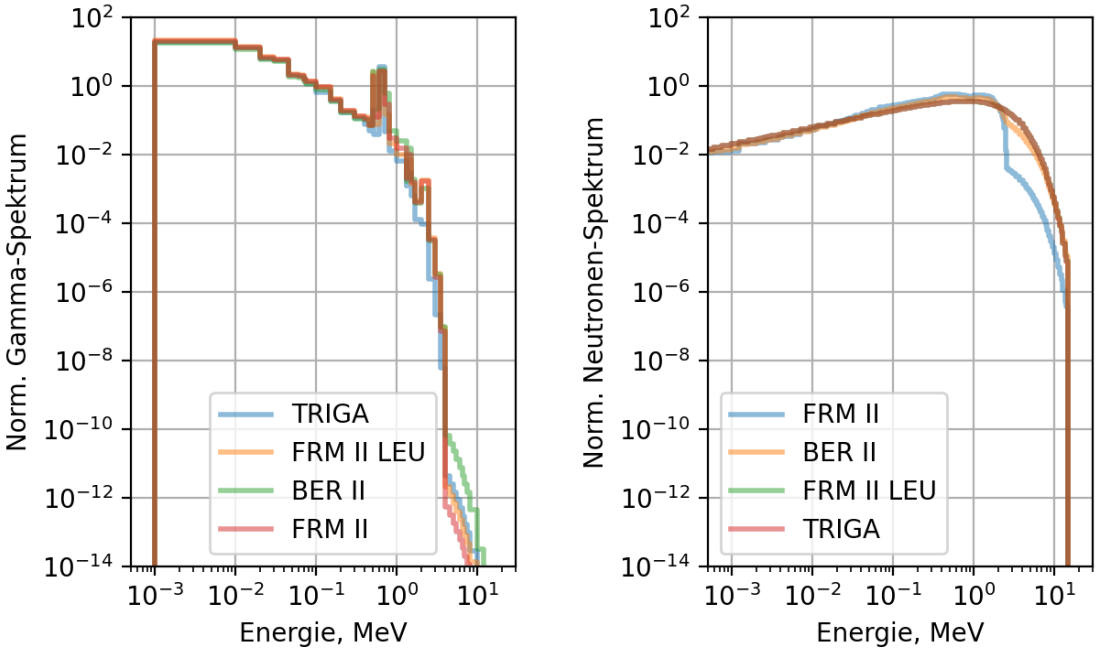


Abb. 2.24 Gamma- und Neutronen-Spektren nach 5 Jahren Abklingzeit

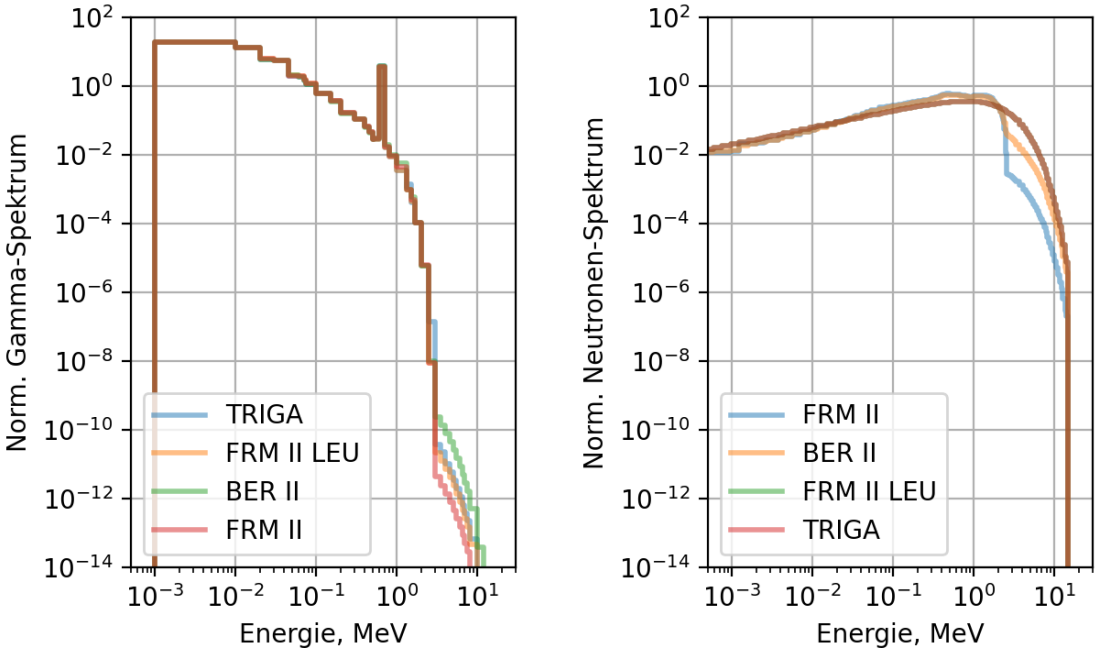


Abb. 2.25 Gamma- und Neutronen-Spektren nach 40 Jahren Abklingzeit

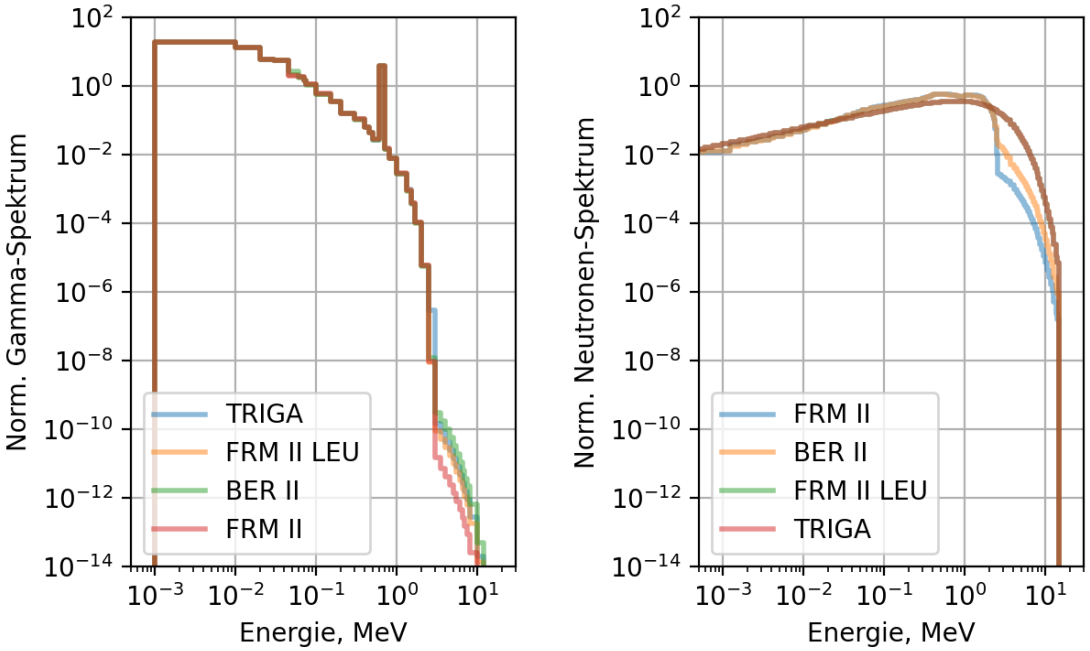


Abb. 2.26 Gamma- und Neutronen-Spektren nach 100 Jahren Abklingzeit

Die Neutronenspektren enthalten Beiträge aus Spaltungen und α-n-Reaktionen primär an Aluminiumkernen. In Abb. 2.27 sind diese zwei Komponenten beispielhaft dargestellt. Zu beachten ist hier vor allem, dass der Brennstoff von TRIGA Mainz und FRM LEU keine α-n-Komponente hat, da keine Reaktionspartner für diese Reaktionen in der Brennstoffmatrix enthalten sind.

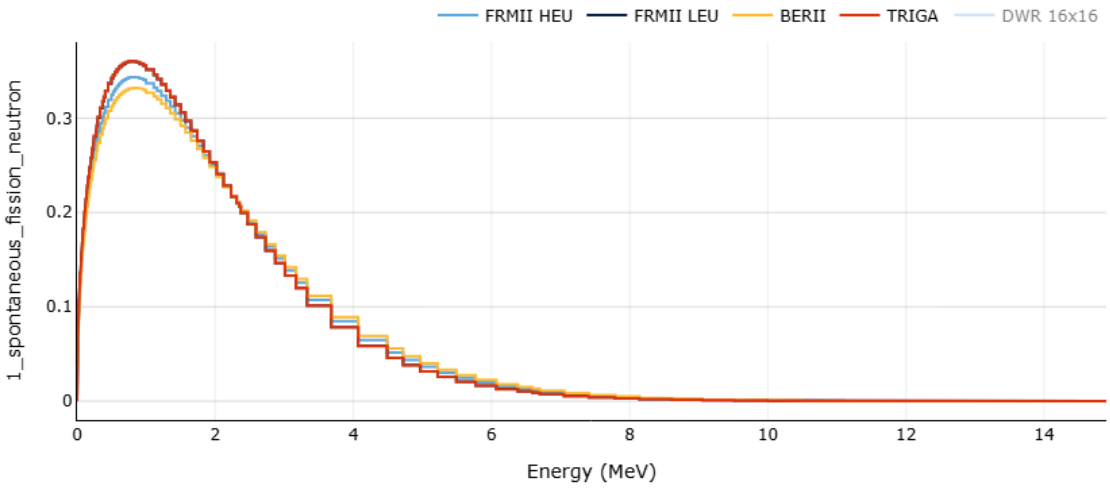


Abb. 2.27 Fissionsspektren (oben) und Neutronenspektren aus α-n-Reaktionen (unten) im Brennstoff der betrachteten Forschungsreaktoren nach 5 Jahren Lagerung.

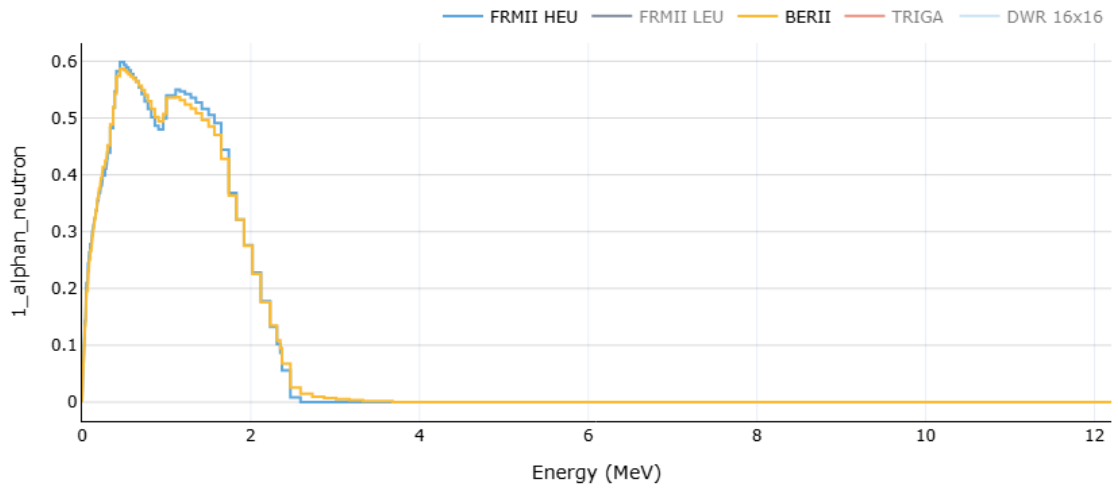


Abb. 2.27 (Forts.) Fissionsspektren (oben) und Neutronenspektren aus α-n-Reaktionen (unten) im Brennstoff der betrachteten Forschungsreaktoren nach 5 Jahren Lagerung.

2.3.3.1 Vergleich der direkten Photonenspektra

Um ORIGEN und FISPACT zu vergleichen, wurden die ORIGEN-Rechnungen für FRM II (HEU) mit verschiedenen Simulationsparametern durchgeführt. Diese Quellen wurden mit und ohne Berücksichtigung von Bremsstrahlung und Spontanspaltung sowie unter Berücksichtigung beider Photonenquellen simuliert.

In ORIGEN ist es möglich, Photonen aus der Bremsstrahlung der aus den Zerfallsprozessen kommenden Beta-Strahlung, sowie die Gammas aus Spontanspaltung bei Berechnung der Gammaquelle zu berücksichtigen. Für die Entstehung von Bremsstrahlung stellt ORIGEN nur begrenzt vordefinierte Materialien zur Verfügung. In diesem Fall wurde näherungsweise UO_2 als Streumaterial gewählt. Der niedrigenergetische Anteil der Bremsstrahlung ist in Abb. 2.28 bis Abb. 2.30 zu sehen (blaue Linie). Der Effekt von Gammas aus Spontanspaltung trägt allerdings nicht essenziell bei. Für die Spektren, welche zur Abschirmungsrechnung genutzt wurden, wurde daher das Spektrum mit Photonen aus Bremsstrahlung doch ohne Photonen aus Spontanspaltung ausgewählt.

Der FISPACT-Code ist im Wesentlichen auf die Berechnung von Nuklidinventaren und einigen abgeleiteten Werten konzipiert. Darunter ist die Gamma-Dosis. Für die Berücksichtigung der Bremsstrahlung bietet FISPACT eine Option. Diese führt dazu, dass für vom Anwender gegebene Beta-Zerfallsnuklide die Erhöhung der Gamma-Dosis berechnet wird. Die ausgegebenen Gamma-Spektren werden jedoch nicht angepasst. Deshalb

kann man die FISPACT-Ergebnisse für die Erzeugung von Quelltermen nur bedingt anwenden. Da ORIGEN die Gamma-Spektren ohne Berücksichtigung von Bremsstrahlung bzw. Spontanspaltung berechnen kann, bietet das die Möglichkeit, die Ergebnisse von FISPACT und ORIGEN gegenseitig zu verifizieren.

Die mit ORIGEN berechneten Quellen wurden im Folgenden mit den mit FISPACT berechneten Spektren verglichen. Der FISPACT-Code berücksichtigt nur die direkten Gammas aus Zerfallsreaktionen und kann keine Neutronenspektren berechnen. Diese Vergleiche der Gammaquellen-Spektren werden ebenfalls auf den Abb. 2.28 bis Abb. 2.30 für unterschiedlichen Abklingzeiten gezeigt. Hier sieht man, dass FISPACT (orange) eine gute Übereinstimmung mit den ORIGEN-Rechnungen ohne den Einfluss von Bremsstrahlung hat. Die mit FISPACT berechneten Photonenspektren für 5, 40 und 100 Jahre Abklingzeit und die mit ORIGEN berechneten Spektren ohne Bremsstrahlung liegen hier übereinander. Im Vergleich dazu, ist das, mit ORIGEN berechnete Photonenspektrum, in dem die Bremsstrahlung miteinbezogen ist, vor allem im niedrigenergetischen Bereich, in dem Bremsstrahlung auftritt, deutlich höher.

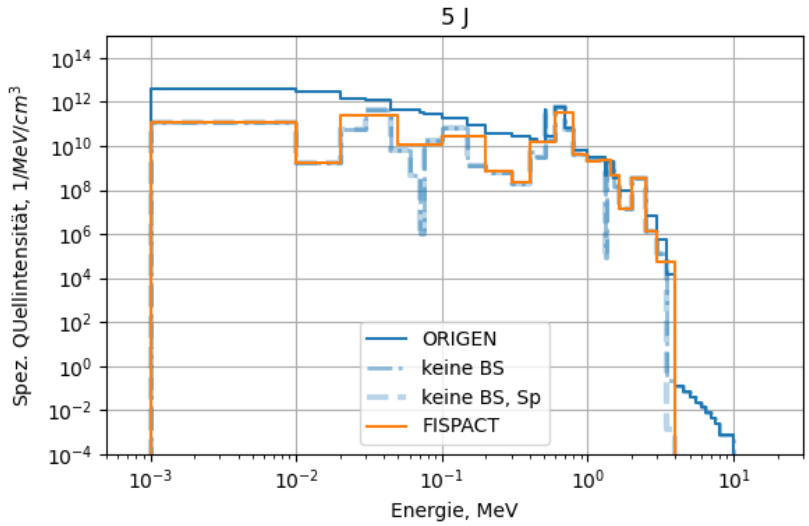


Abb. 2.28 Spektren der direkten Gammaquelle nach 5 Jahren Abklingzeit.

Ohne Bremsstrahlung („keine BS“) und ohne Gammateilchen aus Spontanspaltung („keine BS, Sp“).

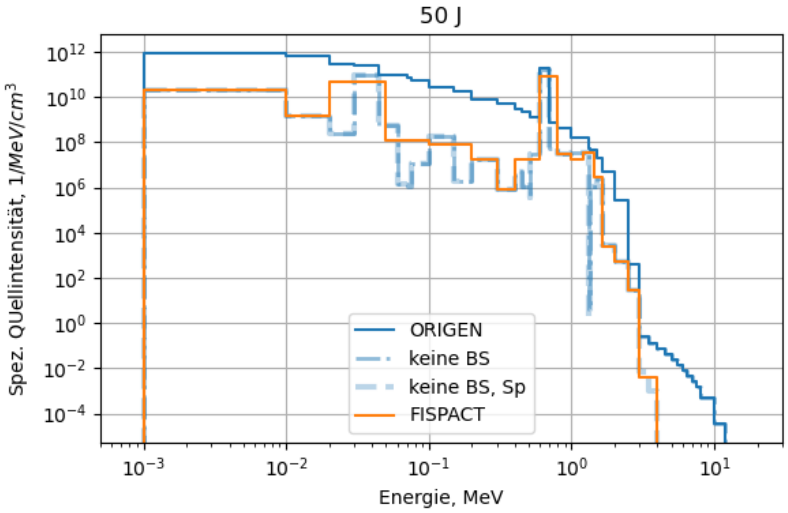


Abb. 2.29 Spektren der direkten Gammaquelle nach 50 Jahren Abklingzeit.

Ohne Bremsstrahlung („keine BS“) und ohne Gammateilchen aus Spontanspaltung („keine BS, Sp“).

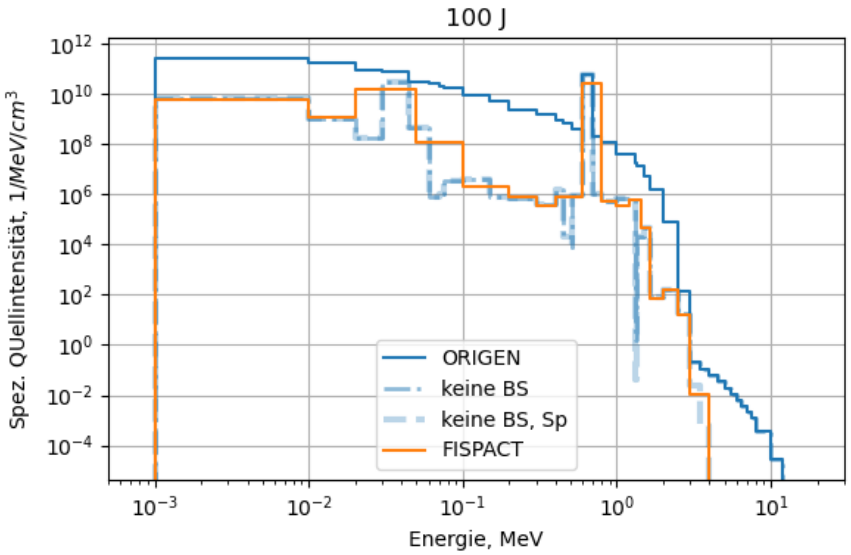


Abb. 2.30 Spektren der direkten Gammaquelle nach 100 Jahren Abklingzeit.

Dabei unterscheiden sich die Optionen ohne Bremsstrahlung („keine BS“) und ohne Gammateilchen aus Spontanspaltung („keine BS, Sp“).

2.3.4 Abschirmungsrechnungen

Die effektive Dosisleistung wird anhand der simulierten Teilchenflüsse auf einem menschlichen Phantom unter Verwendung von Dosiskonversionskoeffizienten

(„rotational geometry“) berechnet. Die in dieser Studie verwendeten Dosiskonversionskoeffizienten wurden in /ICRP 10/ veröffentlicht. Die Teilchenflüsse werden mithilfe von Detektoren des Typs 5 („Ring-Tallies“) in verschiedenen Abständen zur Seitenfläche des Behälters ermittelt: 0,1 cm, 1 m, 2 m, 5 m. Die Detektoren befinden sich in einer Höhe von 79,5 cm über dem Boden. Die simulierten Kernreaktionen basieren auf Standarddatenbibliotheken gemäß ENDF/B (Evaluated Nuclear Data File) oder JEF (Joint Evaluated Fission and Fusion Nuclear Data Library).

Für die Berechnung der Dosisleistung der Gammaquellen der Forschungsreaktoren wurde zur Verbesserung der Recheneffizienz das Varianzreduktionsverfahren der „mesh-based weight windows“ verwendet, siehe Kap. 2.2.4.4.

Zur Berechnung der Dosisleistung der Gammaquelle eines DWR-Reaktors wurde dasselbe Verfahren zur Varianzreduktion verwendet, wobei das Weight Window Mesh mit Hilfe des Codes ADVANTG /MOS 15b/ erzeugt wurde.

Da MCNP als Ergebnis die Dosisleistung pro simulierte Teilchen liefert, werden die ermittelten Werte mit der Gesamtintensität der Strahlungsquelle multipliziert, die sich aus den Berechnungen in Abschnitt 2.3.1 ergibt. Tab. 2.12 zeigt die Intensität der Strahlungsquelle in Photonen/s und Neutronen/s für die Brennelemente jedes der untersuchten Forschungsreaktoren zu den Abklingzeiten 5 Jahre, 40 Jahre und 100 Jahre. Hier ist besonders anzumerken, dass die Photonenintensität über 100 Jahre für alle Brennelemente um mehr als eine Größenordnung abfällt, dominiert von dem Zerfall von Cs-137, mit einer Halbwertszeit von etwa 30 Jahren, Tab. 2.6. Die Intensität der Neutronenquelle ist abhängig vom relativen Anteil von spaltbarem Material im jeweiligen Brennstoff und den bei der Bestrahlung entstandenen Zerfallsprodukten. Die Brennstäbe des BER II geben die stärkste Neutronenquelle ab, aber reduzieren ihre Intensität um die Hälfte über die Lagerzeit von 100 Jahren. Im Vergleich dazu stehen die Brennstäbe des TRIGA, deren Neutronenintensität sich kaum reduziert.

Tab. 2.12 Quellenintensität für jeden untersuchten Reaktor zu den Zeitpunkten 5 Jahre, 40 Jahre und 100 Jahre in Photonen/s und Neutronen/s

Zeit (a)	**5**		**40**		**100**	
Reaktor	P/s	N/s	P/s	N/s	P/s	N/s
FRM II (HEU)	3,11E+15	9,80E+05	8,74E+14	8,69E+05	2,12E+14	6,23E+05
FRM II (LEU)	2,09E+15	5,44E+04	6,10E+14	5,22E+04	1,49E+14	5,10E+04
TRIGA	1,29E+13	7,05E+02	5,46E+12	6,92E+02	1,33E+12	6,80E+02
BER II	2,72E+15	6,60E+06	7,56E+14	5,22E+06	1,87E+14	3,92E+06

Die Dosisleistung an den ausgewählten Positionen wird durch die Intensität und das Energiespektrum des lokalen Neutronen- bzw. Photonenflusses bestimmt. Eine präzise Modellierung der räumlichen Flussverteilung stellt daher eine wesentliche Voraussetzung für die zuverlässige Bestimmung der Dosisleistung dar. Jeder Abschirmrechnung wurden die sogenannten Mesh-Tallies zugeschrieben, um die räumliche Verteilung der modellierten Teilchen zu kontrollieren, zusammen mit den entsprechenden statistischen Fehlern. Die Ergebnisse der Abschirmrechnungen für die Quelle, die der Abbrandzone mit dem höchsten Abbrand im FRM II (HEU)-Brennelement nach einer Abklingzeit von 5 Jahren entspricht, sind auf den Abb. 2.31 - Abb. 2.33 dargestellt. Die drei Abbildungen zeigen in farblich abgestufter Darstellung oben horizontale und unten vertikale Schnitte durch den berechneten, normierten Neutronenfluss, sekundären Neutronenfluss und den direkten Neutronenfluss um den Behälter. Links ist jeweils der berechnete Fluss aufgetragen, während rechts der korrespondiere statistische Fehler aus der Monte Carlo Rechnung dargestellt ist.

In den horizontalen Schnitten ist die radiale Symmetrie der Behälter deutlich zu erkennen, während die vertikalen Schnitte den Einfluss der Behälterkomponenten auf die Flussverteilung wiederspiegeln:

- Im Boden- und Deckelbereich sowie im mittleren Bereich der vertikalen Seitenwand ist eine Erhöhung des Teilchenflusses zu beobachten.
- Die vertikale Verteilung des Neutronenflusses, Abb. 2.31, unten, weist ein symmetrisches Verhalten bezüglich der axialen Mittelebene bei z = 79,5 cm auf. Der Sekundärphotonenfluss, Abb. 2.32, und insbesondere der Primärphotonenfluss, Abb. 2.33, sind im Bereich unterhalb des Behälters höher als in den Bereichen

oberhalb des Behälters. Dies deutet auf die unterschiedliche Abschirmwirkung des Behälterdeckels und des Behälterbodens gegenüber Photonenstrahlung hin.

Quantitativ zeigen sich Unterschiede in der Abschirmwirkung gegenüber Neutronen und Photonen:

- Der Neutronenfluss wird um den Faktor 4,4E3 abgeschwächt. Er sinkt von einem Maximalwert von 5,3E-4 [1/cm^2/s] im Schacht auf 1,2E-7 [1/cm^2/s] in einem Abstand von 3 m zur Behälterwand. Die Werte sind auf eine Neutronenquellintensität von 1 [1/s] normiert.

- Der Sekundärphotonenfluss wird um den Faktor 3,8E4 reduziert. Er nimmt von 3,0E-5 [1/cm^2/s] auf 7,9E-9 [1/cm^2/s] ab. Auch diese Werte sind auf eine Neutronenquellintensität von 1 [1/s] normiert.

- Der Primärphotonenfluss weist die stärkste Abschwächung auf. Er reduziert sich um den Faktor 5,7E9, von 1,1E-4 [1/cm^2/s] im Schacht auf 2,0E-14 [1/cm^2/s] in einem Abstand von 3 m zur Behälterwand. Die Werte sind auf eine Gammaquellintensität von 1 [1/s] normiert.

Diese Faktoren zeigen die Abschirmfähigkeit des Containers und deuten auf die Notwendigkeit der Anwendung von Methoden der Varianzreduktion, besonders für den Transport von direkten Photonen (Abb. 2.33), hin. Für Abschirmrechnungen wurde die Weight-Window-Methode verwendet, siehe Kap.2.2.4.4. Der statistische Fehler des berechneten Teilchenflusses lag für Neutronen und Sekundärphotonen im gesamten betrachteten Raumbereich unter 10 %, siehe Abb. 2.31 und Abb. 2.32, rechts. Für den Primärphotonenfluss unter Anwendung der Weight-Window-Methode wurden statistische Fehler von über 10 % lediglich in überwiegend quellenfernen Bereichen beobachtet. Diese Regionen sind in Abb. 2.33, rechts, grau markiert.

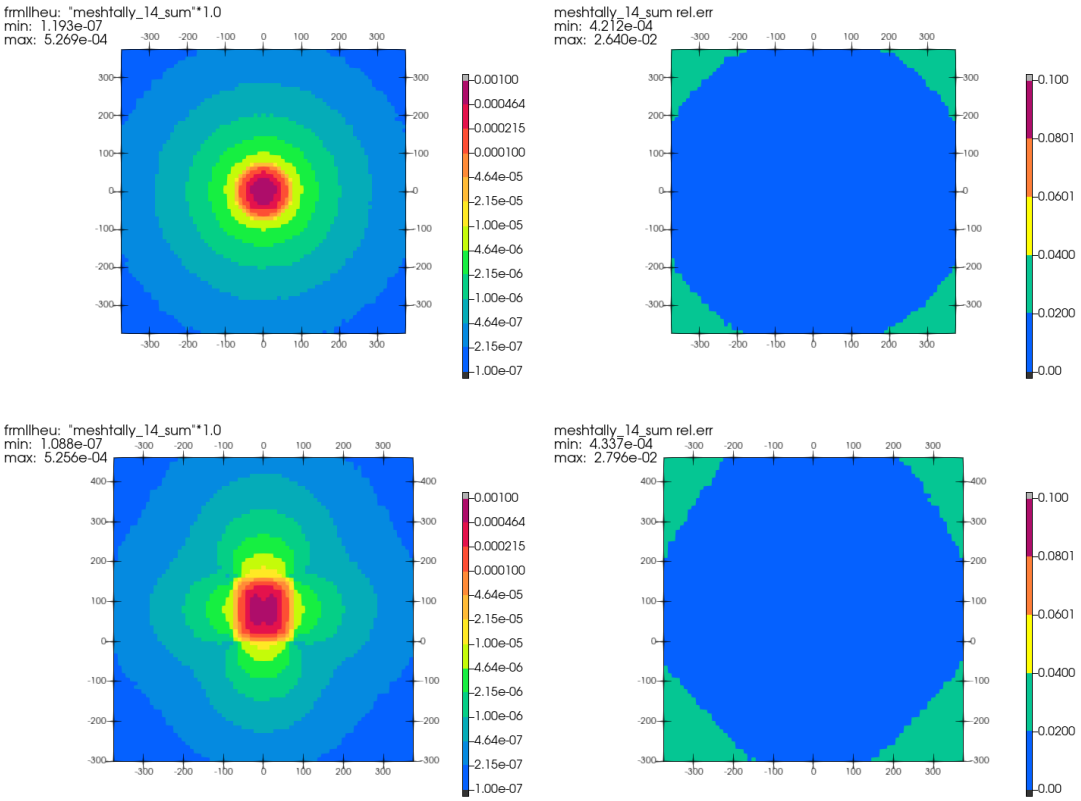


Abb. 2.31 Neutronenfluss um den Container für die Neutronenquelle aus dem FRM II (HEU)-BE, normiert auf ein Quellneutron

Links: Neutronenflussverteilung, horizontaler Schnitt durch die Containermitte (oben) und vertikaler Schnitt (unten). Rechts: relativer statistischer Fehler.

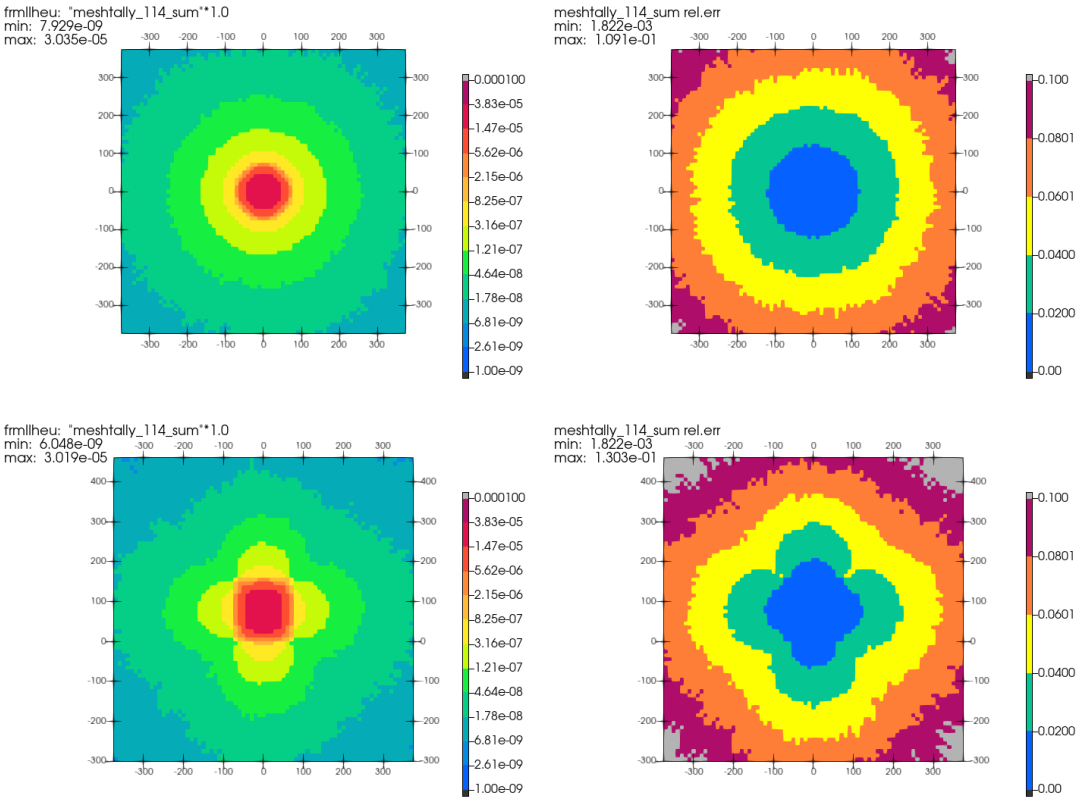


Abb. 2.32 Sekundärer Photonenfluss um den Container für die Neutronenquelle aus dem FRM II (HEU)-BE, normiert auf ein Quellneutron

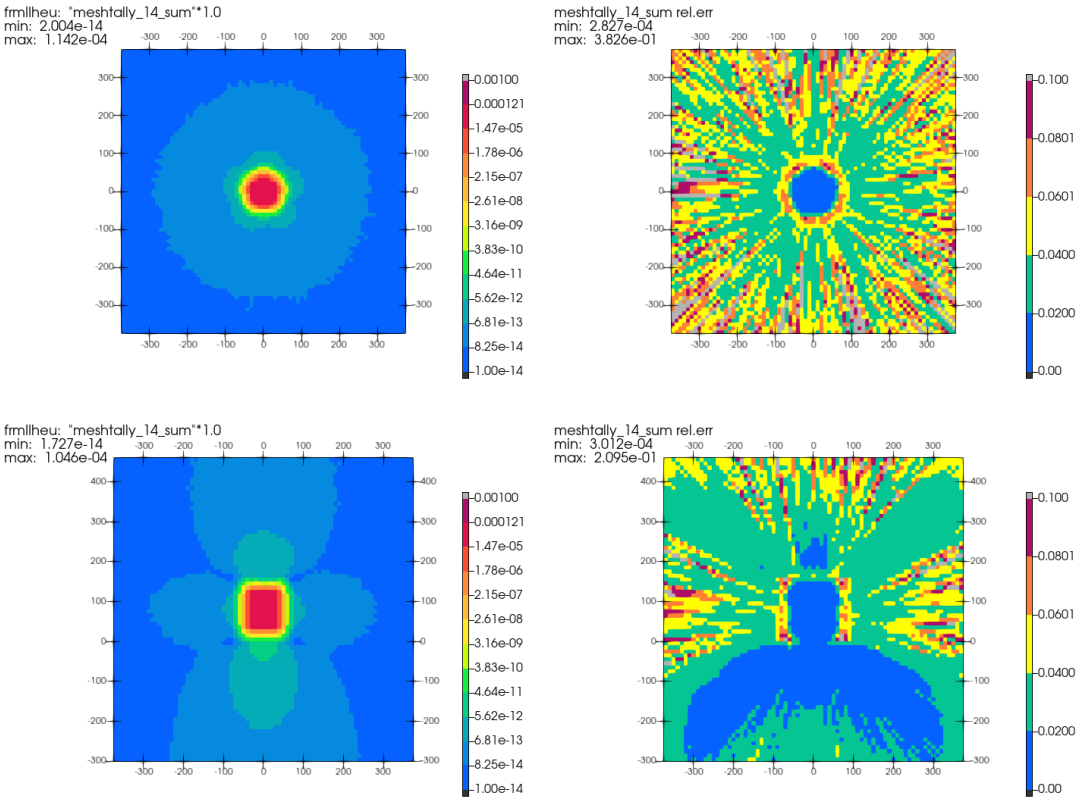


Abb. 2.33 Direkter Photonenfluss um den Container, für die Photonenquelle aus dem FRM II (HEU)-BE, normiert auf ein Quellphoton

Die räumlichen Verteilungen des Neutronen- und Photonenflusses für die übrigen betrachteten Quellterme (unterschiedliche Reaktortypen und Abklingzeiten) weisen ein qualitativ ähnliches Verhalten, wie in den Abb. 2.31 - Abb. 2.33 dargestellt, auf. Die quantitativen Unterschiede, insbesondere die Flussabschwächung in radialer Richtung sowie die zugehörigen statistischen Fehler, sind in Tab. 2.13 zusammengefasst.

Tab. 2.13 Flussabschwächung und Spanne des statistischen Fehlers

Fluss Typ, FR	Abschwächung, min – max, Verhältnis max/min	Spanne rel. stat. Fehler, min – max
Neutronen		
FRM II (HEU)	1,19E-07 – 5,27E-04 4,4E+03	4,2E-04 – 2,6E-02
FRM II(LEU)	1,26E-07 – 5,19E-04 4,1E+03	4,2E-04 – 2,6E-02
TRIGA	1,49E-07 – 4,34E-04 2,9E+03	4,5E-04 – 2,4E-02
BER II	1,44E-07 – 4,35E-04 3,0E+03	4,5E-04 – 2,4E-02
Sekundärphotonen		
FRM II (HEU)	7,93E-09 – 3,04E-05 3,8E+03	1,8E-03 – 1,1E-01
FRM II(LEU)	7,92E-09 – 3,48E-05 4,4E+03	1,4E-03 – 1,1E-01
TRIGA	7,87E-09 – 4,15E-05 5,3E+03	1,5E-03 – 4,1E-01
BER II	7,89E-09 – 3,35E-05 4,2E+03	1,7E-03 – 1,1E-01
Primärphotonen		
FRM II (HEU)	2,00E-14 – 1,14E-04 5,7E+09	2,8E-04 – 3,8E-01
FRM II(LEU)	1,94E-14 – 1,12E-04 5,8E+09	2,8E-04 – 3,1E-01
TRIGA	1,00E-14 – 1,31E-04 1,3E+10	2,8E-04 – 3,6E-01
BER II	4,10E-14 – 1,32E-04 3,2E+09	2,8E-04 – 2,7E-01

2.3.4.1 FRM II (HEU)

Die Dosisleistung der Gammaquelle (Tab. 2.14) hat nach einer Abklingzeit von 5 Jahren einen Wert von 38 µSv/h an der Oberfläche des Behälters, während sie in 5 m Entfernung nur 0,8 µSv/h beträgt. Die Werte der Dosisleistung verringern sich mit der Zeit und sind nach 100 Jahren um mehr als zwei Größenordnungen geringer.

Die Dosisleistung der Neutronenquelle (Tab. 2.15) hat nach 5 Jahren Lagerung einen Wert von 1,5 µSv/h und sinkt in 5 m Entfernung vom Behälter auf 0,018 µSv/h ab. Im Gegensatz zur Gamma-Dosisleistung nimmt die Neutronen-Dosisleistung im Laufe von 100 Jahren um weniger als eine Größenordnung ab. Nach einer Abklingzeit von 40 Jahren stellt der Beitrag der Neutronenquelle die dominierende Komponente der Gesamtdosis dar.

Sekundärgammaquanten entstehen infolge von Kernreaktionen zwischen Neutronen und Atomkernen, z.B. die unelastische Streuung sowie der Neutroneneinfang, und erzeugen eine Dosisleistung, die um 1 bis 2 Größenordnungen geringer ist als die Dosisleistung der Gammaquelle (Tab. 2.16).

Tab. 2.14 Dosisleistung in µSv/h aus der Gammaquelle der Brennelemente des Forschungsreaktors FRM II (HEU)

Abstand / Zeit, J	0.1cm	1m	2m	5m
5	37,82 ± 2%	8,68 ± 1%	3,456 ± 1%	0,755 ± 1%
40	0,83 ± 2%	0,19 ± 1%	0,073 ± 1%	0,016 ± 1%
100	0,18 ± 3%	0,04 ± 1%	0,016 ± 1%	0,003 ± 1%

Tab. 2.15 Dosisleistung in µSv/h aus der Neutronenquelle der Brennelemente des Forschungsreaktors FRM II (HEU)

Abstand / Zeit, J	0.1cm	1m	2m	5m
5	1,5 ± 0,1%	0,23 ± 0,03%	0,086 ± 0,03%	0,018 ± 0,02%
40	1,4 ± 0,1%	0,21 ± 0,03%	0,077 ± 0,03%	0,016 ± 0,02%
100	1,0 ± 0,1%	0,15 ± 0,03%	0,055 ± 0,03%	0,011 ± 0,02%

Tab. 2.16 Dosisleistung in µSv/h aus sekundären Photonen der Neutronenquelle der Brennelemente des Forschungsreaktors FRM II (HEU)

Abstand / Zeit, J	0.1cm	1m	2m	5m
5	0,014 ± 0,6%	0,0023 ± 0,1%	8,5E-4 ± 0,1%	1,8E-4 ± 0,1%
40	0,013 ± 0,5%	0,0021 ± 0,1%	7,5E-4 ± 0,1%	1,6E-4 ± 0,1%
100	0,009 ± 0,5%	0,0015 ± 0,1%	5,4E-4 ± 0,1%	1,1E-4 ± 0,2%

2.3.4.2 FRM II (LEU)

Die berechnete Dosisleistung der Gammaquelle in Tab. 2.17 weist nach 5 Jahren Abklingzeit an der Behälteroberfläche einen Wert von 25,6 µSv/h auf. Mit zunehmender Entfernung sinkt die Dosisleistung auf 0,5 µSv/h in 5 m Abstand. Im Zuge der weiteren Lagerung verringern sich die Dosisleistungswerte kontinuierlich und liegen nach 100 Jahren um 2 Größenordnungen unter dem anfänglichen Wert. Die Ergebnisse der Dosisleistungsberechnung in Tab. 2.18 zeigen, dass die Neutronenquelle nach fünf Jahren

Abklingzeit an der Behälteroberfläche eine Dosisleistung von 0,097 µSv/h hat. In einer Entfernung von 5 m reduziert sich dieser Wert auf 0,0011 µSv/h. Die Neutronen-Dosisleistung nimmt mit fortschreitender Abklingzeit im Betrachtungszeitraum nicht merklich ab. Auch hier erzeugen Sekundärphotonen im Vergleich zur Gamma-Quelle eine vernachlässigbare Dosisleistung, mit einem Wert von $7{,}95 \cdot 10^{-4}$ µSv/h nach fünf Jahren Lagerung (Tab. 2.19).

Tab. 2.17 Dosisleistung in µSv/h aus der Gammaquelle der Brennelemente des Forschungsreaktor FRM II (LEU)

Abstand / Zeit, J	0.1cm	1m	2m	5m
5	25,6 ± 2%	5,83 ±1%	2,32 ± 1%	0,506 ± 1%
40	0,5 ±2%	0,12 ±1%	0,05 ± 1%	0,010 ± 1%
100	0,1 ±2%	0,03 ±1%	0,01 ± 1%	0,002 ± 1%

Tab. 2.18 Dosisleistung in µSv/h aus der Neutronenquelle der Brennelemente des Forschungsreaktor FRM II (LEU)

Abstand / Zeit, J	0.1cm	1m	2m	5m
5	0,097 ± 0,1%	0,015 ± 0,03%	5,4E-3 ± 0,03%	1,1E-3 ± 0,02%
40	0,093 ± 0,1%	0,014 ± 0,03%	5,2E-3 ± 0,03%	1,1E-3 ± 0,02%
100	0,091 ± 0,1%	0,014 ± 0,03%	5,1E-3 ± 0,03%	1,1E-3 ± 0,02%

Tab. 2.19 Dosisleistung in µSv/h aus sekundären Photonen der Neutronenquelle der Brennelemente des Forschungsreaktor FRM II (LEU)

Abstand / Zeit, J	0.1cm	1m	2m	5m
5	7,95E-4 ± 0,7%	1,27E-4 ± 0,1%	4,67E-5 ± 0,1%	9,63E-6 ± 0,1%
40	7,54E-4 ± 0,6%	1,22E-4 ± 0,2%	4,48E-5 ± 0,1%	9,24E-6 ± 0,1%
100	7,38E-4 ± 0,5%	1,19E-4 ± 0,1%	4,37E-5 ± 0,1%	9,03E-6 ± 0,1%

2.3.4.3 TRIGA

Die Dosisleistung der TRIGA Brennelemente im TLB (Tab. 2.20) hat nach einer Abklingzeit von 5 Jahren einen Wert von 0,054 µSv/h an der Oberfläche des Behälters, während sie in 5 m Entfernung nur 0,001 µSv/h beträgt. Die Werte der Dosisleistung verringern sich nach 100 Jahren um etwa eine Größenordnung.

Die berechnete Dosisleistung der Neutronenquelle (Tab. 2.21) hat nach 5 Jahren Lagerung einen Wert von $1{,}6 \cdot 10^{-3}$ µSv/h und sinkt in 5 m Entfernung vom Behälter auf $1{,}9 \cdot 10^{-5}$ µSv/h ab. Im Gegensatz zur Gamma-Dosisleistung nimmt die Neutronen-Dosisleistung im Laufe von 100 Jahren nicht beträchtlich ab.

Wie in Tab. 2.22 dargestellt, überschreitet die durch Sekundärphotonen erzeugte Dosisleistung $9{,}85 \cdot 10^{-6}$ µSv/h nicht.

Tab. 2.20 Dosisleistung in µSv/h aus der Gammaquelle der Brennelemente des Forschungsreaktor TRIGA

Abstand / Zeit, J	0.1cm	1m	2m	5m
5	0,0542 ± 2%	0,012 ± 0,9%	4,7E-3 ± 0,8%	1,0E-3 ± 0,8%
40	0,0129 ± 2%	2,8E-3 ± 0,7%	1,1E-3 ± 0,7%	2,3E-4 ± 0,6%
100	0,0029 ± 2%	6,2E-4 ± 0,8%	2,4E-4 ± 0,7%	5,2E-5 ± 0,7%

Tab. 2.21 Dosisleistung in µSv/h aus der Neutronenquelle der Brennelemente des Forschungsreaktor TRIGA

Abstand / Zeit, J	0.1cm	1m	2m	5m
5	1,62E-3 ± 0,1%	2,5E-4 ± 0,02%	9,2E-5 ± 0,02%	1,9E-5 ± 0,02%
40	1,59E-3 ± 0,1%	2,5E-4 ± 0,02%	9,1E-5 ± 0,02%	1,9E-5 ± 0,02%
100	1,57E-3 ± 0,1%	2,4E-4 ± 0,02%	8,9E-5 ± 0,02%	1,9E-5 ± 0,02%

Tab. 2.22 Dosisleistung in µSv/h aus sekundären Photonen der Neutronenquelle der Brennelemente des Forschungsreaktor TRIGA

Abstand / Zeit, J	0.1cm	1m	2m	5m
5	9,9E-6 ± 0,8%	1,6E-6 ± 0,2%	5,9E-7 ± 0,1%	1,2E-7 ± 0,1%
40	9,6E-6 ± 0,5%	1,6E-6 ± 0,2%	5,8E-7 ± 0,1%	1,2E-7 ± 0,2%
100	9,5E-6 ± 0,8%	1,5E-6 ± 0,2%	5,7E-7 ± 0,1%	1,2E-7 ± 0,1%

2.3.4.4 BER II

Die Photonendosisleistung der BER II-Brennelemente im TLB (Tab. 2.23) beträgt nach einer Abklingzeit von 5 Jahren einen Wert von 60,67 µSv/h an der Oberfläche des Behälters, während sie in 5 m Entfernung nur 1,134 µSv/h beträgt. Die Werte der

Photonendosisleistung verringern sich mit der Zeit und sind nach 100 Jahren um zwei Größenordnungen geringer. Die berechnete Dosisleistung der Neutronenquelle (Tab. 2.24) hat einen Wert von 14,4 µSv/h an der Behälteroberfläche und sinkt in 5 m Entfernung vom Behälter auf 0,17 µSv/h ab. Im Gegensatz zur Gamma-Dosisleistung nimmt die Neutronen-Dosisleistung im Laufe von 100 Jahren nur gering ab.

Sekundärphotonen erzeugen im Vergleich zur Gamma-Quelle eine vernachlässigbare Dosisleistung, mit einem maximalen Wert von $9{,}3\cdot\times10^{-2}$ µSv/h (Tab. 2.25).

Tab. 2.23 Dosisleistung in µSv/h aus der Gammaquelle der Brennelemente des Forschungsreaktors BER II

Abstand / Zeit, J	0.1cm	1m	2m	5m
5	60,67 ± 2%	13,05 ± 0,5%	5,18 ± 0,5%	1,134 ± 0,5%
40	2,01 ± 2%	0,427 ± 0,6%	0,17 ± 0,6%	0,036 ± 0,6%
100	0,40 ± 2%	0,084 ± 0,7%	0,03 ± 0,7%	0,007 ± 0,7%

Tab. 2.24 Dosisleistung in µSv/h aus der Neutronenquelle der Brennelemente des Forschungsreaktors BER II

Abstand / Zeit, J	0.1cm	1m	2m	5m
5	14,4 ± 0,1%	2,2 ± 0,02%	0,82 ± 0,02%	0,17 ± 0,02%
40	11,0 ± 0,1%	1,7 ± 0,02%	0,63 ± 0,02%	0,13 ± 0,02%
100	8,2 ± 0,1%	1,3 ± 0,02%	0,47 ± 0,02%	0,10 ± 0,02%

Tab. 2.25 Dosisleistung in µSv/h aus sekundären Photonen der Neutronenquelle der Brennelemente des Forschungsreaktors BER II

Abstand / Zeit, J	0.1cm	1m	2m	5m
5a	9,30E-2 ± 0,7%	1,50E-2 ± 0,1%	5,55E-3 ± 0,1%	1,15E-3 ± 0,1%
40a	7,33E-2 ± 0,6%	1,19E-2 ± 0,1%	4,40E-3 ± 0,1%	9,10E-4 ± 0,1%
100a	5,55E-2 ± 0,9%	8,97E-3 ± 0,1%	3,30E-3 ± 0,1%	6,85E-4 ± 0,1%

3 Untersuchungen zu sicherheitsrelevanten Fragestellungen bei den erzielten Rechenergebnissen und Vergleich mit LWR-Brennstoffen

3.1 Kritikalität

Kritikalitätsrechenverfahren werden üblicherweise durch die Nachrechnung kritischer Benchmark-Experimente validiert, die gegenüber dem untersuchten System eine hinreichende Ähnlichkeit im Hinblick auf Spaltstoffe, Moderator- und Absorbermaterialien, Geometrie, Moderationsverhältnis, usw. eine hinreichende Ähnlichkeit bzw. Abdeckung aufweisen. Das International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP)-Handbook enthält eine umfangreiche Sammlung an unterschiedlichen, evaluierten Benchmarkspezifikationen für die Kritikalitätssicherheit. Die Datenbasis beruht auf einer Vielzahl experimenteller Kritikalitätsversuche weltweit. Das Handbuch stellt detailliert dokumentierte Referenzexperimente bereit und dient als Grundlage für die Verifizierung und Validierung von Rechenmethoden und Nukleardaten im Bereich der Kritikalitätssicherheit. Zusätzlich steht eine grafische Benutzeroberfläche zur Verfügung. Diese Anwendung ermöglicht Suche und Filterung der im Handbuch enthaltenen Benchmarks anhand verschiedener Kriterien, z. B. Materialzusammensetzung, Geometrie, Neutronenspektrum.

Relevante Benchmark-Spezifikationen für Anordnungen mit FR-BE wurden anhand von Kriterien ausgewählt, die eine Übereinstimmung mit den Eigenschaften der im Projekt betrachteten Forschungsreaktoren gewährleisten. Die Auswahl erfolgte nach folgenden Merkmalen:

- Hüllrohrmaterial (Cladding): Aluminium (alle FR)
- Reflektormaterialien: Beryllium (BER II), Graphit (TRIGA),
- Brennstoffgeometrie: rechteckige (BER II) sowie gebogene (FRM II) Brennstoffplatten
- Brennstoffmaterialien U-Silizid (FRM II und BER II), U-Hydrid (TRIGA), U-Mo-Legierung (FRM II LEU).

Die erforderliche chemische Zusammensetzung des Brennstoffmaterials begrenzt die Auswahl und Anzahl der direkt geeigneten Benchmarks (Tab. 3.1).

Tab. 3.1 Für FR relevante Benchmarks

FR	Suchkriterien	Benchmarks
FRM HEU, BER	U-Si-Brennstoff	IEU-COMP-THERM-014 [a]
FRM LEU	U-Mo-Brennstoff	LEU-COMP-THERM-103 [c]
TRIGA	Keyword „TRIGA“, U-H-Brennstoff	IEU-COMP-THERM-003 [d] IEU-COMP-THERM-013 [e]

Bei [a] handelt es sich um einen Wasserbecken-Reaktor. Die Brennelemente sind vom MTR-Typ mit rechteckigen Platten, die U_3Si_2 mit 19,7% Urananreicherung beinhalten. Der Benchmark eignet sich am besten für BER II. Von FRM II (HEU) unterscheidet es sich bei Plattenform und bei Anreicherung.

In Benchmark [c] handelt es sich um eine kritische Anordnung von LEU-Brennstoff (UO_2) mit Wassermoderator, mit U-Mo-Brennstoffplatten in der Kernmitte. Die U-Mo-Brennstoffplatten (U-Mo-Stärke 0,76 mm), zusammengebündelt in einem Acrylcontainer, wurden in der Kernmitte platziert, um den Einfluss auf k_{eff} zu messen. Dieser Benchmark wird als für den FRM II in LEU-Konfiguration relevant eingestuft, da eine Übereinstimmung hinsichtlich der U-Anreicherung, des durch einen Wassermoderotor geprägten thermischen Neutronenspektrum sowie der Brennstoffplattengeometrie vorliegt.

Die beiden Benchmarks, die für TRIGA durch das Keyword gefunden wurden, [d] und [e], beschreiben die TRIGA-Anlagen: [d] beschreibt die Messungen während der Inbetriebnahme von TRIGA in Ljubljana, und [e] beschreibt die Messungen bei Beladung des NRAD-Reaktors (vom TRIGA-Typ) mit LEU-Brennstoff. Die beiden Benchmarks werden als relevant für TRIGA eingestuft.

3.2 Vergleiche von Forschungsreaktoren mit DWR-Brennelementen

Für eine bessere Einordnung der in 2.3 diskutierten Ergebnisse werden gesamte Gebinde (Brennelemente in Transport- und Lagerbehälter verpackt) an mehreren Zeitpunkten der Lagerung betrachtet und mit der Lagerung von konventionellen LWR-Brennelementen verglichen.

Um sicherheitsrelevante Aussagen treffen zu können, werden alle Vergleiche pro Gebinde, Behälter inklusive Inhaltes, gemacht. Für die Vergleiche von Inventar (3.2.2), Nachzerfallsleistung (3.2.4) und Strahlungsquellterm (3.2.5) bedeutet dies praktisch, dass der Inhalt des, für die Art Brennstoff angemessenen, Behälters verglichen wird. Die

Kombinationen aller Vergleichsfälle sind in Tab. 3.2 dargestellt. Die angegebene Masse des Behälterinhaltes bezieht sich ausschließlich auf die Masse des Brennstoffmaterials. Cladding-, Konstruktionsmaterialien sowie der Korb sind in dieser Masse nicht enthalten. Für die Brennelemente von Forschungsreaktoren ist der Behälter ein generischer TLB nach dem CASTOR MTR3, wie in Kapitel 2.2.4.1 beschrieben, und für die DWR-Brennelemente wurde ein generischer TLB nach dem CASTOR V-19 (Kapitel 3.2.1) für diese Vergleiche genutzt. In Tab. 3.2 sind vor allem die großen Unterschiede zwischen den Massen des Behälterinhaltes zu beachten, siehe Abb. 3.1. Die Geometrien und Beladungen des generischen TLB für Forschungsreaktor Brennelemente sind im Detail respektive in den Kapiteln 2.3.1 und 2.3.2 beschrieben.

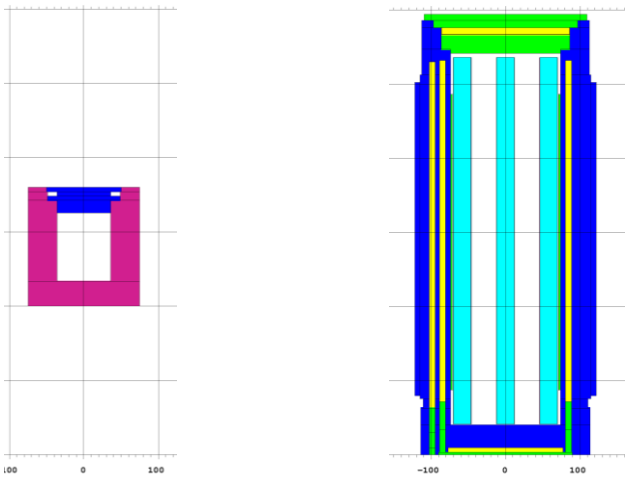


Abb. 3.1 Vergleich Behälter für FR-BE (links) und für DWR (rechts)

Die Abbildungen zeigen die vertikalen Querschnitte der in den Abschirmungsberechnungen verwendeten MCNP-Modelle der Behälter für FR-BE (links) und für DWR-BE (rechts). Beide Darstellungen sind im identischen Maßstab ausgeführt.

Tab. 3.2 Kombinationen aus Brennelementen und Behältern für die Vergleichsrechnungen

Brennelement	Behälter	Anzahl der BE im Behälter	Masse Schwermetall
16x16 DWR 40GWd/SM	Generischer TLB (nach CASTOR V-19)	19	9,67 Mg
FRM II (HEU)	Generischer TLB (nach CASTOR MTR3)	5	35 kg
FRM II (LEU)	Generischer TLB (nach CASTOR MTR3)	5	230 kg
BER II	Generischer TLB (nach CASTOR MTR3)	33	45 kg
TRIGA	Generischer TLB (nach CASTOR MTR3)	16	2,8 kg

3.2.1 DWR-Brennelemente

Die für Forschungsbrennelemente berechneten Größen werden mit einem konventionellen Brennelement in einem HAW-Abfallgebinde verglichen. Für die Berechnung von Abbränden und Zerfallsdaten für diesen Vergleich wurden die Beladung mit Brennelementen aus einem Siemens 16x16-20-UO_2-Druckwasserreaktor (DWR) betrachtet. Dies ist einer der Standardrechenfälle aus /TZI 25/ zur Inventarcharakterisierung und ist dort ausführlich dokumentiert.

Die Auswahl dieses Brennelementes deckt einen Großteil der routinemäßigen Rechnungen für konventionelle Beladungen ab. Die für die Berechnung gewählten Parameter sind in Tab. 3.3 dargestellt. Für die Berechnungen wurde ein Zyklus von 365 Tagen mit Nullleistung und vier Zyklen mit 305 Tagen Bestrahlung und 60 Tagen Revision durchgeführt. Als repräsentativer Abbrand wurde 40 GWd/Mg SM berechnet.

Tab. 3.3 Zusammenfassung der Parameter für die DWR-Referenzrechnung

	Siemens 16x16 UO_2
BE-Geometrie	16x16-20
Kontrollstäbe innen (cm)	1,29
Kontrollstäbe außen (cm)	1,37
BE-Kasten innen (cm)	22,88
BE-Kasten außen (cm)	22,88

	Siemens 16x16 UO_2
GAP-Kasten zu Kasten (cm)	0,1
Abbrand (GWd)	5; 40; 60
Basis	
Uranvektor (%)	4,4 U-235 0,04 U-234 0,0 U-236 Rest U-238
Dichte (g/cm^3)	10,45 (0,9753)
Pellet-Durchmesser (cm)	0,911
Gap (cm) Pellet-Hüllrohr einfach	0,0095
Cladding-Innendurchmesser (cm)	0,93
Cladding-Außendurchmesser (cm)	1,075
Cladding-Dichte (g/cm³)	6,50
Cladding-Material	Zircaloy-2
Führungsrohrmaterial	Edelstahl
Gitterabstand (cm) – pitch	1,43
Kühlmittel	Wasser
Kühlwassertemperatur (K)	573.1
Kühlmitteldruck (MPa)	15,8
Kühlmitteldichte (g/cm³)	0,7274
Dampfblasengehalt (%)	-
Borkonzentration (ppm)	500
5 GWd	4x305 Tage; 4,1 MW; 100 %
40 GWd	4x305 Tage; 32,79 MW; 100 %
60 GWd	4x305 Tage; 53,28 MW; 150 % (65 GWd)
Abklingzeiten (Jahre)	5, 10, 15, 20, 25, 30, 35, 40, 45, 50, 75, 100, 150, 200

Um das Inventar und damit den Quellterm für die Dosisberechnung zu bestimmen, wird zu Beginn eine Abbrandrechnung durchgeführt. Mit WANIRAS als Schnittstelle wird zur Quelltermberechnung der Abbrandcode ORIGEN/SCALE und das Paket ORIGAMI für das Uranoxid-Brennelement angesteuert.

ORIGEN Assembly Isotopics (ORIGAMI) ist ein Computerprogramm, das detaillierte Isotopenzusammensetzungen für Leichtwasserreaktor-Brennelemente für UO_2-Brennstoffe berechnet. Es verwendet den ORIGEN-Transmutationscode und vorgenerierte

ORIGEN-Bibliotheken für eine bestimmte Brennelement-Leistungsverteilung. Außerdem besteht die Möglichkeit, benutzerdefinierte ORIGEN-Wirkungsquerschnittsbibliotheken für verschiedene Brennstofftypen zu generieren. Für die Anwendung in WANIRAS wurden Bibliotheken für deutsche Druckwasserreaktoren in TRITON generiert, die hier genutzt werden.

Für die Berechnung der Strahlungsbelastung eines gesamten Gebindes bietet das GRS-Tool WANIRAS eine Vorlage für das MCNP-Modell der Geometrie eines generischen Transport- und Lagerbehälters. Das MCNP-Modell basiert auf dem Geant4-Modell (Abb. 3.2), das für eine Studie in /BRA 24/ erstellt wurde. Als Grundlage für das Geant4-Modell diente der CASTOR V/19, ein häufig verwendeter Behälter für die Lagerung und den Transport bestrahlter Kernbrennstoffe, der von GNS hergestellt wird. Die Abmessungen des Behälters sind in Für die Berechnung der Strahlungsbelastung eines gesamten Gebindes bietet das GRS-Tool WANIRAS eine Vorlage für das MCNP-Modell der Geometrie eines generischen Transport- und Lagerbehälters. Das MCNP-Modell basiert auf dem Geant4-Modell, das für eine Studie in /BRA 24/ erstellt wurde. Als Grundlage für das Geant4-Modell diente der CASTOR V/19 für die Lagerung und den Transport bestrahlter Kernbrennstoffe. Die Abmessungen des Behälters (in der Lagerkonfiguration) sind in Tab. 3.4 aufgelistet.

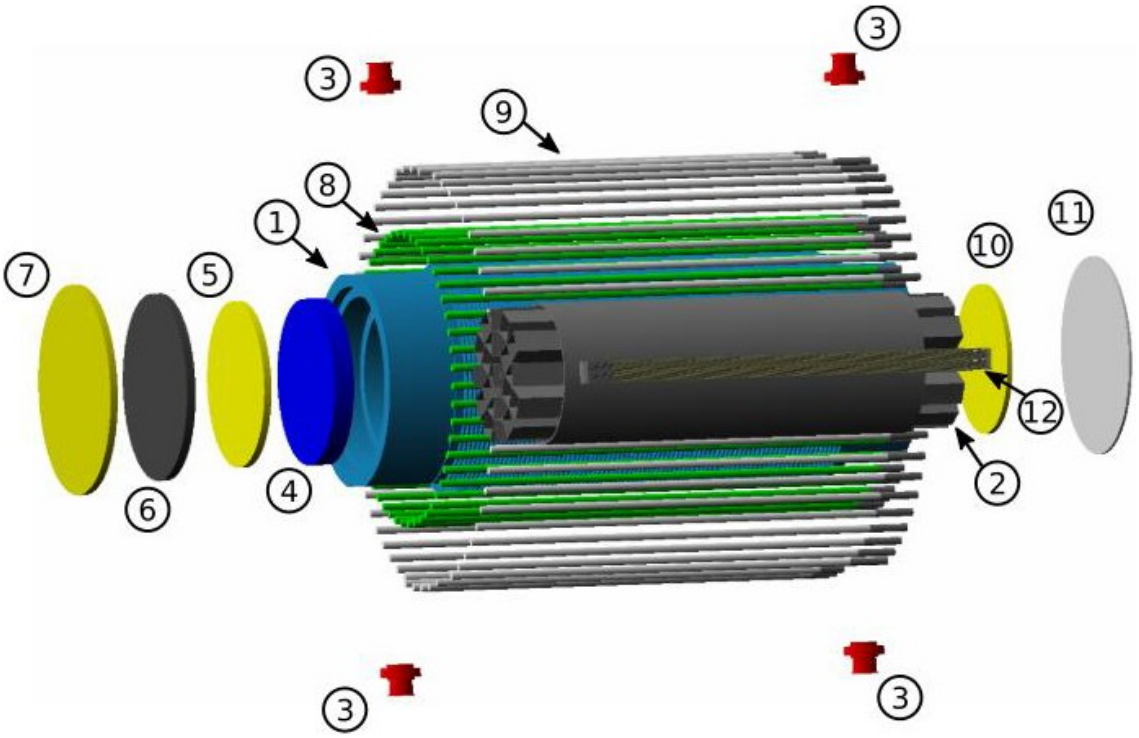


Abb. 3.2 Explosionszeichnung des generischen Behältermodels

Nach /BRA 24/. Das Behältermodell besteht aus den folgenden Komponenten: Monolithischer Behälterkörper (1), Tragkorb (2), Tragezapfen (3), Primärdeckel (4), Polyethylenplatten (5 und 10), Sekundärdeckel (6), Schutzplatte (7), Polyethylenstäbe und Abschlussstopfen im Matelbereich (8 und 9) und Bodenplatte (11).

Tab. 3.4 Abmessungen des generischen Transport- und Lagerbehälters für Druckwasserreaktor-Brennelemente

Größen	Maße
Höhe	594 cm
Radius (inkl. Kühlrippen)	122 cm
Tragkorbradius	74 cm
Anzahl der Schächte für Brennelemente	19

Für die Rechnungen der vorliegenden Arbeit wurden mehrere Vereinfachungen vorgenommen, z. B. bei den Formen der Kühlrippen und des Tragezapfens. Die 19 bestrahlten Brennelemente werden homogen in 19 Schächte verteilt. Diese Vereinfachungen verringern die Berechnungszeit für MCNP, ohne die Ergebnisse in Bezug auf die Dosisleistung wesentlich zu beeinflussen.

Für die Dosisberechnung als Vergleich zu den Forschungsreaktor-Brennelementen wurde das oben beschriebene 16x16-DWR-Brennelement mit einem Abbrand von

40 GWd/MgSM für alle Positionen des TLB eingesetzt. Für die Berechnung der Dosis bedeutet dies eine Skalierung der Intensität von 1 MgSM aus der SCALE-Rechnung auf 9,67 Mg. Unter der Annahme einer Lagerung im Abklingbecken von fünf Jahren und anschließender Verpackung in den generischen TLB wurde die Photonen- und Neutronendosis mit 10^{11} bzw. 10^{8} Teilchen simuliert. Alle Rechnungen wurden mit ICRP 116 Dosiskonversionsfaktoren (DCF) für die effektive Dosis in der ROT-Geometrie durchgeführt, d. h. das Strahlungsfeld wird rotationssymmetrisch um die Person angenommen, für die die Dosis berechnet wird /ICRP 10/. Die Dosis ist mit Ring-Tallies bei 0 m, 1 m, 2 m und 5 m in einer Höhe von 288,6 cm, entspricht der Mitte der Brennelemente, angegeben.

3.2.2 Inventar

Der Vergleich der Inventare wird jeweils für das gesamte Gebinde an mehreren Zeitpunkten der Lagerung betrachtet. Die Gewichtsanteile der Nuklide mit dem größten Beitrag zur Gesamtmasse des jeweiligen Brennstoffs sind in Tab. 3.5 zusammengefasst.

In DWR-Brennelementen wird die Brennstoffmasse wie erwartet von U-238 und O-16 dominiert. Dies ist nicht der Fall für die Brennstoffe aus Forschungsreaktoren. Im Fall von FRM II LEU- und HEU-Konfigurationen und BER II ist die Brennelementmasse von U-238 und U-235 dominiert. Im TRIGA-Brennstoff stellt Zirkonium den größten Anteil an der Gesamtmasse des Brennstoffs dar. In allen Brennstoffen bleiben die Gewichtsanteile konstant mit der Zeit.

Tab. 3.5 Prozentuale Gewichtsanteile der Nuklide mit dem größten Beitrag zur Gesamtmasse der betrachteten Brennstoffe 5, 40 und 100 Jahre nach der Bestrahlung

DWR	5	40	100
U-238	81,9	81,9	81,9
O-16	11,8	11,8	11,8
U-235	1,1	1,1	1,1

FRM II (HEU)	5	40	100
U-235	43,7	43,7	43,7
Al-27	42,1	42,1	42,1
Si-28	4,1	4,1	4,1
U-238	3,6	3,6	3,6
U-236	1,9	1,9	1,9

FRM II (LEU)	5	40	100
U-238	71,9	71,9	71,9
U-235	15,1	15,1	15,1
Mo-98	2,5	2,5	2,5
Mo-96	1,7	1,7	1,7

TRIGA	5	40	100
Zr-90	46,1	46,1	46,1
Zr-94	16,3	16,3	16,3
Zr-92	15,7	15,7	15,7
Zr-91	10,2	10,2	10,2
U-238	6,4	6,4	6,4
U-235	1,3	1,3	1,3
H-1	1,0	1,0	1,0

BER II	5	40	100
U-238	51,1	51,1	51,1
Al-27	30,0	30,0	30,0
U-235	4,7	4,7	4,7
Si-28	4,7	4,7	4,7
U-236	1,3	1,3	1,3

3.2.3 Aktivität

Die Gesamtaktivität der in den Behälter geladenen Brennelemente ist in Tab. 3.6 dargestellt. Der relative Beitrag der einzelnen Nuklide zur Gesamtaktivität ist ebenfalls in Tab. 3.7 angegeben.

Die Gesamtaktivität eines vollständig beladenen Behälters mit Brennelementen aus einem deutschen Druckwasserreaktor fällt in der Zeit ihrer Entladung aus dem Reaktor bis zur Verpackung in Transport und Lagerbehälter nach fünf Jahren Abklingzeit von 6,9E+19 Bq auf 2,5E+17 Bq. Nach insgesamt 40 Jahren Abklingzeit fällt sie auf 7,5E+16 Bq und nach insgesamt 100 Jahren auf 1,9E+16 Bq.

Im Vergleich dazu ist die Aktivität pro Gebinde von Forschungsreaktor-Brennelementen deutlich geringer. Für die Brennelemente des FRM II fällt die Aktivität pro Behälter von 3,7E+15 Bq nach 5 Jahren Lagerung auf 1,0E+15 Bq nach 40 Jahren. Für die Brennelemente des BER II fällt die Aktivität pro Brennelement von 3,3E+15 bei Verpackung auf 1,0E+15 nach 40 Jahren und für die TRIGA-Brennelemente sind das 2,2E+13 und 9,1E+12 Bq bei respektive 5 und 40 Jahren Zerfall.

Tab. 3.6 Gesamtaktivität für vollständig beladene Behälter mit verschiedenen Brennelementen 5, 40 und 100 Jahre nach der Bestrahlung, Bq

Zeit, J BE-Typ	5	40	100
DWR	2,5E+17	7,5E+16	1,9E+16
FRM II (HEU)	3,7E+15	1,0E+15	2,5E+14
FRM II (LEU)	3,7E+15	1,0E+15	2,5E+14
BER II	3,3E+15	1,0E+15	2,5E+14
TRIGA	2,2E+13	9,1E+12	2,3E+12

Die Beiträge der unterschiedlichen Nuklide zur Gesamtaktivität in betrachteten Brennstofftypen, Tab. 3.7, weisen ein gemeinsames Verhalten auf. Dies ist zu erwarten, da die Aktivität im betrachteten Abklingzeitraum von denselben dominierenden Spaltprodukten bestimmt wird, die bei der thermischen Neutronenspaltung von U-235 entstehen.

Die Hauptbeiträge zur Aktivität während der ersten 100 Jahre nach der Entladung stammen von den Spaltprodukten Cs-137 und Sr-90 sowie deren Zerfallsprodukten Ba-137m

und Y-90. Etwa fünf Jahre nach der Entladung ist bei allen Brennstoffen mit Ausnahme von TRIGA zusätzlich ein deutlicher Beitrag des kurzlebigen Spaltprodukts Pm-147 erkennbar.

Der vergleichsweise hohe Beitrag von Pm-147 in Brennstoffen von Hochflussforschungsreaktoren lässt sich durch dessen Gleichgewichtskonzentration während der Bestrahlung erklären. Pm-147 wird bei der Spaltung erzeugt und sowohl durch radioaktiven Zerfall als auch durch Neutroneneinfang abgebaut. Seine Equilibrium-Konzentration x kann näherungsweise durch

$$x = \frac{c_x \Sigma_f \Phi}{\lambda_x + \sigma_x \Phi}$$

beschrieben werden, wobei c_x die Spaltausbeute von Pm-147, Σ_f den makroskopischen Spaltquerschnitt, Φ den Neutronenfluss, λ_x die Zerfallskonstante von Pm-147 sowie σ_x den mikroskopischen Neutroneneinfangquerschnitt von Pm-147 bezeichnen.

Diese Beziehung steigt monoton mit dem Neutronenfluss an und nähert sich bei hohen Flussdichten dem Grenzwert

$$x \to \frac{c_x \Sigma_f}{\sigma_x}$$

Folglich akkumulieren Brennstoffe, die in Hochflussreaktoren wie FRM-II und BER II bestrahlt werden, größere Inventare an Pm-147 als Brennstoffe aus Reaktoren mit niedrigeren Neutronenflüssen, beispielsweise TRIGA. Daraus resultiert ein größerer Beitrag von Pm-147 zur Gesamtaktivität in den ersten Jahren nach der Entladung.

Wie in Tab. 3.7 dargestellt, beträgt der Beitrag von Pm-147 zur Gesamtaktivität bei TRIGA-Brennstoff, der durch einen vergleichsweise niedrigen Neutronenfluss charakterisiert ist, lediglich etwa 3,3 %. Dagegen werden für FRM II-Brennstoff rund 17 % und für BER II-Brennstoff etwa 13 % erreicht, was auf die deutlich höheren Neutronenflussdichten dieser Reaktoren zurückzuführen ist. Beim DWR-Brennstoff liegt der relative Beitrag von Pm-147 trotz des vergleichsweise hohen Neutronenflusses im Reaktorkern bei etwa 8 %. Dies ist hauptsächlich auf den zusätzlichen Beitrag von Pu-241 zurückzuführen, der die Gesamtaktivität bei kurzen Abklingzeiten erhöht.

Pu-241 entsteht über die durch Neutroneneinfang initiierte Reaktionskette des U-238. Da DWR-Brennstoff den höchsten U-238-Anteil unter den betrachteten Brennstofftypen aufweist, wird während der Bestrahlung deutlich mehr Pu-241 gebildet. Daher ist ein signifikanter Beitrag von Pu-241 zur Gesamtaktivität ausschließlich bei DWR-Brennstoff zu beobachten. Sein Anteil beträgt etwa 17 % nach fünf Jahren Abklingzeit und sinkt auf rund 2 % nach 100 Jahren.

Tab. 3.7 Nuklide mit dem größten Beitrag zur Aktivität des betrachteten Brennstoffs 5, 40 und 100 Jahre nach der Bestrahlung, sowie deren relativer Anteil an der Gesamtaktivität, in %

DWR	5	40	100
Pu-241	17,1	10,5	2,3
Cs-137	16,7	25,1	25,3
Ba-137m	15,8	23,8	24,0
Y-90	12,2	17,7	16,8
Sr-90	12,2	17,7	16,8
Pm-147	7,9	0,0	0,0
Am-241	0,2	2,1	8,8

FRM II (HEU)	5	40	100
Pm-147	17,3	0,0	0,0
Cs-137	16,1	25,7	26,5
Y-90	15,7	24,3	23,5
Sr-90	15,7	24,3	23,5
Ba-137m	15,2	24,4	25,1

FRM II (LEU)	5	40	100
Pm-147	18,2	0,0	0,0
Cs-137	16,0	25,8	26,3
Y-90	15,3	23,9	23,0
Sr-90	15,3	23,9	22,9
Ba-137m	15,1	24,4	24,9

TRIGA	5	40	100
Cs-137	24,4	26,2	26,6
Ba-137m	23,1	24,8	25,2
Y-90	23,0	23,8	22,7
Sr-90	23,0	23,8	22,7
Pm-147	3,3	0,0	0,0

BER II	5	40	100
Cs-137	17,4	25,8	26,5
Ba-137m	16,5	24,4	25,1
Y-90	16,2	23,2	22,4
Sr-90	16,2	23,2	22,4
Pm-147	13,3	0,0	0,0
Pu-241	3,3	2,0	0,5

3.2.4 Nachzerfallsleistung

Die Nachzerfallsleistung der hier betrachteten DWR-Brennelemente fällt in der Zeit der Verpackung in Transport- und Lagerbehälter 5 Jahre nach Entfernung aus dem Reaktor von 21 kW auf 7,7 kW, nach insgesamt 40 Jahren und weitere 60 Jahre später auf 3,6 kW pro vollständig beladenem Behälter.

Im Vergleich dazu ist die Nachzerfallsleistung von Forschungsreaktor-Brennelementen deutlich geringer. Für die Brennelemente des FRM II fällt die Nachzerfallsleistung pro Behälter von 0,27 kW 5 Jahre nach Entfernung aus dem Reaktor auf ca. 80 W nach 40 Jahren. Für die Brennelemente des BER fällt die Nachzerfallsleistung von 260 W nach 5 auf 83 W nach 40 Jahren und für die TRIGA-Brennelemente sind das 1,7 W und 0,73 W bei respektive 5 und 40 Jahren Zerfall. Die Nachzerfallsleistung für 5, 40 und 100 Jahre sind in Tab. 3.8 dargestellt.

Tab. 3.8 Nachzerfallsleistung für vollständig beladene Behälter mit verschiedenen Brennelementen, kW

Zeit, J BE-Typ	5	40	100
DWR	21	7,7	3,6
FRM II (HEU)	0,27	0,080	0,020
FRM II (LEU)	0,27	0,082	0,022
BER II	0,26	0,083	0,025
TRIGA	1,7E-03	7,3E-04	2,0E-04

Die Beiträge der unterschiedlichen Nuklide zur Gesamtzerfallsleistung in betrachteten Brennstofftypen sind in Tab. 3.9 aufgelistet. Die dominanten Nuklide, welche zur Nachzerfallsleistung beitragen, sind für DWR-Brennelemente 5 Jahre nach dem Entfernen aus dem Reaktor Y-90, Ba-137m und Cs-134. Nach 40 Jahren gewinnt Am-241 an Bedeutung, um nach 100 Jahren die Nachzerfallsleistung zu dominieren.

Im Vergleich dazu sind für die HEU-Brennelemente des FRM II Y-90, Ba-137m und Pr-144 dominant für die Nachzerfallsleistung 5 Jahre nach Entnahme aus dem Reaktor. Im Fall von niedrig angereichertem Brennstoff im FRM II sowie für den TRIGA Mainz und BER II wird die Nachzerfallsleistung ebenso von diesen Nukliden dominiert.

Nach 40 Jahren Lagerzeit sind Y-90 und Ba-137m hauptsächlich für die Nachzerfallsleistung aller Forschungsreaktor-Brennelemente verantwortlich. Dieselbe Situation präsentiert sich auch nach 100 Jahren Lagerzeit und unterscheidet sich damit signifikant von den Brennelementen der Leistungsreaktoren, bei denen zu diesem Zeitpunkt Am-241 und Pu-238 die Nachzerfallsleistung dominieren.

Tab. 3.9 Nuklide mit dem größten Beitrag zur Zerfallsleistung des betrachteten Brennstoffs 5, 40 und 100 Jahre nach der Bestrahlung, sowie deren relativer Anteil an der Zerfallsleistung, in %

DWR	5	40	100
Y-90	22,0	25,6	13,1
Ba-137m	20,2	24,4	13,3
Cs-134	16,6	0,0	0,0
Rh-106	7,8	0,0	0,0
Pu-238	6,0	12,2	16,5
Cs-137	5,8	7,0	3,8
Sr-90	4,6	5,4	2,8
Pr-144	4,6	0,0	0,0
Am-241	2,0	18,1	41,5
Pu-240	0,8	2,2	4,8

FRM II (HEU)	5	40	100
Y-90	31,9	46,4	44,3
Ba-137m	21,9	33,0	33,5
Pr-144	18,3	0,0	0,0
Sr-90	6,7	9,7	9,3
Cs-137	6,3	9,5	9,6
Cs-134	4,8	0,0	0,0

FRM II (LEU)	5	40	100
Y-90	31,8	44,8	39,3
Ba-137m	22,2	32,4	30,2
Pr-144	18,5	0,0	0,0
Sr-90	6,7	9,4	8,2
Cs-137	6,4	9,3	8,7
Pu-239	0,5	1,7	6,3
Am-241	0,1	1,3	5,0

TRIGA	5	40	100
Y-90	44,6	44,3	38,4
Ba-137m	31,8	32,7	30,2
Sr-90	9,4	9,3	8,1
Cs-137	9,1	9,4	8,6
Pr-144	0,9	0,0	0,0
Pu-239	0,9	2,0	7,5
Am-241	0,3	1,1	4,1

BER II	5	40	100
Y-90	31,1	42,1	33,5
Ba-137m	22,4	31,3	26,5
Pr-144	11,1	0,0	0,0
Cs-134	10,6	0,0	0,0
Sr-90	6,5	8,8	7,0
Cs-137	6,4	9,0	7,6
Pu-238	1,1	2,6	5,5
Am-241	0,4	4,3	15,2

3.2.5 Strahlungsquellterm

Für eine Analyse der sicherheitsrelevanten Fragestellungen ist der Quellterm von besonderer Bedeutung, da seine Energieverteilung sowie Intensität maßgeblichen Einfluss auf den Strahlenschutz haben.

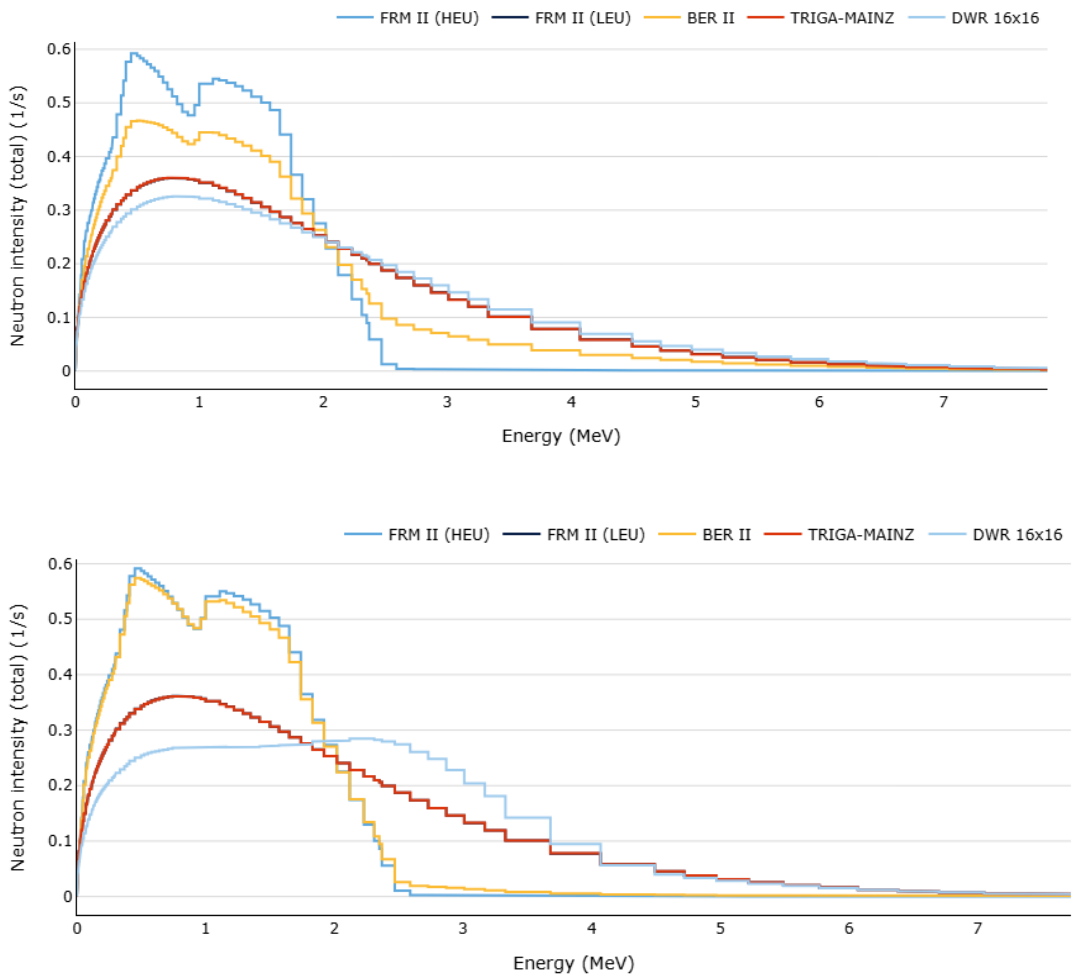


Abb. 3.3 Gesamtneutronenspektrum von DWR-, FRM II (HEU)-, FRM II (LEU)-, TRIGA- und BER II-Brennelementen 5 Jahre nach Entfernung aus dem Reaktor (oben) und nach 100 Jahren Lagerzeit (unten)

Die betrachteten Neutronenspektren normiert auf die Gesamtintensität von 1 Neutron pro Sekunde sind in Abb. 3.3 dargestellt. Im Vergleich zu den Neutronenspektren der Forschungsreaktoren kann man bei Leistungsreaktoren-Spektren eine Verschiebung in höhere Energien sehen. Dies steht im Zusammenhang mit dem Inventar von Pu-241 in diesen Brennstoffen und den damit zusammenhängenden Emissionen von Neutronen aus α-n Reaktionen. Bei den höher angereicherten Forschungsreaktor-Brennelementen wird während des Abbrandes weniger Pu-241 produziert und entsprechend kleiner ist

der Anteil seines Tochternuklids Am-241 in abklingenden Brennelemente. Am-241 zerfällt mit einer Halbwertszeit von 432 Jahren über einen α Zerfall, siehe Tab. 2.6. Bei den Forschungsreaktoren gibt es dementsprechend über die Lagerzeit keine signifikanten Änderungen in der Form des Neutronenspektrums. Das Photonenspektrum ist für alle Brennelementtypen hauptsächlich dominiert von dem Gammaemmitter Cs-137 im Energiebereich unter 0,75 MeV. Im Bereich unter 100keV ist außerdem ein ausgeprägter Anteil von Bremsstrahlung festzustellen.

Die Emissionsintensität der verschiedenen Brennstoffe wird hier im Vergleich der vollständig befüllten Gebinde sowie eines einzelnen Brennelementes betrachtet. DWR-Brennelemente im vollständig gefüllten Behälter haben bei angenommener Verpackung nach 5 Jahren Lagerzeit in einen Transport- und Lagerbehälter eine Quellintensität von 1,4E+17 Photonen/s und 3,1E+9 Neutronen/s. Nach 40 Jahren Abklingzeit sind es nur noch 3,8E+16 Photonen/s und 9,0E+8 Neutronen/s (Tab. 3.10).

Tab. 3.10 Gamma- und Neutronen-Intensität, 1/s, für einen vollständig beladenen Behälter mit 19 DWR-Brennelementen

Zeit, J	5	40	100
Gamma-Intensität/Behälter	1,41E+17	3,77E+16	1,00E+16
Neutronen-Intensität/Behälter	3,11E+09	9,01E+08	1,83E+08

Die Quellintensität von Forschungsreaktorbrennelementen bewegt sich damit deutlich unter der von Leistungsreaktor-Brennelementen (siehe dazu auch Kapitel 2.2.4). Bei 5 Jahren Abklingzeit haben die Forschungsreaktorbrennelemente des FRM II (HEU) mit 3,1E+15 Photonen/s die höchste Photonenintensität und die BER II Gebinde mit 6,6 E+6 Neutronen/s. Bei 100 Jahren Abklingzeit haben die Forschungsreaktorbrennelemente des FRM II (HEU) mit 2,1E+14 Photonen/s die höchste Photonenintensität und die BER II Gebinde mit 4,0E+6 Neutronen/s.

3.3 Strahlenschutz

Bei der Berechnung der Dosis durch externe Strahlenexposition werden je nach Situation zwei verschiedene Konzepte angewendet /SCH 07/: die personenbezogene Dosisabschätzung, aus der sich personenbezogene Beschränkungen als Dosisgrenzwerte ableiten, und die quellenbezogene Methode. Die quellenbezogene Begrenzung der

Dosis wird durch den Dosisrichtwert und den Referenzwert dargestellt, welche im Prozess der Optimierung des Schutzes zur Anwendung kommen. Da bei gewöhnlichen Expositionssituationen nicht mehr als eine bzw. eine Gruppe von Quellen vorherrscht, wird der quellenbezogene Optimierungsgrundsatz des ICRP als passendes Mittel für die Bewertung des Strahlenschutzes angewendet /TZI 25/.

In diesem Rahmen ist die Abschätzung der effektiven Dosis(-leistung) für die hier durchgeführten Berechnungen von Abfallgebinden zu verstehen. Nach aktuellen Richtlinien werden die aktuellen Dosiskonversionskoeffizienten für die Schutzgröße *Effektive Dosis* (Sv) aus /ICRP 10/ für Bestimmungen der Dosis genutzt. Diese sind besonders dann sinnvoll, wenn Schutzgrößen zum Vergleich mit Grenzwerten berechnet werden. Bei konkreten Expositionssituationen sind die DCF aus /ICRP 10/ eine passende Approximation an die operationellen Größen.

So wird auch hier für die Beleuchtung sicherheitsrelevanter Fragen im Strahlenschutz die quellenbezogene Methode zur Berechnung der Effektiven Dosis herangezogen, um die Größenordnung des Strahlungsrisikos, welches von einem beladenen Lagerbehälter ausgeht, zu berechnen.

3.3.1 Dosisleistung

Tab. 3.11 und Tab. 3.12 zeigen respektive die von den verschiedenen Gebinden ausgehende Photonen- und Neutronendosisleistung, Tab. 3.13 zeigt die Dosisleistung der Sekundärphotonen.

Tab. 3.11 Effektive Dosisleistung (Photonen) eines vollständig beladenen Behälters mit DWR-Brennelementen

Abstand / Zeit, J	0.1cm	1m	2m	5m
5	23,9 ± 10%	11,2 ± 1%	8,12 ± 1%	6,93 ± 1%
40	0,8 ± 20%	0,4 ± 3%	0,28 ± 2%	0,29 ± 1%
100	0,1 ± 20%	0,1 ± 4%	0,05 ± 2%	0,05 ± 1%

Tab. 3.12 Effektive Dosisleistung (Neutronen) eines vollständig beladenen Behälters mit DWR-Brennelementen

Abstand / Zeit, J	0.1cm	1m	2m	5m
5	13,6 ± 1%	6,9 ± 0,3%	5,6 ± 0,2%	2,6 ± 0,1%
40	3,9 ± 2%	2,0 ± 0,3%	1,6 ± 0,2%	0,8 ± 0,1%
100	0,8 ± 2%	0,4 ± 0,3%	0,3 ± 0,2%	0,2 ± 0,1%

Tab. 3.13 Effektive Dosisleistung (sekundäre Photonen) eines vollständig beladenen Behälters mit DWR-Brennelementen

Abstand / Zeit, J	0.1cm	1m	2m	5m
5	0,53 ± 2%	0,28 ± 0,6%	0,19 ± 0,6%	0,080 ± 0,2%
40	0,16 ± 2%	0,08 ± 0,6%	0,06 ± 0,4%	0,023 ± 0,2%
100	0,03 ± 2%	0,02 ± 0,4%	0,01 ± 0,4%	0,005 ± 0,3%

Im Vergleich zu den in Kapitel 2.3.4 berechneten Dosisleistungen von Forschungsreaktor-Brennelementen, liegt die Gamma- und Neutronendosisleistung aller betrachteten Behälter in der gleichen Größenordnung. Eine Ausnahme bilden mit TRIGA-Brennelementen beladene Transport- und Lagerbehälter, deren Dosisleistung zwei Größenordnungen unter den anderen betrachteten Fällen liegt. Das kann auf die niedrige Füllmasse des Behälters im Vergleich zu den anderen Behältern mit Forschungsreaktorbrennelementen zurück geführt werden (siehe auch Tab. 3.2).

In allen hier betrachteten Fällen ist am Anfang der Lagerung die Gammadosis dominant, fällt aber deutlich schneller über die Lagerzeit ab. Im Fall der Beladung mit FRM II (HEU)- und BER II-Brennelementen ist nach 100 Jahren Lagerzeit die Neutronendosis dominant.

3.3.2 Sicherheitsrelevante Fragestellungen

Zur sicherheitstechnischen Betrachtung können Dosisgrenzen für Transport und Handhabung herangezogen werden. Für den Transport von Lagerbehältern auf öffentlichen Verkehrswegen gilt, dass die Dosisleistung den Dosisgrenzwert von 0.1 mSv/h in einer Entfernung von 2 m von der senkrechten Oberfläche des Transportfahrzeugs nicht überschreiten darf /BUN 13/.

Für die Lagerung in einem Zwischenlager muss der Dosisgrenzwert der Bevölkerung eingehalten werden /BASE 22/. Praktisch wird das in den einzelnen Genehmigungen der Zwischenlager geregelt. Die mittlere Dosisleistung über die Behältermanteloberfläche darf im Allgemeinen 0,45 mSv/h nicht überschreiten, außer es existieren zwischenlagerspezifische Änderungsgenehmigungen. Die Maximalneutronendosisleistung darf dabei 0,3 mSv/h nicht überschreiten /BUN 15/.

Im Rahmen dieser Eckpunkte, die sich aus den Regelungen für Transport, Handhabung, sowie allgemeinen Dosisgrenzwerten ergeben, können auch die berechneten Dosisleistungen aller Gebinde mit Brennelementen aus Forschungsreaktoren betrachtet werden, die unter den genannten Annahmen berechnet wurden.

Die effektive Dosisleistung an der Oberfläche nach fünf Jahren Lagerzeit beträgt Werte zwischen 75 µSv/h (BER II) und 0,05 µSv/h (TRIGA-MAINZ) und die berechnete Neutronendosisleistung übersteigt nicht den Wert von 14,4 µSv/h (BER II). Der höchste berechnete Wert der Neutronendosisleistung an der Oberfläche ist damit etwas höher als der für die Leistungsreaktoren berechnete Wert von 13,6 µSv/h. Der höchste berechnete Wert der Gesamtdosisleistung auf der Oberfläche ist deutlich höher als der für die Behälter von Leistungsreaktor-Brennelementen berechnete Wert von 37,6 µSv/h (BER II). Dies liegt vor Allem an der hohen Photonenkomponente der BER II Gebinde. Dieser Wert liegt jedoch weiterhin deutlich unter den Dosisgrenzwerte und es ist davon auszugehen, dass sowohl den Transport- sowie den Lagerungsbedingungen genüge getan ist.

Bei der Handhabung gelten die Dosisgrenzwerte für beruflich exponierte Personen. Hier gilt ein Jahresgrenzwert von 20mSv /BUN 26/ für die effektive Dosis. Im unwahrscheinlichen konservativsten Fall, in dem die komplette Arbeitszeit (1648 Stunden) in einer exponierten Situation verbracht wird, darf die Dosisleistung folglich 0,012mSv/h nicht überschreiten. Um diese Arbeitssituationen abzuschätzen, wurde die effektive Dosis im Abstand von 1 m für eine ROT-Geometrie berechnet. Diese beträgt für die hier

betrachteten Gebinde 0,009 mSv/h (FRM II HEU), 0,006 mSv/h (FRM II LEU), 1E-5 mSv/h (TRIGA-MAINZ) und 0,03 mSv/h (BER II). Selbst in diesem sehr unwahrscheinlichen Szenario überschreitet nur das Gebinde mit BER II Brennelementen die Dosisgrenzwerte.

3.4 FRM II: Vergleich der HEU- und LEU-Optionen

Ein früherer Vergleich der im FRM-II-Reaktor eingesetzten Brennstoffe sowie der potenziellen Auswirkungen ihrer Zwischen- und Endlagerung ist in /KIL 17/ dokumentiert. Auf Grundlage des damaligen Stands der Untersuchungen zu einer LEU-Konfiguration kommt dieses Gutachten zu dem Schluss, dass die Umstellung auf niedrig angereichertes Uran (LEU) nicht zu einer Reduzierung des radioaktiven Abfallaufkommens führt.

Um die Unterschiede zwischen bestrahltem HEU- und LEU-Brennstoff des FRM II qualitativ zu bewerten, ist zunächst zu berücksichtigen, dass in beiden Brennelementkonfigurationen die Menge an U-235 ungefähr gleich ist, während die Menge an U-238 in der LEU-Konfiguration deutlich größer ausfällt. Die vergleichbare Menge an U-235 ergibt sich aus der Forderung, bei gleicher Reaktorleistung und gleicher Kampagne eine vergleichbare Anzahl von Spaltungen zu erreichen, da die Energiefreisetzung überwiegend durch die Spaltung von Uran-235 erfolgt. Die größere Menge an U-238 ist hingegen eine direkte Folge des niedrigeren Anreicherungsgrades des LEU-Brennstoffs.

Bei Anreicherungen von 93 % bzw. 20 % und gleicher U-235-Masse ist die U-238-Masse im LEU-Brennstoff etwa um den Faktor 50 höher als im HEU-Brennstoff. Unter der Annahme, dass die Bestrahlungsbedingungen in beiden Konfigurationen näherungsweise gleich sind, ist zu erwarten, dass die Menge der gebildeten Spaltprodukte, die im Wesentlichen von der Anzahl der U-235-Spaltungen abhängt, ebenfalls ungefähr gleich ist.

Die Inventare der Schwermetallnuklide unterscheiden sich zwischen den HEU- und LEU-Konfigurationen deutlich stärker und hängen maßgeblich von ihren jeweiligen Bildungsmechanismen ab.

Der um einen Faktor ≈11 höhere Relativgehalt an U-238 im LEU-Brennstoff, ca. 80 % vs 7 %, führt zu einer im Vergleich deutlich erhöhten Rate von U-238(n,γ)-Reaktion. Diese Reaktion initiiert eine Abfolge radioaktiver Zerfälle und Neutroneneinfangreaktionen, die zur Bildung von Np-239 sowie der Plutoniumisotope Pu-239 bis Pu-242 führt. Nachfolgende Neutroneneinfang- und Zerfallsprozesse bewirken darüber hinaus die Entstehung

von Isotopen der Elemente Americium (Am) und Curium (Cm). Folglich sind die Inventare von diesen Pu- und Am-Isotopen in der LEU-Konfiguration deutlich höher als in der HEU-Konfiguration.

Darüber hinaus entstehen durch die Neutroneneinfangreaktion an U-235 und folgenden Zerfalls- und Neutronenreaktionen die Nuklide U-236, U-237, Np-237, Np-238 und Pu-238. Unter diesen Nukliden ist Pu-238 für die Behandlung und Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente von besonderer Bedeutung, da es eine Halbwertszeit von etwa 90 Jahren besitzt, siehe Tab. 2.6. Wie bereits dargestellt, sind die Anfangsinventare von U-235 in den HEU- und LEU-Konfigurationen ähnlich. Daher ist auch die Bildung von Pu-238 in beiden Konfigurationen voraussichtlich vergleichbar.

Die Gesamtmengen ausgewählter Nuklide, welche die oben beschriebenen Unterschiede zwischen HEU- und LEU-Brennstoff charakterisieren, sind in der Tab. 3.14 aufgeführt.

Die Anfangsmenge an Uran entspricht den zuvor beschriebenen Randbedingungen. Der geringe Unterschied in der U-235-Menge ist auf Unterschiede in der Urandichte der verwendeten Brennstoffe zurückzuführen, da in der HEU- bzw. LEU-Konfiguration die Materialien U3Si2 beziehungsweise U-10Mo eingesetzt werden. Zusätzlich besteht ein kleiner Unterschied im gesamten vom Brennstoff eingenommenen Volumen.

Die Mengen der Nuklide Cs-137 und Sr-90, die zu den wichtigsten Spaltprodukten zählen, stimmen am Ende der Bestrahlungskampagne in beiden Konfigurationen nahezu überein.

Die Mengen der Transurannuklide, die in der durch U-238(n,γ) initiierte Reaktionskette entstehen sind in der LEU-Konfiguration deutlich höher, wie es für Pu-239, Pu-240 und Pu-241 in Tab. 3.14 zu sehen ist. Die Menge an Pu-238, welches hauptsächlich aus der Reaktionskette ab U-235 (n,γ) entsteht, ist in beiden Konfigurationen vergleichbar.

Tab. 3.14 Bestand ausgewählter Nuklide (in Einheiten von 1e24) in den HEU- und LEU-Brennelementen zu Beginn und am Ende des Bestrahlungszyklus

Bestrah-lungszeit, d	**0**			**60**		
Konfigu-ration	HEU	LEU	Verhältnis HEU/LEU	HEU	LEU	Verhältnis HEU/LEU
Cs-137	0	0	-	0,18210	0,18175	1,002
Sr-90	0	0	-	0,17134	0,16798	1,020
Pm-147	0	0	-	0,04111	0,04328	0,950
U-235	19,32	23,81	0,81	15,66397	20,27383	0,773
U-238	1,29	95,52	0,014	1,25682	95,02631	0,013
Pu-238	0	0	-	0,00048	0,00033	1,445
Pu-239	0	0	-	0,02516	0,33573	0,075
Pu-240	0	0	-	0,00226	0,02376	0,095
Pu-241	0	0	-	0,00090	0,00651	0,139

Die gesamte Intensität der Gamma- und Neutronenquelle, berechnet für fünf Brennelemente entsprechend der Beladung des Behälters, ist in Tab. 3.15 dargestellt.

Es ist zu beachten, dass die in Tab. 3.15 angegebenen Intensitäten für den HEU-Brennstoff von den Werten in der zuvor dargestellten in Tab. 2.12, Kap. 2.3.4, zur Dosisanalyse abweichen. Dort wurde die maximale Quellstärke betrachtet, die durch Hochskalierung der Aktivität der Abbrandzone mit dem höchsten Abbrand auf die gesamte Brennstoffmasse des Brennelements bestimmt wurde. In der vorliegenden Auswertung wird dagegen die Summe der Aktivitäten aller Abbrandzonen verwendet. Dies entspricht einer realistischeren, nicht konservativen Abschätzung wie in Kap. 2.3.4, die für den Vergleich der beiden Brennstoffkonfigurationen besser geeignet ist.

Für die Gammastrahlungsquelle zeigt sich in beiden Konfigurationen ein ähnlicher zeitlicher Verlauf der Intensität. Dies ist darauf zurückzuführen, dass im betrachteten Zeitraum von bis zu 100 Jahren nach der Bestrahlung die Strahlungsquelle überwiegend durch Spaltprodukte bestimmt wird, die, wie zuvor gezeigt, in HEU- und LEU-Brennstoff in annähernd gleichen Mengen erzeugt werden.

Die Intensität der Neutronenquelle wird sowohl durch Neutronen aus spontaner Spaltung als auch durch Sekundärneutronen aus (α,n)-Reaktionen bestimmt. (α,n)-Reaktionen treten an leichten Kernen auf.

α-Teilchen besitzen in Festkörpern eine stark begrenzte Reichweite. Für HEU- und LEU-Brennelemente wird der Beitrag der (α,n)-Reaktionen durch Al-27 bestimmt. Daher hängt die Wahrscheinlichkeit einer (α,n)-Reaktion nicht allein von den integralen Konzentrationen der beteiligten Nuklide, sondern erheblich von ihrer räumlichen Anordnung ab. Im HEU-Brennstoff liegt U_3Si_2 als Dispersion in einer Aluminium-Matrix vor. Für die Berechnung des Neutronenquellterms wird als Näherung eine homogenisierte Materialmischung angenommen. Die tatsächliche Mikrostruktur des Brennstoffs wird damit nicht vollständig berücksichtigt, was bei HEU qualitativ zu einer Überschätzung des Beitrags aus (α,n)-Reaktionen führt. Im LEU-Brennstoff liegt kein Aluminium direkt vor. Vielmehr wird selbst das Aluminium der Hülle im Brennstoffmodell nicht berücksichtigt, da es sich räumlich außerhalb der Modellierung der Brennstoffmatrix befindet. Mögliche (α,n)-Reaktionen an der Grenzfläche zwischen UMo-Brennstoff und Aluminiumhülle werden vernachlässigt, was hier qualitativ wiederum zu einer Unterschätzung des (α,n)-Beitrags zur Neutronenquelle im LEU-Brennelementmodell führt.

Das direkte Präsenz von Al-27 im HEU-Brennstoff führt dazu, dass für HEU eine deutlich höhere Neutronenquellintensität berechnet wird (Tab. 3.15), obwohl das Inventar an α-Strahlern im LEU höher ist. Eine detailliertere Modellierung der räumlichen Trennung zwischen α-emittierenden Materialien und Aluminium dürfte diesen modellbedingt verstärkten, rechnerischen Unterschied verringern.

Tab. 3.15 Quellenintensität für HEU und LEU zu den Zeitpunkten 5 Jahre, 40 Jahre und 100 Jahre in Photonen/s und Neutronen/s, normiert auf 5 BE

Zeit (a)	**5**		**40**		**100**	
Konfiguration	Ph/s	N/s	Ph/s	N/s	Ph/s	N/s
HEU	2,13E+15	3,69E+05	6,23E+14	3,55E+05	1,49E+14	2,74E+05
LEU	2,09E+15	5,44E+04	6,10E+14	5,22E+04	1,49E+14	5,10E+04

Das Spektrum der Gamma- und Neutronenquelle des bestrahlten Brennstoffs hängt nur in geringem Maße vom erreichten Abbrand ab; wesentlich verändert sich nur die Gesamtintensität. Dadurch ist es möglich, die Ergebnisse der Abschirmungsrechnungen für den Behälter mit HEU-Brennstoff, die für eine Quelle entsprechend dem maximal abgebrannten Brennstoff ermittelt wurden (siehe Tabellen in Sek. 2.3.4), auf eine Quelle zu

übertragen, die dem über das gesamte Brennelement gemittelten Abbrand entspricht. Die auf diese Weise bestimmten Dosisleistungen in der Umgebung eines mit HEU- bzw. LEU-Brennstoff beladenen Behälters sind in Tab. 3.16 und Tab. 3.17 dargestellt.

Tab. 3.16 Vergleich Dosisleistung in µSv/h aus der Gammaquelle für HEU- und LEU-Brennelemente

Abstand / Zeit, J	0.1cm		1m		2m		5m	
	LEU	HEU	LEU	HEU	LEU	HEU	LEU	HEU
5	25,6	26,0	5,83	5,96	2,32	2,38	0,51	0,52
40	0,5	0,6	0,12	0,13	0,05	0,05	0,01	0,01
100	0,1	0,1	0,03	0,03	0,01	0,01	0,002	0,002

Tab. 3.17 Vergleich Dosisleistung in µSv/h aus der Neutronenquelle für HEU- und LEU-Brennelemente

Abstand / Zeit, J	0.1cm		1m		2m		5m	
	LEU	HEU	LEU	HEU	LEU	HEU	LEU	HEU
5	0,097	0,579	0,015	0,088	0,0054	0,032	0,0011	0,007
40	0,093	0,557	0,014	0,085	0,0052	0,031	0,0011	0,007
100	0,091	0,429	0,014	0,065	0,0051	0,024	0,0011	0,005

Das Verhältnis der Dosisleistungen in der Umgebung eines mit HEU- bzw. LEU-Brennstoff beladenen Behälters entspricht, wie aus Tab. 3.16und Tab. 3.17 hervorgeht, den oben beschriebenen qualitativen Eigenschaften der Gamma- und Neutronenquellen.

4 Zusammenfassung

Die durchgeführten Arbeiten leisten einen Beitrag zum Ausbau der Kompetenzen der GRS im Bereich der Modellierung von Forschungsreaktoren und deren abgebrannten Brennstoffen. Darüber hinaus liefern sie allgemeine Erkenntnisse zu den radiologischen Eigenschaften abgebrannter Brennstoffe aus Forschungsreaktoren.

Für die betrachteten Reaktoren wurden neutronenphysikalische Modelle zur Berechnung des Neutronentransports und zur Simulation des Abbrands entwickelt. Diese Modelle basieren auf in der öffentlich zugänglichen Literatur verfügbaren Beschreibungen und besitzen daher einen generischen Charakter. Bei Verfügbarkeit detaillierterer Eingangsdaten können diese Modelle weiter verfeinert werden, um genauere Berechnungen durchzuführen. Die für den Neutronentransport und die Abbrandsimulation eingesetzten Rechenprogramme bieten die hierfür notwendigen Funktionen und Möglichkeiten.

Die Analyse des ionisierenden Strahlungsquellterms wurde konservativ für das Material mit dem höchsten erreichten Abbrand durchgeführt. Dennoch überschreiten die wesentlichen radiologischen Kenngrößen, wie die Aktivität, Nachzerfallsleistung und die Dosisleistung außerhalb der Behälterwand, nicht die geltenden Grenzwerte.

Die Analyse der Ergebnisse zur Erstellung des Strahlungsquellterms verdeutlicht die Bedeutung einer korrekten Berücksichtigung leichter Nuklide in der Zusammensetzung des bestrahlten Brennstoffs, da diese einen wesentlichen Beitrag zur Neutronenquelle aus (α,n)-Reaktionen leisten können. Es wurde gezeigt, dass das Vorhandensein von Aluminium im bestrahlten Material die Intensität der Neutronenquelle aufgrund von (α,n)-Reaktionen an Aluminiumkernen deutlich erhöht.

Im Rahmen des Projekts wurde die Verwendung von WW-Mesh-Dateien (Weight-Window-Meshes), die mit Serpent erzeugt wurden, in MCNP erfolgreich erprobt. In Serpent ist die Generierung solcher WW-Mesh-Datensätze bereits integriert und kann vom Benutzer mit geringem Aufwand auch für beliebige Modelle genutzt werden /SOM 25/. Zwar bietet auch MCNP die Möglichkeit zur Erzeugung entsprechender Weight-Windows-Daten, die praktische Erstellung ist jedoch technisch aufwendig. Es existieren externe Programme, die diese Aufgabe teilweise automatisieren, deren Anwendbarkeit jedoch nicht in allen Fällen gewährleistet ist. Im Rahmen dieser Arbeiten wurde ein ursprünglich für MCNP entwickeltes Modell nach Serpent konvertiert. Die für dieses Modell

in Serpent erzeugte WW-Mesh-Datei wurde anschließend wieder in ein mit MCNP kompatibles Format überführt. Der auf diese Weise erzeugte Datensatz ermöglichte die Durchführung von Abschirmungsrechnungen außerhalb der Behälterwand, wo der Teilchenfluss etwa zehn Größenordnungen unterhalb der Quellintensität liegt.

Die gewonnenen Erfahrungen zeigen, dass die Durchführung detaillierter Berechnungen unter Berücksichtigung der räumlichen Abbrandverteilung im Reaktor sowie der räumlich verteilten Strahlungsquelle innerhalb des Behälters grundsätzlich möglich ist. Allerdings erfordert dies zusätzlichen Aufwand bei der Organisation und Übertragung von Daten zwischen den eingesetzten Rechenprogrammen. Ein Lösungsansatz dieses Problems existiert für die Brennelemente und Gebinde der Leistungsreaktoren in Form der Vorhaben WANIRAS I und WANIRAS II. Eine künftige Einbindung der hier erprobten Berechnungsmodelle von Forschungsreaktorgebinden in die Infrastruktur von WANIRAS ist als der nächste Schritt zur Weiterentwicklung der Rechenmethoden vorgesehen.

Literaturverzeichnis

/ALH 23/ Alhassan, E., Newman, G., van den Branden, G.: Nuclear Data Uncertainty Propagation to Selected BR2 Safety Parameters. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 493–501, ISBN 978-92-95064-39-3: Antwerp, Belgium, 2023.

/ALM 21/ Almachi, J. C., Sánchez-Espinoza, V. H., Imke, U., Mercatali, L.: High-Fidelity Analysis of MTR Cores Using Serpent2/SubChanFlow. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 376–384, ISBN 978-92-95064-36-2: Helsinki, Finland, 2021.

/ALM 22/ Almachi, J. C., Sánchez-Espinoza, V. H., Margulis, M.: Validation of Serpent2 Using Experimental Data from the SPERT-IV D-12/25 Research Reactor Tests. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 142–150, ISBN 978-92-95064-38-6: Budapest, Hungary, 2022.

/ART 22/ Artiani, P. A.: Spent fuel inventories calculation of G.A. Siwabessy Research Reactor 15-MW. Earth Environ. Science, 1017 012015, available from , as at 2022.

/BAR 24/ Bartos, O., Hummelsheim, K., Krüger, J., Nicol, J., Rowold, F., Sentuc, F.-N., Tzivaki Margarita: Kombinierte Analyse sicherheitsrelevanter Aspekte aus Sicht der Zwischenlagerung und der Endlagerung hochradioaktiver Abfälle unter Berücksichtigung längerer Zeiten der Zwischenlagerung (KombiLyse), Vorhaben 4719F10701. Ed.: BASE, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS), BASE – Forschungsberichte zur Sicherheit der Nuklearen Entsorgung, BASE-005/25, 2024.

/BASE 22/ Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE): Leitlinien für die Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. Ed.: Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV), 3-151, 25 p.: Bonn, Germany, July 2022.

/BGZ 26a/ BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH: Research Reactors. Available from https://bgz.de/en/research-reactors/, retrieved on 26 August 2026.

/BGZ 26b/ BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH: Transport- und Lagerbehälter. Available from https://bgz.de/transport-und-lagerbehaelter/, retrieved on 26 September 2026.

/BÖC 07/ Böck, H., Villa, M.: TRIGA Reactor Characteristics. Ed.: Technische Universität Wien, Atominstitut der Österreichischen Universitäten, 27306. ed., 2007.

/BOL 08/ Bollingerfehr, W., Filbert, W., Pöhler, M., Tholen, M., Wehrmann, J.: Konzeptionelle Endlagerplanung und Zusammenstellung des endzulagernden Inventars, Technischer Bericht. DBE TECHNOLOGY GmbH, TEC-20-2008 AP: Peine, Germany, 2008.

/BOO 85/ Booth, T. E.: A Sample Problem for Vcariance Reduction in MCNP. Los Alamos National Laboratory (LANL), LA-10363-MS: New Mexico, 1985.

/BOO 06/ Booth, T. E.: Genesis of the Weight Window and the Weight Window Generator in MCNP - A Personal History, Technical Report. Los Alamos National Laboratory, LA-UR-06-5807: Los Alamos, NM, USA, 2006.

/BRA 24/ Braunroth, T., Rowold, F.: Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik bei der Sicherheit der Behandlung bestrahlter Brennelemente, Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, Teilbericht zum AP 1.6: Methodenbewertung zerstörungsfreier Prüfmethoden. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, GRS, Vol. 716, GRS-716, 75 p., Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, Garching b. München, Berlin, Braunschweig, January 2024.

/BRE 11/ Breitkreutz, H.: Coupled Neutronics and Thermal Hydraulics of High-Density Cores for FRM II. Dissertation, TU München (TUM), 2011.

/BUN 13/ Bundesministerium für Verkehr, Bau und Stadtentwicklung: Die Beförderung radioaktiver Stoffe. 24 p., October 2013.

/BUN 15/ Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE): 4. Änderungsgenehmigung zur Aufbewahrung von Kernbrennstoffen im Standort-Zwischenlager in Gundremmingen, SZL KRB Inventaranpassung V52 Bescheid. RWE Power AG, E.ON Kernkraft GmbH, Kernkraftwerk Gundremmingen GmbH, SE, 1.3 - 873403, 50 p., 27. October 2015.

/BUN 26/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Ionisierende Strahlung / Grenzwerte für beruflich exponierte Personen. Available from , as at 2026.

/DAN 21/ Daniels, N., Deissmann, G., Modolo, G., Bosbach, D., Kate, S. P., Schlenz, L., WELZEL, S.: Konzeptstudie zur Entsorgung von aktiviertem Beryllium aus Forschungsreaktoren (KONEKT). Forschungszentrum Jülich GmbH (FZJ), Helmholtz-Zentrum Berlin für Materialien und Energie GmbH (HZB), 2021.

/DAV 11/ Davis, A., Turner, A.: Comparison of global variance reduction techniques for Monte Carlo radiation transport simulations of ITER. Fusion Engineering and Design, Vol. 86, No. 9-11, pp. 2698–2700, DOI 10.1016/j.fusengdes.2011.01.059, 2011.

/DER 20/ Derganov, D. V., Kuzmin, I. V., Baitelesov, S. A., Kungurov, F. R., Michal, V., Salikhbayev, U. S.: Liquid SNF Removal and Decommissioning of IIN-3M Research Reactor. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 11–19, ISBN 978-92-95064-34-8, 2020.

/DUN 25/ Dunn, K. A., Chakrov, P., Robbins, R. A.: Treatment and Conditioning Options for Research Reactor Spent Fissile Materials and a Methodical Approach to Management of These Materials. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 272–282, ISBN 978-92-95064-42-3: Aix-en-Provence, France, 2025.

/EBE 04a/ Eberhardt, K., Trautmann, N.: Operation Experience and Research Activities at the TRIGA Mainz. Ed.: Institut für Kernchemie, Universität Mainz, available from , as at 2004.

/EBE 04b/ Eberhardt, K., Trautmann, N.: Operation Experience and Research Activities at the TRIGA Mainz. In: Atominstitut Vienna, Vienna University of Technology: Proceedings of the 2nd World TRIGA Users Conference. pp. 19–25: Vienna, Austria, 2004.

/EBE 14/ Eberhardt, K.: Der TRIGA-Mainz - Aufbau und Betrieb. Institut für Kernchemie, Johannes Gutenberg-Universität Mainz, 2014.

/EBE 16/ EBERHARDT, K., Geppert, C.: THE RESEARCH REACTOR TRIGA MAINZ. Johannes Gutenberg-Universität Mainz, Institut für Kernchemie, 2016.

/EBI 25/ Ebiwonjumi, B., Segantin, S., Peterson, E.: OpenMC Interpretation of FNS SINBAD Shielding Benchmark Experiments. Fusion Science and Technology, Vol. 81, No. 1, pp. 18–31, DOI 10.1080/15361055.2024.2323747, 2025.

/EIC 23/ Eichhorn, T., Orilski, S.: One-Stop-Shop Approach for Decommissioning and Waste Management of Research Reactors. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 49–58, ISBN 978-92-95064-39-3: Antwerp, Belgium, 2023.

/FER 22/ Ferrari, I., Ferraro, D., Villarino, E.: Point Kinetic Parameters Calculation for MTR-Type Fuel Assemblies Using CONDOR Code. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 195–202, ISBN 978-92-95064-38-6: Budapest, Hungary, 2022.

/GIE 26/ Gieterij Dijkkamp: GGG40 / EN-GJS-400-15. Available from https://www.dijkkamp.nl/de/material/ggg40-en-gjs-400-15/, retrieved on 27 August 2026.

/GNS 26/ GNS: Produktinformation Castor MTR3. 1 p., Gesellschaft für Nuklear-Service mbH (GNS), available from www.gns.de, as at 2026.

/GRS 20/ GRS: Forschungsarbeiten zur Anwendung des kerntechnischen Regelwerks auf Forschungsreaktoren. GRS - 591, 2020.

/GUI 21/ Guimarães, P. F., Müller, E., Campolina, D., Ferreira, W., Santos, A., Leppänen, J., Rintala, A., Valtavirta, V.: The Serpent2/RINNOVO Lattice Physics Methodology for Research Reactor Calculations. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 143–155, ISBN 978-92-95064-36-2: Helsinki, Finland, 2021.

/HAA 00/ Haas, K., Fischer, C.-O., Krohn, H.: HEU/LEU-Conversion of BER II Successfully Finished. In: Hahn-Meitner-Institut Berlin GmbH: Proceedings of the 2000 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR). Berlin, Germany, 2000.

/HEL 26/ Helmholtz-Zentrum Berlin für Materialien und Energie: Zahlen und Fakten: Rückbau Forschungsreaktor BER II. Available from https://www.helmholtz-berlin.de/projects/rueckbau/ber/reaktordaten_de.html, retrieved on 26 August 2026.

/HEN 22/ Hendricks, J. S., Swinhoe, M. T., Favalli, A.: Monte Carlo N-Particle Simulations for Nuclear Detection and Safeguards. ISBN 978-3-031-04128-0, DOI 10.1007/978-3-031-04129-7, Springer International Publishing: Cham, 2022.

/HSM 23/ HSM Stahl und Metallhandel GmbH: Werkstoffdatenblatt 1.0566 / P355NL1. Available from https://staging.hsm-stahl.de/wp-content/uploads/2023/08/HSM_Datenblatt_1.0566.pdf, retrieved on 26 August 2026.

/IAEA 92/ International Atomic Energy Agency: Research Reactor Core Conversion Guidebook, Volume 1: Summary, IAEA-TECDOC. 643/1, IAEA: Vienna, Austria, 1992.

/IAEA 07a/ IAEA (Ed.): Strategy and Methodology for Radioactive Waste Characterization. IAEA-TECDOC-1537, 2007.

/IAEA 07b/ International Atomic Energy Agency: Advances in Applications of Burnup Credit to Enhance Spent Fuel Transportation, Storage, Reprocessing and Disposition. IAEA-TECDOC, ISBN 92-0-103307-9: Vienna, 2007.

/IAEA 21/ IAEA (Ed.): Research Reactor Spent Fuel Management: Options and Support to Decision Making. IAEA Nuclear Energy Series, No. NF-T-3.9, 2021.

/IAEA 23/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Core management and fuel handling for research reactors, Specific Safety Guide. IAEA Safety Standards Series, SSG-82, ISBN 978-92-0-150922-2, International Atomic Energy Agency: Vienna, 2023.

/ICRP 10/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures, ICRP PUBLICATION 116. Annals of the ICRP, Vol. 40, No. 2-5, 2010.

/INS 19a/ Institut für Kernchemie (Ed.): Report TRIGA Mainz 2018, PowerPoint Präsentation. Available from https://download.uni-mainz.de/fb09-kernchemie/RROG/Country_Report_Germany_TRIGA_Mainz.pdf, retrieved 12/25.

/INS 19b/ Institut für Kernchemie, Johannes Gutenberg-Universität Mainz: Report TRIGA Mainz 2018, Country Report. Johannes Gutenberg-Universität Mainz, May 2019.

/IRK 22/ Irkimbekov, R. A., Gnyrya, V. S., Prozorova, I. V., Hanan, N. A., Garner, P. L., Stevens, J. G.: The IVG.1M Reactor Conversion: Current State and Prospects. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 295–300, ISBN 978-92-95064-38-6: Budapest, Hungary, 2022.

/JER 00/ Jeraj, R., Ravnik, M., Žagar, T., Persic, A.: TRIGA MARK II Reactor Benchmark. In: American Nuclear Society (ANS) (Ed.): ANS International Topical Meeting on Advances in Reactor Physics, and Mathematics and Computation into the Next Millennium. PHYSOR 2000, Pittsburgh, Pennsylvania, U.S.A., 7. - 12. May 2000, ISBN 9780894486555, ANS: La Grange Park, Illinois, 2000.

/KIL 17/ Kilger, R.: Gutachterliche Stellungnahme zum Kernbrennstoff des Forschungsreaktors München II (FRM II), Zwischen- und Endlagerung des Kernbrennstoffs, Im Auftrag des Umweltbundesamts. 24 p.: Garching b. München, 15. November 2017.

/KOD 21/ Kodeli, I. A., Sartori, E.: SINBAD – Radiation shielding benchmark experiments. Annals of Nuclear Energy, Vol. 159, pp. 108254, DOI 10.1016/j.anucene.2021.108254, 2021.

/KRU 85/ Krull, W.: Reduced Enrichment Activities at GKSS. In: GKSS Forschungszentrum Geesthacht GmbH: Proceedings of the International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR). Reduced Enrichment for Research and Test Reactors Program: Petten, The Netherlands, 1985.

/LAP 16/ Lapins, J., GUILLIARD, N., Bernnat, W., WELZEL, S., ROSE, M.: Analysis Of The Activation At The End Of Operation Of The BERLIN EXPERIMENTAL REACTOR II. Ed.: European Research Reactor Conferen, 2016.

/LAP 17/ Lapins, J., GUILLIARD, N., Bernnat, W.: Generation of an activation map for decommissioning planning of the Berlin Experimental Reactor-II. EPJ Web of Conferences, Vol. 153, pp. 1026, DOI 10.1051/epjconf/201715301026, 2017.

/LEE 25/ Lee, B., Yoo, H. J., Kim, K.-O.: Prefeasibility Study on the Use of U3Si Fuel for TRIGA Reactor. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 119–124, ISBN 978-92-95064-42-3: Aix-en-Provence, France, 2025.

/LEP 19/ Leppänen, J.: Response Matrix Method–Based Importance Solver and Variance Reduction Scheme in the Serpent 2 Monte Carlo Code. Nuclear Technology, Vol. 205, No. 11, pp. 1416–1432, DOI 10.1080/00295450.2019.1603710, 2019.

/LI 22/ Li, X., Hutanu, V., Bulla, S., Molch, J., Jeschke, F.: Gamma Irradiations Using Spent Fuel Elements at FRM II. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 310–318, ISBN 978-92-95064-38-6: Budapest, Hungary, 2022.

/MEU 22/ Meulekamp, R. K.: Current Developments on the WENRA Reference Levels for Research Reactors. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 367–372, ISBN 978-92-95064-38-6: Budapest, Hungary, 2022.

/MIC 20/ Michal, V.: IAEA Assistance in Research Reactor Decommissioning. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 30–33, ISBN 978-92-95064-34-8, 2020.

/MLA 20/ Mladin, M.: A User Perspective on an IAEA Project: “Benchmarks of Computational Tools against Experimental Data on Fuel Burnup and Material Activation for Utilization, Operation and Safety Analysis of Research Reactors”. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 1–8, ISBN 978-92-95064-34-8, 2020.

/MO 95/ Mo, S. C., Hanan, N. A., Matos, J. E.: Comparison of the FRM-II HEU Design With an Alternative LEU Design. In: Argonne National Laboratory: Proceedings of the 18th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR 1995). Paris, France, 1995.

/MOS 15a/ Mosher, S. W., Johnson, S. R., Bevill, A. M., Ibrahim, A. M., Daily, C. R., Evans, T. M., Wagner, J. C., Johnson, J. O., Grove, R. E.: ADVANTG—An Automated Variance Reduction Parameter Generator. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), ORNL/TM-2013/416, 109 p., August 2015.

/MOS 15b/ Mosher, S., Johnson, S., Bevill, A., Ibrahim, A., Daily, C., Evans, T., Wagner, J., Johnson, J., Grove, R.: ADVANTG—An Automated Variance Reduction Parameter Generator (Rev. 1). DOI 10.2172/1210162, 2015.

/MÜL 21/ Müller, E., Guimarães, P. F.: Effect of Fission Product Delayed Energy Release in MTR Depletion Calculations. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 143–158, ISBN 978-92-95064-36-2: Helsinki, Finland, 2021.

/NAG 09/ Nagels, S., Hampel, G., Kratz, J. V., Aguilar, A. L., Minouchehr, S., Otto, G., Schmidberger, H., Schütz, C., Vogtländer, L., Wortmann, B.: Determination of the irradiation field at the research reactor TRIGA Mainz for BNCT. Ed.: Science Direct, Applied Radiation and Isotopes 67 (2009) S242–S246, 2009.

/NAS 24/ Nash, J. M., Sizemore, C. W., Chandler, D., Bae, J. W., Cook, D. H., Smith, T. B., Miller, C. J., Shokes, T. E., Cole, J. I., Jamison, L. M., Jaluvka, D.: High Flux Isotope Reactor Low-Enriched Uranium Conversion - Design and Fuel Qualification Overview. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 393, ISBN 978-92-95064-39-3: Warsaw, Poland, 2024.

/NEA 13/ NEA: Radiological Characterisation for Decommissioning of Nuclear Installations, Final Report of the Task Group on Radiological Characterisation and Decommissioning (RCD) of the Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD). NEA/RWM/WPDD(2013)2, 2013.

/NIC 22/ Nicol, J., Krüger, J., Kaufholz, P.: Untersuchungen zum Mengengerüst und den Entsorgungsmöglichkeiten berylliumhaltiger radioaktiver Abfälle in Deutschland. Ed.: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS), 2022.

/NUD 02/ Nuding, M., Rottmann, M., Axmann, A., Böning, K.: FRM-II Project Status and Safety of Its Compact Fuel Element. In: Technische Universität München: Proceedings of an International Conference on Research Reactor Fuel Management. Garching, Germany, 2002.

/OEC 10/ OECD Nuclear Energy Agency: SERPENT 1.1.7: 3-D Continuous-Energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation, Lattice Physics Applications. OECD Nuclear Energy Agency Data Bank, 2010.

/OECD 18/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA): Preparing for Decommissioning During Operation and After Final Shutdown, Radioactive Waste Management. OECD, NEA No. 7374, DOI 10.1787/9789264303126-en, 2018.

/OIN 25/ Oinonen, V.: FIR 1 Research Reactor Dismantling and Waste Management: The Crucial Role of Modern Digital Design Tools in Achieving Success. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 386–390, ISBN 978-92-95064-42-3: Aix-en-Provence, France, 2025.

/OPE 26/ OpenMC Development Team: Variance Reduction. Available from https://docs.openmc.org/en/stable/usersguide/variance_reduction.html, retrieved on 27 August 2026.

/PAC 21/ Pacific Northwest National Laboratory: Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling, Technical Report. PNNL-15870, Rev. 2, 2021.

/PHI 10/ Phillips, A. M., Mickum, G. S., Burkes, D. E.: Thermophysical Properties of U-10MO Alloy. DOI 10.2172/1000547, 2010.

/PIC 21/ Pichlmaier, A., Jeschke, F., Kudejova, P.: Fuel Cycle at FRM II: Challenges and Latest Progress. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 300–304, ISBN 978-92-95064-36-2: Helsinki, Finland, 2021.

/PIC 25/ Pichlmaier, A., Jeschke, F., Schätzlein, R.: FRM II: Update on the Status and Outlook. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 361–363, ISBN 978-92-95064-42-3: Aix-en-Provence, France, 2025.

/PUN 19/ Punger\v san, Snoj, L.: Calculation of Complete Burnup History of the JSI TRIGA MARK II with SERPENT and TRIGLAV. In: European Nuclear Society: Proceedings of the European Research Reactor Conference (RRFM 2019). pp. 152–160, ISBN 978-92-95064-33-1, 2019.

/PUN 23/ Pungercic, A., Cirillo, R., Walkiewicz, J., Novák, E., Gajewski, J., Szentmiklósi, L., van Puyvelde, L., Starflinger, J., Cano, D., Pohlner, G., Mikolajczak, R., Pavel, G., Snoj, L.: Current Status of the EU Research Reactor Fleet and Assessment of Gaps and Opportunities in Individual RR Activities as Part of the TOURR Project. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 138–146, ISBN 978-92-95064-39-3: Antwerp, Belgium, 2023.

/RÄT 24/ Räty, A., Vento, S.: Activity Characterization and Waste Management in the FiR1 TRIGA Decommissioning Project. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 271, ISBN 978-92-95064-39-3: Warsaw, Poland, 2024.

/RAV 00/ Ravnik, M.: Description of TRIGA Reactor. Jožef Stefan Institute, 2000.

/REI 17/ Reiter, C., Breitkreutz, H., Röhrmoser, A., Seubert, A., Petry, W.: High Precision Neutronic Calculations for Transient Simulations for FRM II. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. ISBN 978-92-95064-28-7, 2017.

/REI 19/ Reiter, C.: A Model System for Transient Calculations for Research Reactors with a Compact Core. PhD thesis, Technische Universität München, 2019.

/REI 20/ Reiter, C.: Implementation of Involutes in Serpent. In: Serpent User Group Meeting. Garching, Germany, 2020.

/REI 23/ Reiter, C., Bergeron, A., Bonete-Wiese, D., Kirst, M., Mercz, J., Schönecker, R., Shehu, K., Ozar, B., Puig, F., Licht, J., Petry, W., Müller-Buschbaum, P.: A Low-Enriched Uranium (LEU) option for the conversion of FRM II. Annals of Nuclear Energy, Vol. 183, pp. 109599, DOI 10.1016/j.anucene.2022.109599, 2023.

/RIS 25/ Rising, M. E., Armstrong, J. C., Bolding, S. R., Bull, J. S., Casswell, L., Clark, A. R., Forster, R. A., Frederick, C. S., Giron, J. F., Jones, F. B., Josey, C. J., Kelley, T. M., Kulesza, J. A., Lively, M. A., et al.: The MCNP ® 6 code: A decade of progress. EPJ Nuclear Sciences & Technologies, Vol. 11, pp. 9, DOI 10.1051/epjn/2025003, 2025.

/RÖH 10/ Röhrmoser, A.: Core model of new German neutron source FRM II. Nuclear Engineering and Design, Vol. 240, No. 6, pp. 1417–1432, DOI 10.1016/j.nucengdes.2010.02.011, 2010.

/ROM 21/ Romano, P. K., Josey, C. J., Johnson, A. E., Liang, J.: Depletion capabilities in the OpenMC Monte Carlo particle transport code. Annals of Nuclear Energy, Vol. 152, pp. 107989, DOI 10.1016/j.anucene.2020.107989, 2021.

/ROM 25/ Romanello, V., Hrehor, M., Paglini, A., Dambrosio, A., Jiska, P., Pinta, J., Boyard, M., Huet, F.: Assessment of an Alternative Control Fuel Assembly Design for the LVR-15 Reactor within the EU-CONVERSION Project. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 35–47, ISBN 978-92-95064-42-3: Aix-en-Provence, France, 2025.

/SAN 21/ Santos, W., Campolina, D., Barros, G. d. P., Santos, A. C.: Criticality Benchmark Calculation and Comparison for a Fuel Storage Rack in a TRIGA Reactor. Ed.: International Nuclear Atlantic Conference - INAC: Brazil, available from , as at 2021.

/SAY 21/ Sayın, S., Şentürk Lüle, S., olak, Ü.: Computational Fluid Dynamics Analysis of ITU TRIGA Mark II Research Reactor Spent Fuel Pit. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 418–428, ISBN 978-92-95064-36-2: Helsinki, Finland, 2021.

/SCH 07/ Schulte-Büttner, B., Trugenberger-Schnabel, A., Peter, J.: Die Empfehlungen von 2007 der Internationalen Strahlenschutzkommisssion, ICRP-Veröffentlichung 103. Ed.: Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Internationale Strahlenschutzkommission (ICRP), 129 p., March 2007.

/SEL 19/ Sellaoui, N., Zidi, T., Belgaid, M., Zergoiug, T.: Determination of NUR Research Reactor Fuel Burnup Using SCALE Code System. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 50–56, ISBN 978-92-95064-33-1, 2019.

/SIL 26/ Silver Fir Software, Inc.: Attila4MC. 2026.

/SIS 19/ Sisley, S., England, J., Subiry, J.: NAC's OPTIMUS™ Packaging for Reactor Wastes. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 318–325, ISBN 978-92-95064-33-1, 2019.

/SOM 25/ Sommer, F., Eisenstecken, T., Kilger, R., Kolbasseff, A., Sappl, J., Travleev, A.: Bereitstellung und Weiter-entwicklung von Methoden, Daten und Rechenmethoden zu nuklearen Sicherheitsanalysen: 2022 - 2025, Abschlussbericht zum Vorhaben 4722E03240. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) GmbH, GRS-803: Garching b. München, November 2025.

/SON 18/ Sonzogni, A. A., McCutchan, E. A., Johnson, T. D.: The Decay Data Sublibrary in ENDF/B-VIII.0. In: RPSD: Topical Meeting of the Radiation Protection and Shielding Division of ANS. USA, 2018.

/SON 24/ Soner, M. A. M., Hasan, M. R., Al Mahmud, A., Jahan, Nusrat, Uddin, Mohammad Mezbah, Haque, A., Rabir, M. H.: Safety analysis of spent fuel storage facility for BAEC TRIGA research reactor using MCNP5. Ed.: International Journal of Nuclear Energy Science and Technology, available from https://www.inderscienceonline.com/doi/abs/10.1504/IJNEST.2024.142744, retrieved 12/25.

/STE 21/ Steinitz, U., Neder, I.: Discrete-Continuous Method for Improved Resolution of Burnup and Power Distribution in Reactor Calculations. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 359–367, ISBN 978-92-95064-36-2: Helsinki, Finland, 2021.

/STU 11/ Studsvik: HELIOS-2 Methods Manual, (Version 2.1). SSP-11/452 Rev 1, 16. December 2011.

/STU 24/ Studsvik: CASMO5. As at 19 November 2024, available from https://www.studsvik.com/de/key-offerings/nuclear-simulation-software/software-produkte/casmo5/, retrieved on 15 December 2024.

/TAB 24/ Tabuchi, M., Wakabayashi, G., Sugiura, N., Shiga, H., Hohara, S., Sakon, A., Yamanishi, H., Pyeon, C. H., Stratton, C. D., Morman, J. A., Stevens, J. G., Olson, A. P., Kalimullah, M., Lell, R. M., Heltemes, T. A.: Project Overview and Technical Studies of the Low-Enrichment Conversion Project at UTR-KINKI. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 121–130, ISBN 978-92-95064-39-3: Warsaw, Poland, 2024.

/TAB 25/ Tabuchi, M., Wakabayashi, G., Sugiura, N., Shiga, H., Hohara, S., Sakon, A., Yamanishi, H., Pyeon, C. H., Stratton, C. D., Morman, J. A., Stevens, J. G., Olson, A. P., Kalimullah, M., Lell, R. M., Heltemes, T. A.: Overview of Technical Studies on the Low-Enrichment Conversion at UTR-KINKI. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 1–11, ISBN 978-92-95064-42-3: Aix-en-Provence, France, 2025.

/TAL 20/ Talbi, A., Valery, J.-F., Grandhomme, C., Kerr, B.: Logistic Solutions for Research Reactors Waste Management. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 20–29, ISBN 978-92-95064-34-8, 2020.

/TOT 19/ Total Materia: DIN 3.3241.62 Aluminium Alloy (GK-AlMg3Si wa). Available from https://portal.totalmateria.com/de/search/quick/materials/3000403/composition, retrieved on 26 August 2026.

/TRA 25/ Travleev, A.: Analysis of the fixed-source option and the weight-window implementation in Serpent. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) GmbH, GRS-842: Garching b. München, November 2025.

/TZI 25/ Tzivaki, M., Meloni, M., Bartos, O., Lawless, K., Nicol, J., Hummelsheim, K., Simbruner, K., Hanfland, R., Travleev, A.: Weiterentwicklung und Anpassung der numerischen Verfahren zur Inventarcharakterisierung zwischengelagerter radioaktiver Abfälle und Bewertung des Strahlungseinflusses, Fachlicher Abschlussbericht. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-, No. 815, 191 p.: Garching, Germany, May 2025.

/VAN 19/ van den Berghe, S., Koonen, E., Kuzminov, V., Verwerft, M.: Evacuation and Reprocessing of Non-Standard Fuel Elements from the BR2 Reactor. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 108–114, ISBN 978-92-95064-33-1, 2019.

/VIL 18/ Villarino, E., Alberto, P., Albornoz, F., Doval, A., Hergenreder, D.: INVAP Nuclear Engineering Department Calculation Suite. In: Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR) Program: Proceedings of the 39th RERTR 2018 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors. 2018.

/VO 18/ Vo Van, V., Valery, J.-F., Talbi, A., Chabeuf, J. M., Le Blevennec, R.: Research Reactor Back-End Operations: Growing Needs and Available Services. In: Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR) Program: Proceedings of the 39th RERTR 2018 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors. 2018.

/VTT 25/ VTT: Serpent Monte Carlo Code online documentation. Available from https://serpent.vtt.fi/docs/, retrieved on 20 September 2025.

/WAG 14/ Wagner, J. C., Peplow, D. E., Mosher, S. W.: FW-CADIS Method for Global and Regional Variance Reduction of Monte Carlo Radiation Transport Calculations. Nuclear Science and Engineering, Vol. 176, No. 1, pp. 37–57, DOI 10.13182/NSE12-33, 2014.

/WER 17/ Werner, C. J.: MCNP 6.2 User's Manual. Los Alamos National Laboratory (LANL), la-UR-, 17-29981, Scientific Research - an Academic Publisher, 2017.

/WIL 23/ Williams, C., Lane, J., Cousen, M.: The Role of Shielding in Enabling the Transport of Nuclear Fuel. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 185–192, ISBN 978-92-95064-39-3: Antwerp, Belgium, 2023.

/ZAM 19/ Zameer, A., Mirza, S. M., Mirza, N. M.: Investigating the Shielding Effectiveness for Spent Fuel Dry Storage Cask Using MCNP Code. In: European Nuclear Society: RRFM -- Proceedings of the European Research Reactor Conference. pp. 204–210, ISBN 978-92-95064-33-1, 2019.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 1.1 Grafische Darstellung für die Management-Optionen von abgebranntem Brennstoff 6

Abb. 1.2 Managementoptionen und eine grobe Einstufung der technisch verfügbaren Strategien zur RRSNF-Entsorgung 7

Abb. 1.3 Charakterisierungsansatz für Nuklid-Vektoren und Aktivitätsbestimmung der Abfallchargen 13

Abb. 1.4 Prinzipielle Elemente für das nukleare Berechnungsschema 13

Abb. 1.5 die fünf typischen Phasen einer HFIR-LEU-Umwandlungsstrategie 14

Abb. 1.6 Generell notwendige Schritte im Rahmen der HFIR-Brennstoffqualifizierung 14

Abb. 1.7 CASTOR MTR3-Behälter 16

Abb. 1.8 Flussdiagramm der Unsicherheitspropagation der verwendeten Methodik 18

Abb. 1.9 normiertes axiales Gamma-Dosisleistungsprofil 19

Abb. 1.10 Abklingen der Gammadosisleistung des BE über zwei Jahre nach dem Einsatz 20

Abb. 1.11 die vier essenziellen Stufen des Physical Start-up nach der Umrüstung des Reaktors von HEU auf LEU-Brennstoff 21

Abb. 1.12 Aufbau des verwendeten Kern-Test-Layouts 24

Abb. 1.13 prinzipieller Aufbau des Transportbehälters 26

Abb. 1.14 schematische Darstellung JSI-TRIGA-MARK-II-Kern. Kernkonfiguration per 02/2019 mit Brennelementen mit 12 Gew.-% Uran 30

Abb. 1.15 Vorgeschlagenes BE-Behälter-Design mit Angabe der Behälterwandschichten 32

Abb. 1.16 Dosisrate in (mSv/h) auf der Behälter-Oberfläche für verschiedene Abklingzeiten 32

Abb. 1.17 Dosisrate in (mSv/h) für verschiedene Abklingzeiten und Abstände 33

Abb. 1.18 Darstellung der beiden möglichen RRSF-Strategien 34

Abb. 1.19 Prozess-Diagramm der Aufarbeitung von Brennstoff aus Forschungsreak-toren in La Hague 35

Abb. 1.20 Neutronische Berechnungslinie des Nuclear Engineering Department INVAP 38

Abb. 1.21 Eingesetzte thermohydraulische Codes 39

Abb. 1.22 Eingesetzte Strahlungscodes und ihre Hauptanwendungen 39

Abb. 1.23 Flussdiagramm zum Berechnungsprozess von Radionuklidinventaren 42

Abb. 1.24 Kernkonfiguration des TRIGA-Mainz-Forschungsreaktors mit 75 Brennelementen (FE) 46

Abb. 1.25 TRIGA-Mainz-Kernkonfiguration mit 76 Brennelementen im Kern und Lagergestell 47

Abb. 1.26 TRIGA Mainz, Ladeplan Nr. 30, 2018 48

Abb. 1.27 Berechnungsmodell für die Eingabeparameter von FISPACT 50

Abb. 1.28 Kernaufbau des RFR mit Kernbeladung 51

Abb. 1.29 Reaktorkernkorb mit Berylliumreflektor des RFR von 1967 bis 1986 52

Abb. 1.30 Kern des RFR mit der Kernbeladung K 1.0.1 (Erstkern). Blau markiert ist der feste Berylliumreflektor außen, die 29 Berylliumelemente im Gitter sowie die Beryllium-Verdränger 53

Abb. 1.31 Querschnitt durch das Brennelement, den Regelstab und das Zentralkanalrohr des FRM II 54

Abb. 1.32 Draufsicht des vollständigen MCNP6-Modells sowie die Seitenansicht des Vertikalstapelmodells 55

Abb. 1.33 CAD-Modell für das neue Brennelement des FRM II 56

Abb. 1.34 Horizontaler Querschnitt durch das Brennelement (links) sowie durch die Brennstoffplatte (rechts) 56

Abb. 1.35 Relative Differenz des Neutronenflusses zwischen den mit Serpent und MCNP berechneten Werten für den aktuellen HEU-Kern 57

Abb. 1.36 Vergleich der x-y-Schnitte der Neutronikmodelle des HEU- und des vorgeschlagenen LEU-Brennelements 57

Abb. 2.1 FRM II-Reaktor, Gesamtmodell 68

Abb. 2.2 FRM II-Reaktor, Brennelement-Details 69

Abb. 2.3 FRM II-Reaktor, Details Brennstoffplatten 70

Abb. 2.4 Wärme- und Neutronenflussverteilung im Kern für eingefahrenen Regelstab 71

Abb. 2.5 Abweichungen der Leistungsdichte und der Neutronenflussdichte infolge unterschiedlicher geometrischer Darstellungen des Brennelements 72

Abb. 2.6 FRM II: Vergleich HEU (links) und LEU (rechts), vertikaler Kernschnitt 74

Abb. 2.7 Änderungen in der Brennstoffplattenkonfiguration im FRM II 74

Abb. 2.8 TRIGA-Mainz-Reaktormodell 77

Abb. 2.9 TRIGA-Mainz-Kernbeladung, Brennelement- und Blindelementmodelle 77

Abb. 2.10 BER II-Reaktormodell 79

Abb. 2.11 Modell der BER II-Kernbeladung 79

Abb. 2.12 Modell der BER II-Kernbeladung (Ausschnitt mit Brennelementen) 80

Abb. 2.13 FRM II (HEU)-BE im Behälter 81

Abb. 2.14 FRM II (LEU)-BE im Behälter 82

Abb. 2.15 BER II-BE im Behälter 82

Abb. 2.16 TRIGA BE im Behälter 83

Abb. 2.17 Generisches MCNP-Modell des Behälters CASTOR MTR3 86

Abb. 2.18 Generisches Serpent-Modell des Behälters CASTOR MTR3 87

Abb. 2.19 Räumliche Verteilung des Neutronenflusses für die Neutronenquelle aus FRM II (HEU) nach 5 Jahren Abklingzeit 89

Abb. 2.20 Räumliche Verteilung des Photonenflusses für die Photonenquelle aus FRM II (HEU) nach 5 Jahren Abklingzeit 90

Abb. 2.21 Spektren des Neutronen- (links) und des direkten Photonenflusses (rechts) an der äußeren Wandfläche des Containers für die Quelle aus FRM II (HEU) nach fünf Jahren Abklingzeit 91

Abb. 2.22 Sr-90-, Cs-137- und Pu-239-Konzentration als Funktion des maximalen Abbrands 93

Abb. 2.23 Errechnete k_{eff} – Werte für unterschiedliche Wasserdichten im generischen Behältermodell 95

Abb. 2.24 Gamma- und Neutronen-Spektren nach 5 Jahren Abklingzeit..... 98

Abb. 2.25 Gamma- und Neutronen-Spektren nach 40 Jahren Abklingzeit..... 99

Abb. 2.26 Gamma- und Neutronen-Spektren nach 100 Jahren Abklingzeit..... 99

Abb. 2.27 Fissionsspektren (oben) und Neutronenspektren aus α-n-Reaktionen (unten) im Brennstoff der betrachteten Forschungsreaktoren nach 5 Jahren Lagerung..... 100

Abb. 2.28 Spektren der direkten Gammaquelle nach 5 Jahren Abklingzeit. 101

Abb. 2.29 Spektren der direkten Gammaquelle nach 50 Jahren Abklingzeit. 102

Abb. 2.30 Spektren der direkten Gammaquelle nach 100 Jahren Abklingzeit. 102

Abb. 2.31 Neutronenfluss um den Container für die Neutronenquelle aus dem FRM II (HEU)-BE, normiert auf ein Quellneutron 106

Abb. 2.32 Sekundärer Photonenfluss um den Container für die Neutronenquelle aus dem FRM II (HEU)-BE, normiert auf ein Quellneutron 107

Abb. 2.33 Direkter Photonenfluss um den Container, für die Photonenquelle aus dem FRM II (HEU)-BE, normiert auf ein Quellphoton 108

Abb. 3.1 Vergleich Behälter für FR-BE (links) und für DWR (rechts) 117

Abb. 3.2 Explosionszeichnung des generischen Behältermodels..... 121

Abb. 3.3 Gesamtneutronenspektrum von DWR-, FRM II (HEU)-, FRM II (LEU)-, TRIGA- und BER II-Brennelementen 5 Jahre nach Entfernung aus dem Reaktor (oben) und nach 100 Jahren Lagerzeit (unten) 130

Tabellenverzeichnis

Tab. 1.1 Code-Kopplungsmöglichkeiten bei INVAP 40

Tab. 1.2 Aktivitätsinventar für 7 Radionuklide aus den vier Forschungsreaktoren BER II, FRM I, FRG und RFR bezogen auf deren Beryllium-Gesamtmenge bei Annahme einer homogenen Verteilung. Bezugsdatum ist der 01.01.2030..... 51

Tab. 2.1 Geometrische Parameter des FRM II-Brennelementes..... 68

Tab. 2.2 Geänderte Parameter im BE mit LEU-Brennstoff..... 73

Tab. 2.3 Abmessungen des Behälters CASTOR MTR3 [1]..... 86

Tab. 2.4 Einzelne Komponenten des Behältermodells und deren Materialien..... 86

Tab. 2.5 Maximaler und gemittelter Abbrand in Reaktoren 92

Tab. 2.6 Halbwertszeiten ausgewählter Nuklide, /SON 18/..... 94

Tab. 2.7 BER II-k_{eff} als Funktion der Abklingzeit und Wasserdichte 95

Tab. 2.8 FRM II (HEU)-k_{eff} als Funktion der Abklingzeit und Wasserdichte 96

Tab. 2.9 FRM II (LEU)-k_{eff} als Funktion der Abklingzeit und Wasserdichte..... 96

Tab. 2.10 TRIGA-k_{eff} als Funktion der Abklingzeit und Wasserdichte..... 96

Tab. 2.11 Zusammenfassung der Abbrandzonen, welche für die weiter Berechnungen von Quellterm und Abschirmung gewählt wurden 97

Tab. 2.12 Quellenintensität für jeden untersuchten Reaktor zu den Zeitpunkten 5 Jahre, 40 Jahre und 100 Jahre in Photonen/s und Neutronen/s..... 104

Tab. 2.13 Flussabschwächung und Spanne des statistischen Fehlers 109

Tab. 2.14 Dosisleistung in µSv/h aus der Gammaquelle der Brennelemente des Forschungsreaktors FRM II (HEU)..... 110

Tab. 2.15 Dosisleistung in µSv/h aus der Neutronenquelle der Brennelemente des Forschungsreaktors FRM II (HEU)..... 110

Tab. 2.16 Dosisleistung in µSv/h aus sekundären Photonen der Neutronenquelle der Brennelemente des Forschungsreaktors FRM II (HEU)..... 110

Tab. 2.17 Dosisleistung in µSv/h aus der Gammaquelle der Brennelemente des Forschungsreaktor FRM II (LEU)..... 111

Tab. 2.18 Dosisleistung in µSv/h aus der Neutronenquelle der Brennelemente des Forschungsreaktor FRM II (LEU) 111

Tab. 2.19 Dosisleistung in µSv/h aus sekundären Photonen der Neutronenquelle der Brennelemente des Forschungsreaktor FRM II (LEU) 111

Tab. 2.20 Dosisleistung in µSv/h aus der Gammaquelle der Brennelemente des Forschungsreaktor TRIGA 112

Tab. 2.21 Dosisleistung in µSv/h aus der Neutronenquelle der Brennelemente des Forschungsreaktor TRIGA 112

Tab. 2.22 Dosisleistung in µSv/h aus sekundären Photonen der Neutronenquelle der Brennelemente des Forschungsreaktor TRIGA..... 112

Tab. 2.23 Dosisleistung in µSv/h aus der Gammaquelle der Brennelemente des Forschungsreaktors BER II 113

Tab. 2.24 Dosisleistung in µSv/h aus der Neutronenquelle der Brennelemente des Forschungsreaktors BER II 113

Tab. 2.25 Dosisleistung in µSv/h aus sekundären Photonen der Neutronenquelle der Brennelemente des Forschungsreaktors BER II 113

Tab. 3.1 Für FR relevante Benchmarks 116

Tab. 3.2 Kombinationen aus Brennelementen und Behältern für die Vergleichsrechnungen 118

Tab. 3.3 Zusammenfassung der Parameter für die DWR-Referenzrechnung 118

Tab. 3.4 Abmessungen des generischen Transport- und Lagerbehälters für Druckwasserreaktor-Brennelemente 121

Tab. 3.5 Prozentuale Gewichtsanteile der Nuklide mit dem größten Beitrag zur Gesamtmasse der betrachteten Brennstoffe 5, 40 und 100 Jahre nach der Bestrahlung 123

Tab. 3.6 Gesamtaktivität für vollständig beladene Behälter mit verschiedenen Brennelementen 5, 40 und 100 Jahre nach der Bestrahlung, Bq 124

Tab. 3.7 Nuklide mit dem größten Beitrag zur Aktivität des betrachteten Brennstoffs 5, 40 und 100 Jahre nach der Bestrahlung, sowie deren relativer Anteil an der Gesamtaktivität, in % 126

Tab. 3.8 Nachzerfallsleistung für vollständig beladene Behälter mit verschiedenen Brennelementen, kW 127

Tab. 3.9 Nuklide mit dem größten Beitrag zur Zerfallsleistung des betrachteten Brennstoffs 5, 40 und 100 Jahre nach der Bestrahlung, sowie deren relativer Anteil an der Zerfallsleistung, in % 129

Tab. 3.10 Gamma- und Neutronen-Intensität, 1/s, für einen vollständig beladenen Behälter mit 19 DWR-Brennelementen..... 131

Tab. 3.11 Effektive Dosisleistung (Photonen) eines vollständig beladenen Behälters mit DWR-Brennelementen 133

Tab. 3.12 Effektive Dosisleistung (Neutronen) eines vollständig beladenen Behälters mit DWR-Brennelementen 133

Tab. 3.13 Effektive Dosisleistung (sekundäre Photonen) eines vollständig beladenen Behälters mit DWR-Brennelementen..... 133

Tab. 3.14 Bestand ausgewählter Nuklide (in Einheiten von 1e24) in den HEU- und LEU-Brennelementen zu Beginn und am Ende des Bestrahlungszyklus..... 137

Tab. 3.15 Quellenintensität für HEU und LEU zu den Zeitpunkten 5 Jahre, 40 Jahre und 100 Jahre in Photonen/s und Neutronen/s, normiert auf 5 BE..... 138

Tab. 3.16 Vergleich Dosisleistung in µSv/h aus der Gammaquelle für HEU- und LEU-Brennelemente 139

Tab. 3.17 Vergleich Dosisleistung in µSv/h aus der Neutronenquelle für HEU- und LEU-Brennelemente 139

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH

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

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

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

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

www.grs.de

ISBN 978-3-911727-80-8