

Untersuchungen zur optimierten Nutzung der spektralen Verhältnisse in Siedewasserreaktoren mit neuen Brennstoffkonzepten

Dominik Winter, Rahim Nabbi und Bruno Thomauske, Aachen

1 Einleitung

Der überwiegende Teil der weltweit eingesetzten kommerziellen Kernkraftwerke sind thermische Leichtwasserreaktoren, zu denen die Typen Druck- und Siedewasser gehören [Age]. Diese zeichnen sich dadurch aus, dass leichtes Wasser durch den Reaktorbehälter gepumpt wird, um die durch Kernspaltung produzierte Wärme in den Brennelementen (BE) und anderen Systemkomponenten abzuführen. Beim Siedewasserreaktor (SWR) beginnt das Kühlmittel während der Wärmeaufnahme zu siedeln und Dampf zu erzeugen. Deshalb ist die Brennstoffausnutzung in den oberen Bereichen der BEs insgesamt sehr ineffizient und das annähernd frische, hochwertig angereicherte Uran wird nach dem Einsatz zwischengelagert oder muss über teure Verfahren wiedergewonnen werden. Um unter anderem die damit verbundenen Kosten zu minimieren, werden von den SWR-Betreibern folgende Strategien angewandt:

1. Verwendung von weniger angereicherterem Uran in den oberen Bereichen der BEs
2. Kürzung einiger Brennstoffpins (3/4-lange Brennstäbe)
3. Weglassen zentraler Brennstoffpins (Wassersäule)

Alle Strategien haben die Vorteile, dass die Wärmeübergänge von den Brennstoffpins zum Kühlmittel erhöht und die Kosten re-

Anschrift der Verfasser:

Dominik Winter, Rahim Nabbi und
Bruno Thomauske
Institut für Nuklearen Brennstoffkreislauf,
RWTH Aachen
Institut für Nuklearen Brennstoffkreislauf
Elisabethstraße 16, 52062 Aachen

The author, Dominik Winter, was awarded by the jury of the The Competence Price, Annual Meeting on Nuclear Technology 2013, for his paper. Members of the jury have been Prof. Dr.-Ing. Eckart Laurien (University of Stuttgart), Prof. Dr.-Ing. Marko K. Koch (University of Bochum) and Dr.-Ing. Wolfgang Steinwarz (Siempelkamp Nukleartechnik).

duziert werden, da nicht-verwertbare Reaktivität nicht in den Kern eingebracht wird. Auf der anderen Seite hat das Entnehmen von Reaktivität aus dem Reaktorkern zur Folge, dass die Dampfqualität sinkt und die Betriebszyklen verkürzt werden.

In diesem Beitrag werden die Ergebnisse der Untersuchungen einer 4. Methode vorgestellt, die sich dadurch auszeichnet, dass Isotope mit einem günstigen Verhältnis von mikroskopischem Spalt- zu Absorptionswirkungsquerschnitt im schnellen Energiebereich den wenig moderierten Neutronen ausgesetzt werden. Auf diese Weise lässt sich auch die Spaltrate und die Transmutation für langlebige Isotope und damit die Brennstoffausnutzung im oberen Bereich der BEs erhöhen, ohne dem Kern Reaktivität zu entnehmen. Letzteres hat zudem den Vorteil, dass sich die Betriebszyklen verlängern, da ein größerer Teil des Reaktivitätspotentials ausgenutzt werden kann.

2 Physikalische Grundlagen

Bei der Spaltung von Aktiniden wie zum Beispiel Uran-235 wird Energie in unterschiedlichen Formen freigesetzt. Der weitaus größte Anteil geht dabei als kinetische Energie der Spaltfragmente und 2 oder 3 Neutronen über und die restliche Energie wird als β oder γ -Strahlung freigesetzt. Die Neutrinostrahlung hat reaktorphysikalisch keine Relevanz und wird für die kommende Diskussion vernachlässigt. Sowohl die kinetische Energie als auch die Energie der emittierten Teilchen wird hauptsächlich lokal, also in unmittelbarer Umgebung zur Spaltung, in Wärme umgewandelt. Für eine sichere Betriebs- und auch Nachbetriebsphase muss die Wärmeabfuhr deshalb durch ein geeignetes Kühlmittel genauso schnell ablaufen wie die Wärmeproduktion, um ein Überhitzen der Strukturkomponenten wie Hüllrohre oder Brennstoffe zu verhindern.

In einem Siedewasserreaktor (SWR) herrscht ein so geringer Druck im Kühl-

kreislauf, dass das Kühlmittel während der Wärmeaufnahme beginnt zu siedeln, Dampf erzeugt und sich eine 2-Phasenströmung einstellt. Der Dampfanteil am Brennelementaustritt kann dabei bis zu 70 % betragen, was zur Folge hat, dass allgemein im oberen Bereich der BEs die Neutronen weniger moderiert werden und weniger induzierte Spaltreaktionen stattfinden. Das Neutronenspektrum hängt deshalb stark von der Höhe ab. Die schnellen bzw. härteren Spektren dominieren deshalb den unteren Bereich (Absorberstäbe) und den oberen Bereich des Reaktors. In *Abbildung 1* (links) wird das Spektrum im Zentrum eines SWRs für 4 verschiedene Höhen dargestellt. Das Spektrum ist mit dem Computerprogramm MCNP5 simuliert worden (siehe Kapitel 3). Man sieht sehr deutlich, dass der Anteil der thermischen Neutronen mit steigender Höhe geringer wird.

In den Bereichen mit geringem Anteil thermischer Neutronen ist auch die Spaltrate und entsprechend die Brennstoffausnutzung gering. Auf der anderen Seite zeigen einige Isotope ein günstiges Verhältnis von mikroskopischem Spalt- zu Absorptionswirkungsquerschnitt im schnellen Energiebereich, sodass die Wahrscheinlichkeit für Spaltung mit schnellen Neutronen stark erhöht ist. Dieses Verhältnis wird in *Abbildung 1* (rechts) für Reaktionen zwischen ausgewählten Isotopen und thermischen sowie schnellen Neutronen gezeigt.

Gemäß *Abbildung 1* (rechts) erhöht sich die Spaltrate, wenn man lokal die Konzentration dieser Aktiniden im Brennstoff erhöht und im oberen Bereich des Reaktors verwendet. Des Weiteren lassen sich auf diese Weise langlebige Transurane effektiv transmutieren und müssen bei einer Endlagerung nicht berücksichtigt werden.

3 Modellierung und Simulation

Das neutronenphysikalische Verhalten in einem SWR ist aufgrund der Absorberstäbe und der starken Heterogenität des Kühlmittels sehr komplex, sodass das Simulationsmodell sehr detailliert die verschiedenen Bereiche erfassen muss. Um ein aussagekräftiges Simulationsmodell erstellen zu können, benötigt man Zugriff auf alle neutronenphysikalisch und thermohydraulisch relevanten Daten eines realen Reaktors. Außerdem muss das Modell mit Messungen verifiziert werden können, um Aussagen über den systematischen Fehler der Simulationsergebnisse machen zu können, da dieser hauptsächlich die Qualität des Simulationsverfahrens bestimmt. Aus diesen Gründen wird hier der Reaktorkern des Kernkraftwerks *Gundremmingen A*, Deutschland, für die Berechnungen verwendet. Alle relevanten Daten zum *Gundremmingen A*-Reaktor lassen sich in [Man+65] finden und Messergebnisse

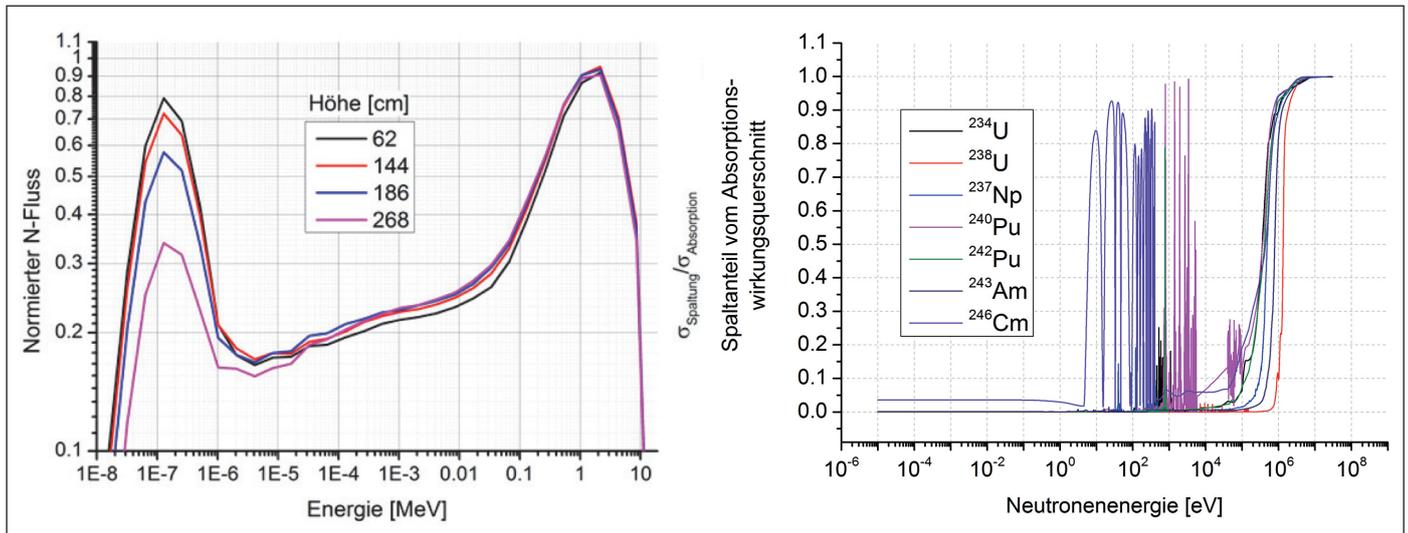


Abb. 1: Normiertes Neutronenspektrum im Zentrum des SWR für verschiedene Höhen (links); Verhältnis von Spalt- zu Absorptionswirkungsquerschnitt für ausgewählte Aktiniden (rechts)

verschiedener Pellets nach dem Einsatz können [BE+79] entnommen werden. In *Abbildung 2* werden das Geometriemodell eines BE (links) und das Viertelkernmodell mit reflektierenden Randbedingungen (rechts, orange Linien) gezeigt.

Für die Modellierung der Geometrie und des Teilchentransports wurde das Programm MCNP5 (Monte Carlo N-Particle, Version 1.60) verwendet [Tea08], die zeitliche Entwicklung des Brennstoffes wurde mit dem Programm ORIGEN (Version 2.2) erfasst [Cro83] und die thermohydraulischen Größen wurden mit dem Programm ANSYS (Version 12.1) bestimmt. Für die Kopplung zwischen Thermohydraulik und Neutronik wurde ein MatLab-Skript geschrieben und die Kopplung zwischen Neutronik und Abbrand übernimmt VESTA (Version 2.0.3) [Hae09].

Der serielle Ablauf der Simulation und die Kopplungen zwischen Thermohydraulik und Neutronik sowie Neutronik und Abbrand werden in *Abbildung 3* dargestellt. Die Startkonfiguration für MCNP5 enthält die Geometrie des Objektes, die isotopenaufge-

löste Materialzusammensetzungen und die Quelldefinition. Mit zunächst gewählten Anfangsbedingungen wird damit die Wärmequelle berechnet. Mit dem Thermohydraulikmodell werden dann die Dichte des Kühlmittels und die Temperaturen der einzelnen Materialzonen neu bestimmt. Beträgt die Abweichung zwischen den neuen und den vorherigen Werten nur wenige Prozent, wird mit Hilfe von diskreten Zeitschritten und der thermischen Leistung der Abbrandzyklus simuliert. Der Neutronentransportcode berechnet dazu Eingruppen-Wirkungsquerschnitte und die Flussverteilung. Mit diesen beiden Informationen und der absoluten Masse berechnet das Abbrandprogramm die zeitliche Entwicklung der Brennstoffe und gibt die neuen Materialzusammensetzungen zurück an den Transportcode. Dies wird solange wiederholt, bis alle definierten Zeitschritte berechnet wurden.

Die Unterteilung der Betriebsdauer in diskrete Zeitschritte ist eine notwendige Approximation, da das Abbrandprogramm ORIGEN nicht dynamisch in den Simulationsablauf von MCNP5 eingreifen kann. Das hat

zur Konsequenz, dass während der Abbrandberechnung eines Zeitschritts der absolute Neutronenfluss und die Eingruppen-Wirkungsquerschnitte konstant bleiben. Diese Näherung ist nur für ein gesättigtes Gleichgewicht der Neutronengifte wie Samarium und Xenon korrekt, welches sich erst nach einigen Stunden einstellt ($T_{1/2, Xe-135} = 9,14 \text{ h}$). Aus diesem Grund muss die Diskretisierung des Betriebszyklus während der Anfangsphase sehr fein gewählt werden.

4 Ergebnisse der Simulationsrechnungen

Auf Grundlage des in Kapitel 3 beschriebenen Simulationsmodells konnten die Thermohydraulik, das Betriebsverhalten und das reaktorphysikalische Sicherheitsverhalten sowie das Abklingverhalten der Brennstoffe untersucht werden. Wie in Kapitel 2 beschrieben, besteht der untersuchte Brennstoff aus einer axial heterogenen Anordnung, wobei im oberen Bereich eine erhöhte Konzentration von Isotopen vorliegt, die sich

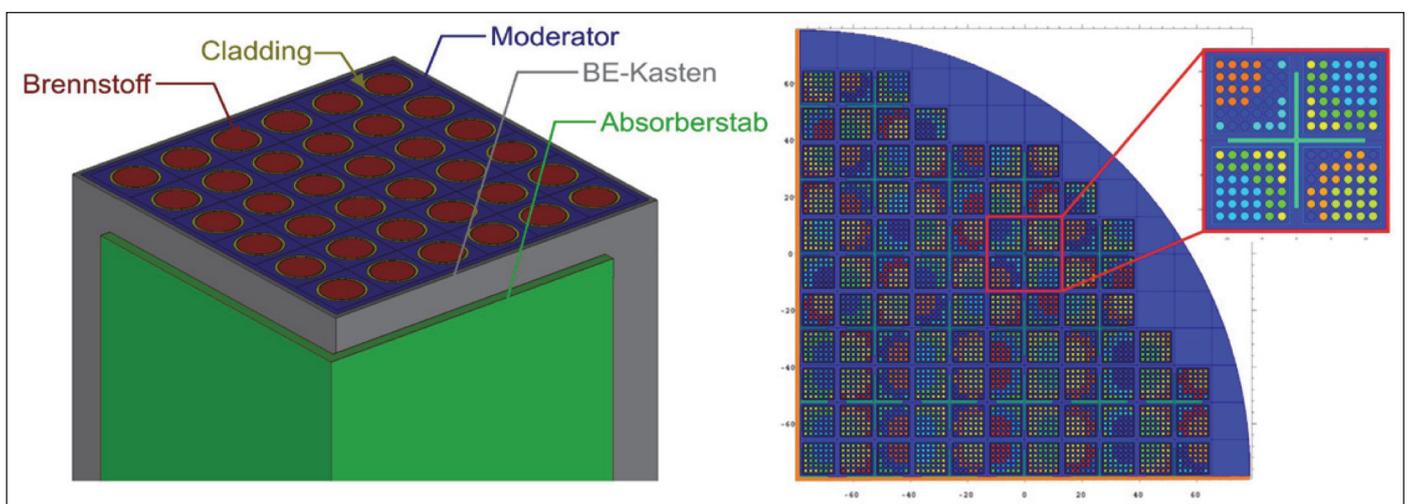


Abb. 2: MCNP-Modelle des Gundremmingen A-Brennelements (links) und Viertelkerns mit reflektierenden Randbedingungen (rechts)

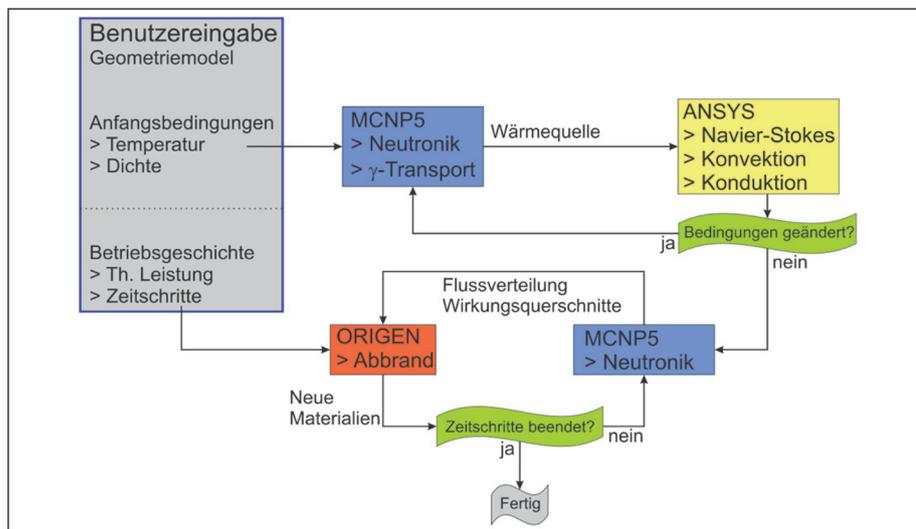


Abb. 3: Ablaufschema des seriell gekoppelten Simulationsverfahrens bestehend aus Thermohydraulik, Teilchenentransport und Abbrand

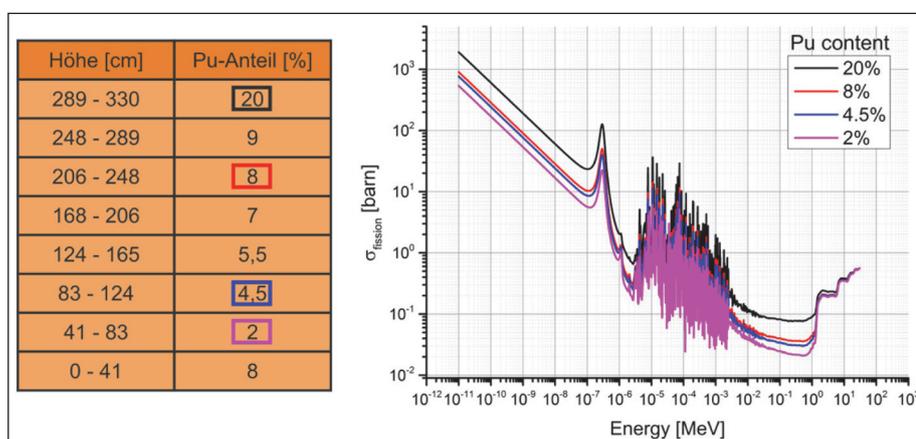


Abb. 4: Axial heterogene Pu-Anreicherungsgrade (links) und entsprechende Spalt-Wirkungsquerschnitte der gesamten Brennstoffzusammensetzung (rechts) des HP MOX

Reaktorphysikalischer Sicherheitskoeffizient	Gundremmingen A BOC MOC EOC	11% HP MOX BOC MOC EOC
Temp. Brennstoff [pcm/K]	-1,77 -2,05 -2,14	-2,05 -2,17 -2,30
Temp. Moderator [pcm/K]	-16,88 -42,65 -49,04	-51,17 -47,53 -48,69
Dampfblasen [pcm]	-13.010 -29.544 -33.778	-32.727 -31.853 -33.160
Abschaltreserve [%]	12 10 10	3 5 5

Tab. 1: Reaktorphysikalische Sicherheitskoeffizienten des konventionellen Gundremmingen A-Reaktors und des Reaktors mit 11% HP MOX

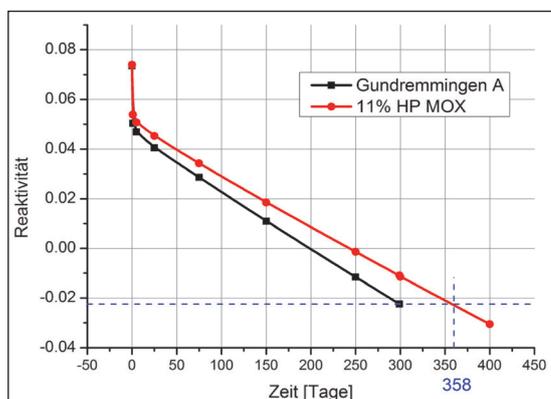


Abb. 5: Reaktivitäts-Verläufe des konventionellen Gundremmingen A-Reaktors und des 11 % HP MOX Kerns

günstig mit schnellen Neutronen spalten lassen. Dazu wurde konventioneller MOX-Brennstoff ausgewählt, welcher aus 2,53 % angereichertem Uran besteht und im Mittel einen Anteil von 8 % Plutonium hat, von dem etwa 60 % spaltbares Plutonium ist. Der Plutoniumanteil in diesen High Performance MOX-BEs (HP MOX) ist axial heterogen verteilt worden und in das konventionelle Viertelkernmodell des Gundremmingen A Reaktors eingesetzt worden.

Abbildung 4 zeigt die axial heterogenen Pu-Anreicherungsgra-

de (links) und die mikroskopischen Spalt-Wirkungsquerschnitte für die entsprechenden Brennstoffzusammensetzungen inklusive Uran und Sauerstoff (rechts).

Bei MOX-Brennstoffen ist im Allgemeinen zu beachten, dass die Reaktivität etwas höher liegt als bei UO₂-Brennstoffen. Dieser Umstand wird durch die axial heterogene Anreicherung im HP MOX verstärkt, weshalb sich nur 11 % der BEs im Kern mit diesen HP MOX austauschen lassen ohne reaktorphysikalische Sicherheitsbedingungen zu verletzen. Für den konventionellen Gundremmingen A-Reaktor und den 11 % HP MOX-Kern sind die Sicherheitskoeffizienten in Tabelle 1 aufgelistet und die Reaktivitäts-Verläufe sind in Abbildung 5 dargestellt.

Aus Tabelle 1 und Abbildung 5 lässt sich erkennen, dass sich die Betriebsdauer des Reaktors von 300 auf 358 Tage verlängern lässt, ohne dass sich die reaktorphysikalischen Sicherheitskoeffizienten nennenswert verändern.

5 Zusammenfassung

Die Simulationen zeigen, dass sich bei einer geschickten Wahl der Brennstoffzusammensetzungen das schnelle Spektrum im oberen Bereich von Siedewasserreaktoren dazu nutzen lässt, ein größeres Reaktivitätspotential freizusetzen. Dazu wurde konventioneller MOX-Brennstoff untersucht, welcher eine axial heterogene Anreicherung mit Plutonium aufweist. Die Ergebnisse auf Viertelkernebene weisen außerdem vergleichbare bzw. sogar günstigere reaktorphysikalische Sicherheitseigenschaften auf. Außerdem kann mit diesem Verfahren langlebiger, hochradioaktiver Abfall in heutigen SWR abgebaut bzw. zu kurzlebigen transmutiert werden.

Literatur

[Age] International Atomic Energy Agency, Hrsg. Power Reactor Information System. URL: <http://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/Operational-Reactors-ByType.aspx> (besucht am 25. 03. 2013).

[B+79] P. Barbero, G. Bidoglio u.a.: Post-irradiation analysis of the Gundremmingen BWR spent fuel. In: Nuclear Science and Technology (1979).

[Cro83] A.G. Croff. ORIGEN2: A versatile computer code for calculating the nuclide compositions and characteristics of nuclear materials. Sep. 1983.

[Hae09] W. Haeck. VESTA user's manual. AF08.53. DSU/SEC/T/2008-331 - Index A. 2009.

[Man+65] H. Mandel u.a.: KRB, Kernkraftwerk Gundremmingen. In: atomwirtschaft (1965).

[Tea08] X-5 Monte Carlo Team, Hrsg.: MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. LA-UR-03-1987. Los Alamos National Laboratory, Feb. 2008.