

**THYR**

**Studie zur Sicherheit  
von internationalen  
Entwicklungen zu  
Thorium- und Hybrid-  
Reaktoren**

## THYR

### Studie zur Sicherheit von internationalen Entwicklungen zu Thorium- und Hybrid- Reaktoren

Robert Kilger  
Volker Hannstein  
Matthias Küntzel  
Andreas Wielenberg  
Matthias Behler  
Fabian Sommer  
Winfried Zwermann

Oktober 2020

#### **Anmerkung:**

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Wirtschaft und Energie (BMWi) unter dem Kennzeichen RS1578 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 BMWi übereinstimmen.

## **Deskriptoren**

<sup>233</sup>U, GRS-Rechenkette, Hybrid-Reaktor, MYRRHA, Thorium

## **Kurzfassung**

Übergeordnetes Ziel der THYR-Studie ist es, auf Basis einer Recherche in der frei verfügbaren Literatur einen Überblick über weltweit in Betrieb, in Bau und in der Entwicklung befindliche Thorium- und Hybrid-Reaktoren zu geben. Für diese werden die jeweiligen sicherheitsrelevanten Fragestellungen beschrieben. Hieraus ergeben sich unmittelbar Vorschläge für den notwendigen Anpassungsbedarf bei den in der GRS entwickelten Methoden und Rechencodes sowie für weiterführende FuE-Vorhaben zu dieser Thematik.

Das erste Ziel dieser Studie ist, einen Überblick über die existierenden und in Planung befindlichen Thorium- und Hybrid-Reaktoren zu geben, und eine erste Einschätzung der jeweiligen Einsatznähe vorzunehmen. Neben diesem Schwerpunkt werden ergänzend die Erfahrungen und Erkenntnisse aus dem Betrieb der in der Vergangenheit betriebenen Anlagen kurz zusammengefasst, mit den Gründen für die Abschaltung dieser Anlagen und die (zeitweise) Beendigung der Weiterentwicklung.

Das zweite Ziel dieser Studie ist, einen fundierten Überblick über die sicherheitsrelevanten Fragestellungen der Thorium- und Hybrid-Reaktoren zu geben. Analog zu der SMR-Studie wird wiederum, soweit möglich, das Ebenenkonzept (Sicherheitsebene 1 – Normalbetrieb, Sicherheitsebene 2 – anomaler Betrieb, Sicherheitsebene 3 – Störfälle, Sicherheitsebene 4 – Unfälle) und das Schutzzielkonzept (Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Brennelemente, Einschluss radioaktiver Stoffe) zur Strukturierung der Bearbeitung verwendet.

Das dritte Ziel der Studie ist, Ansatzpunkte für einen notwendigen Anpassungsbedarf vorhandener Methoden und Rechencodes zu identifizieren sowie zu priorisieren, um hieraus Vorschläge für weiterführende FuE-Vorhaben abzuleiten.

Unmittelbare Entwicklungsarbeiten zum Thema Thorium- und Hybridreaktoren waren im Rahmen dieser Studie nicht vorgesehen.

## **Abstract**

The overall objective of the THYR study is, based on a research of the publically available literature, to provide an overview of thorium and hybrid reactors in operation, under construction and under development worldwide. The respective safety-relevant issues are compiled. The need to adapt existing methods and calculation codes developed at GRS and thus for further R&D projects in reactor safety research is summarized.

The first aim of this study is to give an overview of the existing thorium and hybrid reactors that are currently being planned, and to make an initial assessment of the respective operational proximity. In addition to this focus, the experiences and findings from the operation of systems operated in the past – especially the reasons for the shutdown of these systems and the (temporary) termination of further development – are briefly summarized.

The second aim of this study is to give a well-founded overview of the safety-relevant issues of thorium and hybrid reactors. Analogously to the SMR study, as far as possible, the level concept (safety level 1 - normal operation, safety level 2 - abnormal operation, safety level 3 - incidents, safety level 4 - accidents) and the protection goal concept (control of reactivity, cooling of the fuel, inclusion of radioactivity) is used to structure the description.

The third aim of the study is to identify and prioritize starting points for any necessary developments to existing methods and calculation codes in order to derive suggestions for further R&D projects.

Immediate development work on the subject of thorium and hybrid reactors was not included in this study.

# Inhaltsverzeichnis

<b>1</b>	<b>Einleitung .....</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Grundlegende Eigenschaften von Thorium .....</b>	<b>3</b>
2.1	Neutronenphysikalische Aspekte .....	4
2.2	Thermomechanische Materialeigenschaften von Thoriumdioxid .....	7
2.3	Nachzerfallsleistung und Spaltproduktspektrum .....	8
<b>3</b>	<b>Radiologische, Entsorgungs- und Proliferationsaspekte von Thorium-basierten Kernbrennstoffen.....</b>	<b>11</b>
3.1	Radiologische Aspekte .....	11
3.2	Entsorgungsaspekte .....	13
3.3	Proliferationsaspekte .....	14
<b>4</b>	<b>Historische Thorium-basierte Reaktoren .....</b>	<b>17</b>
4.1	Leichtwasser-Reaktoren .....	17
4.2	Schwerwasser-moderierte Reaktoren .....	20
4.3	Flüssigmetall-gekühlte Reaktoren .....	22
4.4	Salzschmelze-Reaktoren .....	22
4.5	Gasgekühlte Reaktoren .....	23
<b>5</b>	<b>Übersicht über aktuelle Thorium-Reaktorkonzepte.....</b>	<b>27</b>
5.1	Leichtwasser-Reaktoren .....	27
5.2	Schwerwasser-moderierte Reaktoren .....	28
5.3	Flüssigmetall-gekühlte Reaktoren .....	29
5.4	Salzschmelze-Reaktoren .....	35
5.4.1	Allgemeine Aspekte der Salzschmelze-Reaktoren.....	35
5.4.2	Stable Salt Reactor (SSR) .....	40
5.4.3	ThorCon (TMSR-500) .....	44
5.4.4	Molten Salt Fast Reactor (MSFR) .....	46
5.4.5	Thorium Molten Salt Reactor (TMSR) .....	47
5.4.6	Copenhagen Atomics Waste Burner (CAWB) .....	48

5.4.7	Weitere aktuelle Entwicklungen in Russland, Nordamerika, Japan, Dänemark und Deutschland .....	49
5.5	Gasgekühlte Reaktoren .....	52
5.6	Reaktorkonzepte zur Thorium-Nutzung in Indien .....	52
<b>6</b>	<b>Hybrid-Reaktoren.....</b>	<b>61</b>
6.1	Beschleuniger-getriebene Systeme (ADS).....	62
6.2	Der geplante Forschungsreaktor MYRRHA .....	64
6.3	Sicherheitsaspekte beschleunigergetriebener Systeme .....	71
6.3.1	Unterkritischer Reaktorkern und dynamisches Verhalten.....	71
6.3.2	Spallationstarget und Kopplung mit dem Beschleuniger .....	72
6.3.3	Thermomechanische und chemische Stabilität des Brennstoffs.....	73
6.3.4	Aktivierung, Abschirmung und Quellterm .....	73
<b>7</b>	<b>Untersuchung der nuklearen Codes und Wirkungsquerschnittsdaten mit Bezug zu Thorium-basierten Reaktorkonzepten.....</b>	<b>75</b>
7.1	Einführung .....	75
7.2	Neutronentransport-Rechnungen und nukleare Daten.....	76
7.2.1	Uranylfluorid-Lösungen mit <sup>233</sup> U als Spaltstoff.....	76
7.2.2	Schwerwasser-moderierte Stabgitter mit Uran und Thorium .....	80
7.2.3	Kritische Experimente und Reaktivitätsmessungen mit Thorium .....	87
7.2.3.1	Experimentbeschreibung .....	87
7.2.3.2	Benchmark-Modelle und deren Nachrechnung .....	91
7.2.3.3	Resultate der Benchmark-Nachrechnungen .....	93
7.2.3.4	Zusammenfassung der Nachrechnung der kritischen Experimente KBR-18 bis KBR-21 .....	102
7.2.4	Zusammenfassung der Neutronentransport-Rechnungen und nuklearen Daten .....	103
7.3	Abbrandrechnungen zu Thorium-haltigen Stabzellen.....	104
7.3.1	Definition des Abbrand-Benchmarks mit Thorium .....	104
7.3.2	Verwendete Rechencodes und Code-zu-Code Vergleiche .....	107
7.3.2.1	TRITON .....	108

7.3.2.2	Polaris .....	113
7.3.2.3	HELIOS .....	113
7.3.2.4	MOTIVE 0.7.4 mit KENO-VI.....	114
7.3.2.5	MOTIVE 0.7.4 mit OpenMC 0.9 .....	117
7.3.3	Code-zu-Code-Vergleiche unter Einbeziehung früherer Rechnungen....	118
7.3.3.1	$k_{\text{eff}}$ -Vergleich .....	118
7.3.3.2	Vergleich der errechneten Nuklidichten .....	118
7.3.4	Zusammenfassung der Abbrandrechnungen .....	121
<b>8</b>	<b>Möglichkeiten der programmgestützten Sicherheitsbewertung mit den Werkzeugen der GRS .....</b>	<b>123</b>
8.1	Reaktorphysikalische Analysen des Kernbrennstoffs.....	126
8.2	Thermohydraulische Analysen des Kerns und des Kühlkreislaufs .....	128
8.3	Unfallanalysen im Kühlkreislauf und Containment mit Kerndegradation bzw. Kernschmelze.....	129
8.4	Strukturmechanische Brennstabanalysen.....	130
8.5	Salzschmelze-Reaktoren .....	131
<b>9</b>	<b>Zusammenfassung .....</b>	<b>135</b>
	<b>Literaturverzeichnis.....</b>	<b>137</b>
	<b>Abbildungsverzeichnis.....</b>	<b>159</b>
	<b>Tabellenverzeichnis.....</b>	<b>163</b>
	<b>Abkürzungsverzeichnis.....</b>	<b>165</b>





# 1 Einleitung

Das chemische Element Thorium (Th) kommt auf der Erde mit einer mittleren Konzentration von ca. 10 mg pro kg Erdkruste relativ häufig vor, insbesondere mehr als dreimal häufiger als Uran. Als industriell bisher wenig genutztes Material fällt es zurzeit v. a. als Nebenprodukt bei der Gewinnung von seltenen Erden in großen Mengen an. Ab etwa 1950 stieg das Interesse an Thorium durch sein Potential zur Nutzung in der Kerntechnik weltweit an. Es bietet die Möglichkeit, mithilfe geeigneter Brutreaktoren aus dem praktisch nicht spaltbaren Thorium das thermisch spaltbare Uranisotop Uran-233 ( $^{233}\text{U}$ ) zu erzeugen und nutzbar zu machen, welches in der Natur nicht vorkommt. V. a. in den USA, Deutschland und Großbritannien fand Thorium vorübergehend Verwendung in der zivilen, kommerziellen Nutzung der Kernenergie. Aufgrund damaliger technologischer und ökonomischer Vorteile der zeitgleich weiträumig etablierten Technologie der Leichtwasser-Reaktoren (LWR) ebnete dieses Interesse bis Mitte der 1990er Jahre wieder deutlich ab. Entsprechende Prototyp- und kommerzielle Anlagen mit Thorium-basierten Kernbrennstoffen aus dieser Zeit wurden weltweit wieder außer Betrieb genommen.

Ein wiederaufkommendes Interesse zeigte sich ab etwa dem Jahr 2000, um den Nachhaltigkeitsproblemen des aktuellen LWR-Brennstoffkreislaufs bezüglich der Versorgung mit Kernbrennstoff sowie der Entsorgung der radioaktiven Abfälle zu begegnen. Vor allem in Indien und China gibt es zudem aufgrund großer einheimischer Reserven von Thorium das Interesse, diese im Sinne einer Energieautarkie und Diversifizierung von Energiequellen großflächig nutzbar zu machen. Zudem spielt der Einsatz von Thorium bei dem Ziel der Entwicklung innovativer Reaktorkonzepte eine bedeutende Rolle, wie sie im *Generation IV International Forum* (GIF) diskutiert und untersucht werden, und hier speziell beim Salzschnmelze-Reaktor (*Molten Salt Reactor*, MSR).

Während einzelne Länder auf die Reaktorkatastrophe von Fukushima 2011 mit dem Beschluss zum Ausstieg aus der Nutzung der Kernenergie zur kommerziellen Stromerzeugung reagierten, verstärkten andere Nationen ihre Anstrengungen zur Entwicklung innovativer Reaktorkonzepte u. a. mit deutlich verbessertem Sicherheitsniveau gegenüber heutigen Anlagen. Oft sind diese Konzepte mit der Option des Einsatzes von Thorium verbunden. Hier spielen vor allem modulare, kleinere Anlagen (*Small Modular Reactors*, SMR) eine wesentliche Rolle.

Vor diesem Hintergrund werden in dem vorliegenden Bericht die heute verfolgten, publizierten Konzepte zum Einsatz von Thorium zusammengestellt und beschrieben.

Im Folgenden werden in Kap. 2 wesentliche physikalische Eigenschaften von Thorium und den daraus erbrüteten Nukliden diskutiert und unter dem Gesichtspunkt von Sicherheitsaspekten beleuchtet. In Kap. 3 wird darauf aufbauend auf radiologische sowie Entsorgungs- und Proliferationsaspekte des Thorium-Kreislaufs eingegangen.

Kap. 4 behandelt kurz die Historie des Einsatzes von Thorium in unterschiedlichen Reaktorkonzepten in der Vergangenheit, während Kap. 5 ausführlich – je nach verfügbarer Datenlage – die aktuell verfolgten Reaktorkonzepte mit Thorium beschreibt. Besonderes Augenmerk wird dabei auf die sicherheitstechnisch relevanten Eigenschaften der betrachteten Konzepte gerichtet. Zusätzlich werden in Kap. 6 die entsprechenden Eigenschaften von Hybridreaktor-Konzepten dargestellt. Darunter werden hier Beschleunigergetriebene Anlagen verstanden, die unterkritisch oder kritisch betrieben werden können und grundsätzlich auch für den Einsatz von Thorium geeignet sind.

Die darauffolgenden beiden Kapitel beschäftigen sich mit den Möglichkeiten der programmgestützten sicherheitstechnischen Bewertung der dargestellten Konzepte. Der wesentliche Unterschied von Thorium-Reaktoren zu den bekannten thermischen und schnellen Reaktorsystemen, welche auf (meist angereichertem) Uran-235 ( $^{235}\text{U}$ ) und Plutonium basieren, ist die Verwendung von Thorium als Brutstoff und  $^{233}\text{U}$  als Spaltmaterial. Deshalb kommt den für neutronische Berechnungen zugrunde liegenden nuklearen Daten eine besondere Bedeutung zu. Die Verfügbarkeit und Qualität und der Stand der Validierung moderner Wirkungsquerschnittsbibliotheken in Bezug auf Thorium und  $^{233}\text{U}$  werden in Kap. 7 ausführlich diskutiert und mit eigenen Rechnungen zu Neutronentransport, Kritikalität und Abbrand unterlegt. Die grundsätzlichen Möglichkeiten zur sicherheitstechnischen Bewertung Thorium-basierter Anlagen und Konzepte mit den Werkzeugen der GRS in den Bereichen Reaktordynamik, Thermohydraulik, Unfällen und Brennstabanalysen werden in Kap. 8 dargestellt, und potenzielle Lücken identifiziert.

Kap. 9 fasst schließlich die wesentlichen Erkenntnisse kurz zusammen.

## 2 Grundlegende Eigenschaften von Thorium

Das Element Thorium (Th) kommt in der Natur nahezu ausschließlich (99,98 %) in Form des Isotops Thorium-232 ( $^{232}\text{Th}$ ) vor. Hierbei handelt es sich um einen schwach radioaktiven Alpha-Strahler mit einer Halbwertszeit von ca.  $1,4 \times 10^{10}$  Jahren (vgl. auch Kap. 3.1).  $^{232}\text{Th}$  kann für sich allein nicht als Brennstoff für Kernreaktoren dienen, da es nur im schnellen Neutronenspektralbereich ab etwa 1,85 MeV einen geringfügigen Spaltquerschnitt  $> 0,1 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$  aufweist. Dafür lässt es sich als brutfähiges Material durch Bestrahlung mit Neutronen über eine Neutroneneinfangreaktion und anschließende Beta-Zerfälle zu thermisch gut spaltbarem Uran-233 ( $^{233}\text{U}$ ) umwandeln, welches natürlich nicht vorkommt.

Historisch gesehen war die Suche nach Alternativen zu Natururan wegen einer befürchteten, rasch eintretenden Knappheit dieses Brennstoffs ein wesentlicher Grund für das Interesse an Thorium. Diese Verknappung ist jedoch aufgrund des hinter den damaligen Erwartungen zurückbleibenden Einsatzes der Kernenergie sowie der verfügbaren und neu entdeckten Uranreserven bisher nicht eingetreten /OEC 16/. Nichtsdestotrotz ist Uran eine endliche Ressource, insbesondere auch angesichts der aus wirtschaftlichen Gründen (niedriger Uranpreis) häufig nicht durchgeführten Rezyklierung von brutfähigem und spaltbarem Material aus bestrahlten Brennelementen. Zudem kommt Thorium im Vergleich zu Uran mehr als dreimal häufiger in der Erdkruste vor /BUN 19/, wobei Vorkommen nicht pauschal mit Verfügbarkeit gleichgesetzt werden kann.

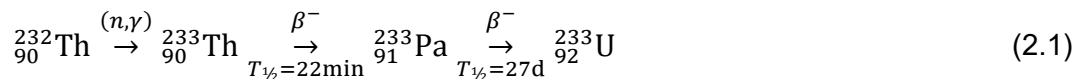
Ein weiterer Grund für das Interesse an Thorium sind die gegenüber Natururan-basierten Kernbrennstoffen vergleichsweise geringeren Herausforderungen an die Endlagerung radioaktiver Abfallstoffe. In Thorium-Reaktoren entstehen um Größenordnungen geringere Mengen an Transuranen (*trans-uranium*, TRU) wie Plutonium oder die minoren Aktinoiden Neptunium (Np), Americium (Am) und Curium (Cm), als beim Einsatz von (angereichertem)  $^{235}\text{U}$ . Dieses enthält neben  $^{235}\text{U}$  große Mengen (LWR: über 95 %) an Uran-238 ( $^{238}\text{U}$ ) als Brutstoff für die genannten TRU, und steht damit im Gegensatz zu reinem

$^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$ -basierten Brennstoff welcher praktisch  $^{238}\text{U}$ -frei ist<sup>1</sup>. TRU erfordern unbehandelt wegen ihrer hohen radiologischen und chemischen Toxizität und ihrer z. T. sehr langen Halbwertszeiten bis über  $10^6$  Jahre (z. B.  $^{237}\text{Np}$ :  $2,1 \times 10^6$  Jahre) eine entsprechend lange und sichere Isolation von der Biosphäre, vgl. Kap. 3.2.

Die weitgehende Vermeidung der Erzeugung von signifikanten Mengen an Plutonium, welches chemisch in Reinform abtrennbar ist, ist auch unter dem Gesichtspunkt der Proliferationsresistenz ein weiterer wesentlicher Aspekt in der Diskussion um den Einsatz von Thorium, vgl. Kap. 3.3.

## 2.1 Neutronenphysikalische Aspekte

Aus  $^{232}\text{Th}$  entsteht nach einem Neutroneneinfang, also einer  $(n, \gamma)$ -Reaktion, und den anschließenden Beta-Zerfällen der Zwischenprodukte  $^{233}\text{Th}$  und Protaktinium-233 ( $^{233}\text{Pa}$ ) das spaltbare Isotop  $^{233}\text{U}$  nach der Reaktionskette



Ein Thorium-basierter Reaktor benötigt ein spaltbares Treibermaterial (*starter, driver, seed*), das die zum Brüten benötigten Neutronen bereitstellt, bis je nach Brutkonzept genügend  $^{233}\text{U}$  erzeugt worden ist. Dazu können neben anderweitig hergestelltem  $^{233}\text{U}$  sowohl Uran-235 ( $^{235}\text{U}$ ) (v. a. als hochangereichertes Uran, HEU) als auch Plutonium-239 ( $^{239}\text{Pu}$ ) verwendet werden.

Die Reproduktionsrate  $\eta$ , also die mittlere Anzahl an pro Absorption erzeugten Neutronen, ist im thermischen Spektrum bei  $^{233}\text{U}$  mit 2,284 deutlich höher als bei  $^{235}\text{U}$  mit 2,072 oder bei  $^{239}\text{Pu}$  mit 2,109 /PER 72/. Dieser Wert ist bei  $^{233}\text{U}$  im thermischen Energiebereich nahezu konstant. Im Vergleich zu dem ebenfalls brutfähigen  $^{238}\text{U}$  besitzt  $^{232}\text{Th}$

---

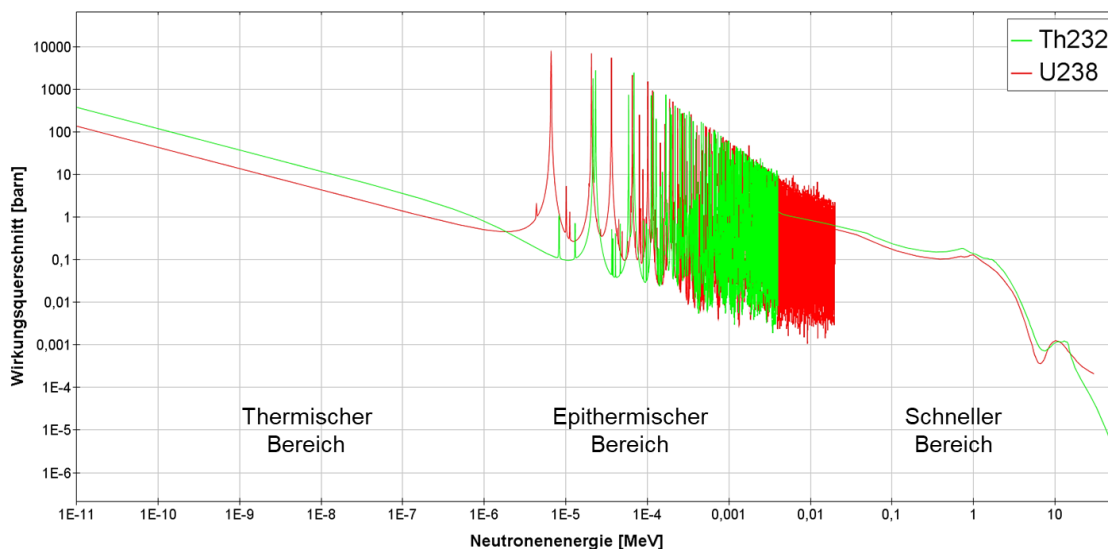
<sup>1</sup> Treiberbrennstoffe, welche erforderlich sind, um den Brutprozess von  $^{233}\text{U}$  in Gang zu setzen und zu unterhalten, können neben bereits erzeugtem  $^{233}\text{U}$  auf höher angereichertem Uran oder auf Uran-Plutonium-Mischoxiden basieren, vgl. Kap. 2.1. Diese enthalten ihrerseits durchaus  $^{238}\text{U}$ . Abhängig vom Konzept, den eingesetzten Brennstoffen und dem verwendeten Neutronenspektrum werden hier dennoch weniger TRU als in einem typischen LWR erzeugt, oder können sogar vernichtet werden.

einen hohen thermisch/epithermischen Einfangquerschnitt außerhalb des Resonanzbereichs (siehe Abb. 2.1). Wegen dieser beiden Eigenschaften ist ein thermischer Thorium-Uran-Brüter grundsätzlich möglich, während Brutreaktoren mit Uran-Plutonium-Zyklus ( $^{238}\text{U}/^{239}\text{Pu}$ ) ein schnelles Neutronenspektrum erfordern.

Wenn Thorium direkt im Reaktorkern eingesetzt wird, wirkt das zwischendurch in großen Mengen entstehende  $^{233}\text{Pa}$  wegen seines Neutroneneinfangquerschnitts ( $n,\gamma$ ) von etwa  $42 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$  im thermischen Bereich als Neutronengift, qualitativ ähnlich wie Xenon-135 ( $^{135}\text{Xe}$ ) oder die Nuklide der Samarium (Sm)-Kette. Damit kommt es beim Hoch- und nach dem Abfahren des Reaktors zu Reaktivitätstransienten /BET 86/, die von der im Vergleich zu  $^{135}\text{Xe}$  (9,14 Stunden) mit ca. 27 Tagen relativ langen Halbwertszeit von  $^{233}\text{Pa}$  bestimmt werden. Neben der Reduktion der Reaktivität hat die parasitische Einfangreaktion



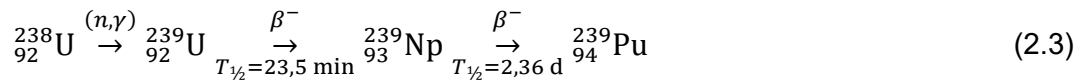
auch eine Verringerung der  $^{233}\text{U}$ -Brutrate zur Folge. Zwar kann aus dem ebenfalls schwach parasitären  $^{234}\text{U}$  das spaltbare  $^{235}\text{U}$  erbrütet werden, aber das kompensiert den Vergiftungseffekt von  $^{233}\text{Pa}$  und das reduzierte  $^{233}\text{U}$ -Brüten bei weitem nicht.



**Abb. 2.1** Vergleich der Einfang-Wirkungsquerschnitte von  $^{232}\text{Th}$  und  $^{238}\text{U}$

Daten nach JEFF-3.3 /PLO 20/, gezeichnet mit "Janis 4.0 Java-based Nuclear Data Information System", OECD/NEA /SOP 17/

Nach Abschalten des Reaktors führt der Zerfall von  $^{233}\text{Pa}$  zu einer Nachproduktion von  $^{233}\text{U}$  und so wie beschrieben zu einer Reaktivitätserhöhung. Zum Vergleich ist in Gl. (2.3) der Brutprozess von spaltbarem  $^{239}\text{Pu}$  aus  $^{238}\text{U}$  in herkömmlichen Urandioxid- oder U-Pu-Mischoxid-Brennstoffen (MOX) formuliert, welche große Mengen an  $^{238}\text{U}$  enthalten.



Während der erste Zerfallsschritt dieses Prozesses zeitlich ähnlich abläuft wie in Gl. (2.1) für die Produktion von  $^{233}\text{U}$  beschrieben, erfolgt der zweite hin zum  $^{239}\text{Pu}$  mit einer um ca. einen Faktor 11,5 geringeren Halbwertszeit als die Produktion von  $^{233}\text{U}$ . Dies bedeutet einen schnelleren Reaktivitätsanstieg nach Abschaltung aufgrund des Aufbaus von Spaltmaterial bei  $^{238}\text{U}/^{239}\text{Pu}$  gegenüber  $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$ , dafür in letzterem Fall einen deutlich länger anhaltenden Reaktivitätsanstieg. Ein zusätzlicher Effekt ist, dass durch die längere Halbwertszeit von  $^{233}\text{Pa}$  und den größeren thermischen Einfangquerschnitt von  $^{232}\text{Th}$  mehr  $^{233}\text{Pa}$  gebildet wird, so dass die Reaktivitätsminderung im Betrieb größer ist als bei  $^{239}\text{Np}$  im  $^{238}\text{U}$ -Fall. Diese Effekte müssen durch eine geeignet gewählte, hinreichend große negative Abschaltreaktivität kompensiert werden, um den abgeschalteten Reaktor dauerhaft sicher unterkritisch zu halten. Dies ist ein wesentlicher sicherheitsrelevanter Unterschied zwischen den beiden Brennstoffsystemen. Um diesen Einfluss auf das Reaktorverhalten abzumildern, kann Thorium anstatt direkt im Kern auch in einem Brutmantel am Reaktorrand eingesetzt werden, wo es einen geringeren Einfluss auf die Gesamtreaktivität hat und zusätzlich als Neutronenschild dient.

Weiterhin besitzt  $^{233}\text{U}$  niedrigere kumulative Spaltausbeuten für Iod-135 ( $^{135}\text{I}$ ) als Zerfallsmutter des Neutronengifts Xenon-135 ( $^{135}\text{Xe}$ ) und auch für  $^{135}\text{Xe}$  selbst als  $^{235}\text{U}$  und  $^{239}\text{Pu}$ , so dass die vergiftungsbedingte Reaktivitätstransiente bei  $^{233}\text{U}$  im Vergleich weniger ausgeprägt ist.

Wichtig für die Regelbarkeit eines Reaktors ist der Bruchteil der verzögerten Neutronen pro Spaltung,  $\beta$ . Dieser Wert liegt für  $^{233}\text{U}$  bei 0,26 %, für  $^{235}\text{U}$  bei 0,67 %, und für  $^{239}\text{Pu}$  bei 0,22 % /ZIE 13/. Dies bedeutet in thermischen Reaktoren, dabei v. a. LWR, eine im Vergleich zu  $^{235}\text{U}$  erschwerte Regelbarkeit des Kerns bei zunehmendem Anteil an  $^{233}\text{U}$ , ähnlich wie im Fall von  $^{239}\text{Pu}$  in LWR-MOX. Auch für das Spaltneutronenspektrum  $\chi_P(E)$  von  $^{233}\text{U}$  gilt, dass es demjenigen von  $^{239}\text{Pu}$  ähnlicher ist als dem von  $^{235}\text{U}$  /ZIE 13/, wobei

die Unterschiede grundsätzlich gering sind. Beide Aspekte sind sicherheitsrelevant und müssen bei der Auslegung der Anlage berücksichtigt werden.

Weitere neutronenphysikalische Eigenschaften sind abhängig von der konkreten Brennstoffzusammensetzung und dem verwendeten Reaktorkonzept.

## **2.2 Thermomechanische Materialeigenschaften von Thoriumdioxid**

Im Vergleich zu reinem Urandioxid ( $\text{UO}_2$ ) weist Thoriumdioxid ( $\text{ThO}_2$ ) eine Reihe von günstigeren physikalisch-chemischen Eigenschaften für kerntechnische Anwendungen auf. Der Schmelzpunkt von  $\text{ThO}_2$  liegt mit  $3.380^\circ\text{C}$  höher als der von  $\text{UO}_2$  mit  $2.850^\circ\text{C}$ . Die Wärmeleitfähigkeit von  $\text{ThO}_2$  liegt über den gesamten betrachteten Temperaturbereich hinweg höher als von  $\text{UO}_2$ , wobei es qualitativ ein vergleichbares temperaturabhängiges Verhalten zeigt. Mischoxide liegen hinsichtlich der Wärmeleitfähigkeit im Bereich zwischen den Werten für  $\text{ThO}_2$  und  $\text{UO}_2$ . Diese Eigenschaften führen im Vergleich zu reinem  $\text{UO}_2$  zu erhöhten Sicherheitsmargen im normalen und anomalen Betrieb sowie bei Stör- und Unfällen. Weiterhin weist  $\text{ThO}_2$  gegenüber  $\text{UO}_2$  einen geringfügig niedrigeren thermischen Ausdehnungskoeffizienten auf /IAE 05/. Eine detailliertere Zusammenstellung weiterer wichtiger thermophysikalischer Daten zu  $\text{ThO}_2$  und  $\text{ThO}_2/\text{UO}_2$  bzw.  $\text{ThO}_2/\text{PuO}_2$  Mischoxiden ist in /IAE 06/ aufgeführt.

Zum Verhalten von oxidischen Thorium-haltigen Brennstoffen unter Bestrahlung liegen nur in begrenztem Umfang Daten vor. Einige Quellen führen aus, dass  $\text{ThO}_2$  gegenüber  $\text{UO}_2$  insbesondere eine geringere Spaltgasdiffusion und Spaltgasfreisetzung aufweist /GOL 78/, /IAE 05/. Nach anderen Quellen wurde ein zu  $\text{UO}_2$  vergleichbares Verhalten gemessen /PEE 87/.

Für die Wärmeleitfähigkeit und die Spaltgasfreisetzung ist die Granularität und damit der Herstellungsprozess mitentscheidend. Je homogener das Material ist, desto besser sind die materialphysikalischen Eigenschaften /OEC 15/. Bezüglich chemischer Wechselwirkungen mit dem Hüllrohrmaterial sind von  $\text{ThO}_2$  gegenüber  $\text{UO}_2$  keine nachteiligen Eigenschaften bekannt /PEE 87/.

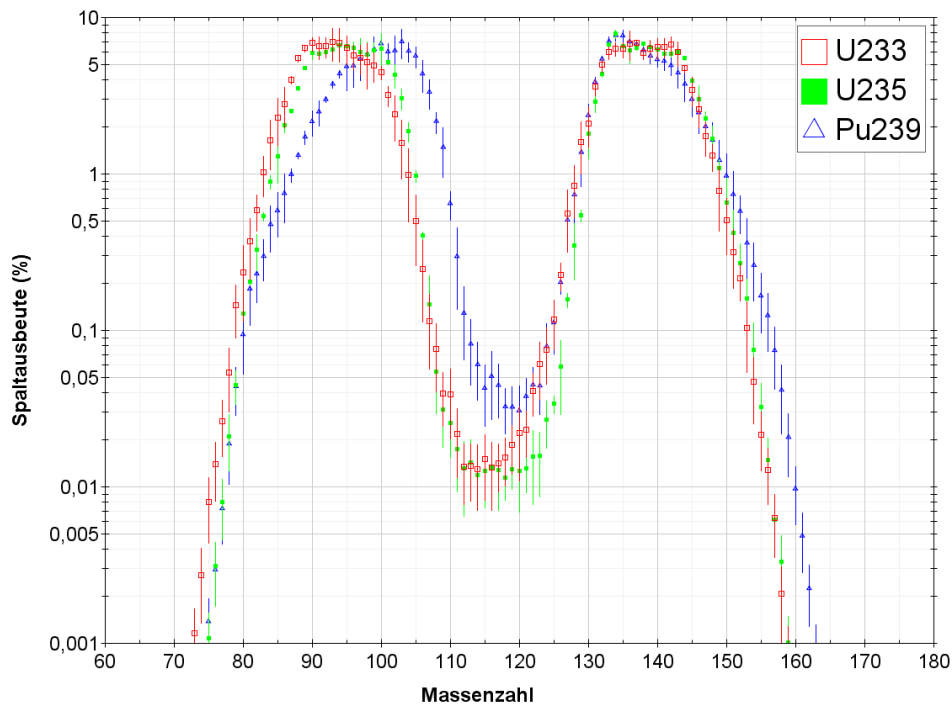


## 2.3 Nachzerfallsleistung und Spaltproduktspektrum

Die Nachzerfallsleistung von bestrahltem Brennstoff ist sowohl im bestimmungsgemäßen Betrieb als auch bei der Betrachtung von Stör- und Unfallszenarien von großer Bedeutung. Ebenso spielt sie für Entsorgungsfragen eine wichtige Rolle. Grundsätzlich ist die Nachzerfallsleistung von der Zusammensetzung des zugrundeliegenden Brennstoffs, von den Bestrahlungsbedingungen, insbesondere dem Neutronenspektrum, und vom erreichten Abbrand abhängig. Allgemeine Aussagen sind nur begrenzt möglich, und werden häufig konservativ abdeckend getroffen.

Für typische  $\text{UO}_2$ -Brennstoffe stehen standardisierte Berechnungsvorschriften u. a. zur vereinfachten Berechnung der Nachzerfallsleistung zur Verfügung, die anhand von experimentellen Daten validiert und für eine konservative Abschätzung ausgelegt sind. Eine solche Norm steht für Thorium-haltige Brennstoffe derzeit nicht zu Verfügung. Dies liegt unter anderem auch daran, dass für  $^{233}\text{U}$  deutlich weniger experimentelle Daten vorliegen als für  $^{235}\text{U}$  und  $^{239}\text{Pu}$  /GUP 10/. Daher muss für Berechnungen auf sogenannte Summationsverfahren zurückgegriffen werden. Hierbei wird für ein konkretes Brennstoffsystem die Nuklidzusammensetzung explizit bestimmt und anhand dieser unter Berücksichtigung der Halbwertszeiten und der thermisch nutzbaren Zerfallsenergien der Nuklide die integrale zeitabhängige Zerfallsleistung bestimmt. Die Qualität der Berechnung ist abhängig von der Güte der zugrunde liegenden nuklearen Datenbibliothek.

In den für den Reaktorbetrieb relevanten Zeiträumen spielen neben den Aktinoiden  $^{239}\text{U}$  und  $^{239}\text{Np}$  (bei Brennstoffen mit  $^{238}\text{U}$ ) bzw.  $^{233}\text{Th}$  und  $^{233}\text{Pa}$  (bei Thorium-haltigen Brennstoffen) vor allem die Spaltprodukte die wesentliche Rolle. Die Betrachtung der Spaltproduktspektren von  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  und  $^{239}\text{Pu}$  liefert deshalb erste qualitative Hinweise auf die Nachzerfallsleistung von Thorium-haltigen Brennstoffen. In Abb. 2.2 sind die thermischen Spaltproduktausbeuten für die drei genannten Nuklide dargestellt.



**Abb. 2.2** Thermische Spaltproduktspektren für die Nuklide  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  und  $^{239}\text{Pu}$

Daten nach ENDF/B-VII.1 /CHA 11/, gezeichnet mit "Janis 4.0 Java-based Nuclear Data Information System", OECD/NEA /SOP 17/

Die Spaltproduktspektren für  $^{233}\text{U}$  und  $^{235}\text{U}$  sind qualitativ ähnlich. Das Spektrum für  $^{233}\text{U}$  ist v. a. im Bereich des ersten Maximums und des Minimums in der Mitte, also von etwa 90 bis 125 Masseneinheiten, im Vergleich zu  $^{235}\text{U}$  hin zu kleineren Massenzahlen leicht verschoben, während dasjenige für  $^{239}\text{Pu}$  stärker hin zu höheren Massen verschoben ist. Im Bereich des zweiten Maximums bei etwa 140 Masseneinheiten liegen die drei Spektren näher zusammen als im darunter liegenden Bereich. Nach /GUP 10/ ist die Nachzerfallsleistung aus der Spaltung von  $^{233}\text{U}$  im Zeitbereich bis etwa 100s geringer als bei der Spaltung von  $^{235}\text{U}$ .

Diese vereinfachten Aussagen sind für nuklidreine Spaltstoffsysteme zweckmäßig. Für reale Brennstoffe im Leistungsbetrieb, die im Allgemeinen aus Nuklidgemischen bestehen, ist die Situation deutlich komplexer. In /ADE 14/ wurde exemplarisch die Nachzerfallsleistung von Th/U und Th/Pu-Mischoxid-Brennstoffen für den LWR-Einsatz im Vergleich zu  $\text{UO}_2$ - und MOX-Brennstoff berechnet. Dabei ergaben sich für Th/U- und  $\text{UO}_2$ -Brennstoff sowie für Th/Pu- und MOX-Brennstoff ähnliche Verläufe. Auffällig ist eine signifikant höhere Nachzerfallsleistung der Thorium-haltigen Brennstoffe im Bereich von

etwa 10 bis 100 Tagen. Die wesentliche Ursache für die auftretenden Unterschiede in diesem Bereich ist der Beitrag von  $^{233}\text{Pa}$  bei den Thorium-haltigen Brennstoffen.

Diese Unterschiede sind relevant für den Einsatz von Thorium-haltigen Brennstoffen in bereits bestehenden, ursprünglich für  $^{235}\text{UO}_2$ -Brennstoff ausgelegten Anlagen. Zu beachten ist, dass Sicherheitssysteme, die für die Abfuhr der Nachzerfallsleistung nach einer Reaktorabschaltung ausgelegt sind, diese immer auch noch nach mehreren Tagen abführen können müssen. Auch muss bei deren Ausfall ausreichend große Zeitreserve zur Ergreifung von Gegenmaßnahmen zur Verfügung stehen. Insofern ergeben sich hier ggf. Einschränkungen bei der Betriebsweise und Verfügbarkeit von Sicherheitssystemen, nicht aber grundsätzliche Hindernisse, welchem dem Einsatz von Thorium in bestehenden Anlagen entgegenstehen. In neuen Anlagen, welche dediziert für den Einsatz von Thorium-Brennstoff konzipiert werden, wird die zu erwartende zeitabhängige Nachzerfallsleistung bereits in der Auslegung berücksichtigt.

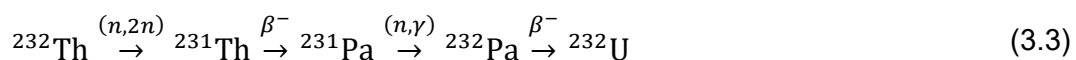
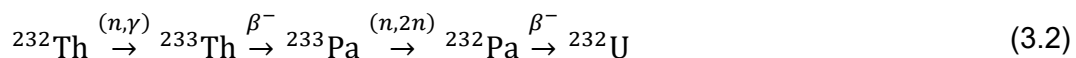
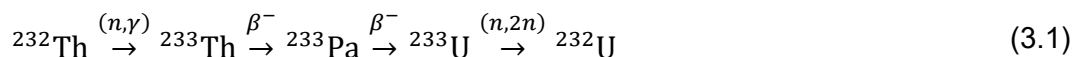
Neben der Nachzerfallsleistung ist das zu erwartende Nuklidinventar relevant für die Quellterme, die bei der Analyse der radiologischen Auswirkungen von Unfällen betrachtet werden. Hierzu zählen v. a. die Elemente Iod (I) und Cäsium (Cs) sowie eine Reihe von Edelgasen und anderen flüchtigen Spaltprodukten. Dabei können wiederum Unterschiede in den Spaltproduktausbeuten für  $^{233}\text{U}$  im Vergleich zu  $^{235}\text{U}$  und  $^{239}\text{Pu}$  eine Rolle spielen. Wie oben erwähnt haben vor allem die leichten Spaltprodukte im Fall von  $^{233}\text{U}$  eine erhöhte Ausbeute. Beispielsweise weist  $^{88}\text{Kr}$  bei  $^{233}\text{U}$  eine gegenüber  $^{235}\text{U}$  um etwa 65 % erhöhte Ausbeute auf. Die Ausbeute von  $^{131}\text{I}$  ist etwa 20 % höher, die von  $^{90}\text{Sr}$  etwa 15 %. Bei  $^{137}\text{Cs}$  ergeben sich keine wesentlichen Unterschiede /PLO 20/. Für eine vollständige Analyse sind Nuklidinventarberechnungen für das jeweilige konkrete Brennstoffsystem erforderlich. Für Th/U- und Th/Pu-Brennstoffe in LWR-Brennelementen ist z. B. in /ADE 14/ eine derartige Rechnung exemplarisch dargestellt und diskutiert.

### 3 Radiologische, Entsorgungs- und Proliferationsaspekte von Thorium-basierten Kernbrennstoffen

#### 3.1 Radiologische Aspekte

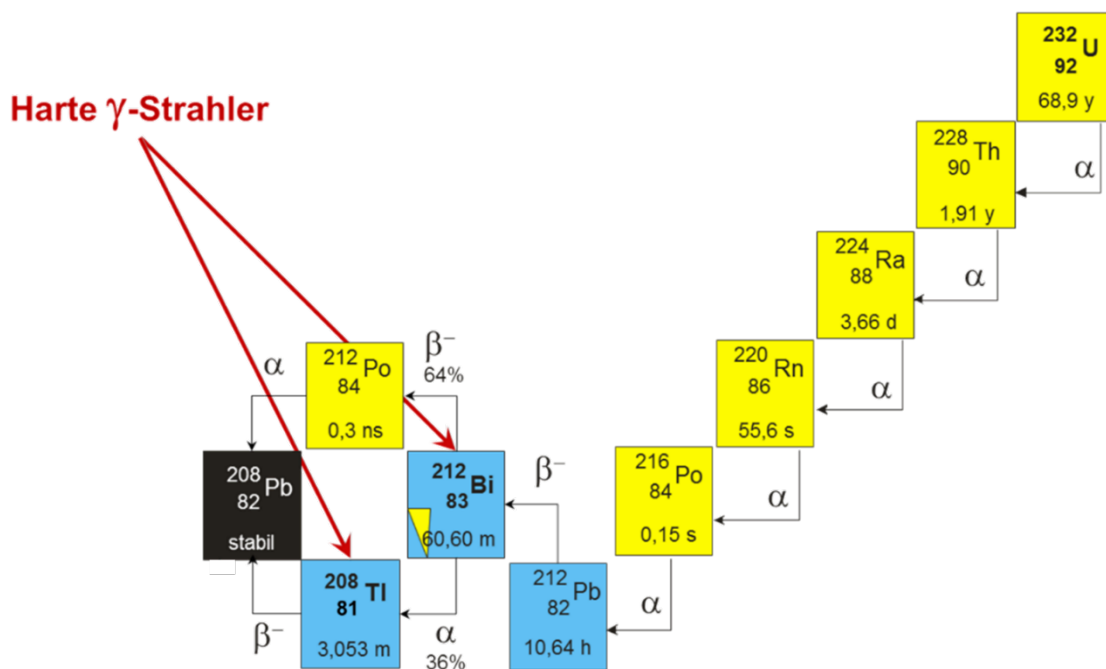
Das Thorium-Isotop  $^{232}\text{Th}$  ist mit seiner langen Halbwertszeit von ca.  $1,4 \times 10^{10}$  Jahren ein schwacher Alpha-Strahler mit einer vergleichsweise geringen Alpha-Energie von ca. 4 MeV /PER 49/, sowie ein Gamma-Strahler (Hauptenergien 63,8 keV und 140,1 keV) mit niedriger Intensität. Es weist bei vergleichbaren Proben eine geringere Dosisleistung als  $^{238}\text{U}$  auf und ist radiologisch außer bei Inkorporation kaum von Bedeutung, wobei zusätzlich die Anwesenheit der Nuklide aus seiner Zerfallsreihe, der (4n)-Reihe bzw. Thorium-Reihe, zu beachten ist.

Der aus  $^{232}\text{Th}$  erbrütete Uran-Spaltstoff  $^{233}\text{U}$  ist mit einer Halbwertszeit von ca.  $1,6 \times 10^5$  Jahren ebenfalls Alpha- und Gamma-aktiv, mit einer höheren Intensität als bei dem Ausgangsprodukt.  $^{233}\text{U}$  stellt bei der Handhabung in Reinform theoretisch ähnliche Anforderungen an den Strahlenschutz wie U-Pu-Mischoxide (MOX) für LWR. Beim Einsatz von  $^{232}\text{Th}$  als Brutmaterial im Reaktor wird jedoch durch verschiedene neutroneninduzierte Prozesse neben  $^{233}\text{U}$  unweigerlich auch in geringem Umfang  $^{232}\text{U}$  mit einer Halbwertszeit von ca. 68,9 Jahren erzeugt, welches das  $^{233}\text{U}$  kontaminiert (1500 bis 3000 ppm wurden bei den U/Th-Brennelementen des AVR gemessen /THO 74/):



Alle drei hier genannten Prozessketten beinhalten je eine (n, 2n)-Reaktion während der Bestrahlung im Reaktorkern, wobei  $^{232}\text{U}$  nach Gl. (3.1) aus  $^{233}\text{U}$  direkt erzeugt werden kann.

Für sich alleine betrachtet radiologisch wenig bedeutend, mündet der Zerfall von  $^{232}\text{U}$  in die sog. (4n)- bzw. Thorium-Reihe, und erzeugt damit im weiteren Verlauf intensive, harte Gammastrahler, insbesondere Thallium-208 ( $^{208}\text{Tl}$ ) mit einer ausgeprägten, harten Gamma-Linie bei etwa 2,6 MeV, und Wismut-212 ( $^{212}\text{Bi}$ ) mit mehreren Gamma-Linien von ca. 0,7 bis 1,8 MeV.  $^{232}\text{Th}$  bevölkert diese Zerfallsreihe über die Zwischenstufen Radium-228 ( $^{228}\text{Ra}$ ) und Aktinium-228 ( $^{228}\text{Ac}$ ) hin zu  $^{228}\text{Th}$  selbst auch, jedoch aufgrund der um neun Größenordnungen längeren Halbwertszeit gegenüber  $^{232}\text{U}$  in einem technisch vernachlässigbaren Umfang. Diese Zerfallsreihe bis hin zum stabilen Blei-208 ( $^{208}\text{Pb}$ ) ist in Abb. 3.1 dargestellt.

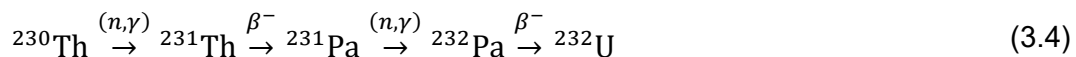


**Abb. 3.1** Radioaktive Zerfallsreihe von  $^{232}\text{U}$  bis hin zum stabilen  $^{208}\text{Pb}$

Wegen der genannten Gamma-Strahlung müssen bei der Verarbeitung von  $^{233}\text{U}$ -haltigem Brennstoff, z. B. im Rahmen einer für die meisten Thorium-basierten Konzepte notwendigen Wiederaufbereitung, aufwändige Abschirmungsmaßnahmen umgesetzt werden.  $^{232}\text{U}$  kann chemisch nicht von dem eigentlich interessierenden  $^{233}\text{U}$  separiert werden und muss somit stets berücksichtigt werden. Hier kann nicht wie im Fall von  $^{235}\text{U}$  und Plutonium in Handschuhboxen gearbeitet werden, sondern es sind fernhantierte Geräte und Prozesse erforderlich.

Dieser Aufwand kann z. T. deutlich reduziert werden, wenn die Verarbeitung hinreichend kurz nach einer chemischen Separation des Urans von den zugehörigen Zerfallsprodukten erfolgt, oder im Rahmen einer Online-Prozessierung wie in einigen MSR-Konzepten (vgl. Kap. 4.4 und 5.4). Dies gilt bei Letzteren speziell auch für eine permanente chemische Abtrennung des Zwischenprodukts Protaktinium, wobei im Anschluss das weit überwiegend vorliegende  $^{233}\text{Pa}$  zu reinem  $^{233}\text{U}$  zerfällt. Ohne eine weitere Neutronenbestrahlung entsteht aus  $^{233}\text{Pa}$  und  $^{231}\text{Pa}$  kein  $^{232}\text{U}$ , lediglich aus dem mitseparierten  $^{232}\text{Pa}$  durch Beta-Zerfall in vergleichsweise geringem Umfang, vgl. Gl. (3.1) bis Gl. (3.3).

Während der Bestrahlung bildet sich  $^{232}\text{U}$  auch in geringem Umfang durch Neutroneneinfang in  $^{230}\text{Th}$  und dessen anschließendem Zerfall, siehe Gl. (3.4). Dieses Isotop kommt als Zwischenprodukt der Uran-Radium (4n+2)-Zerfallsreihe in Spuren in natürlichem Thorium vor oder wird während der Bestrahlung durch doppelten Neutroneneinfang aus  $^{228}\text{Th}$  oder durch zwei sukzessive (n, 2n) Reaktionen aus  $^{232}\text{Th}$  gebildet.



### 3.2 Entsorgungsaspekte

Bei der Verwendung von Kernbrennstoff, der auf Thorium basiert und der die Kernspaltung im Reaktor durch das erbrütete (oder abgetrennte)  $^{233}\text{U}$  unterhält, entstehen im Betrieb ebenso wie bei der Spaltung von  $^{235}\text{U}$  und Plutonium große Mengen an Spaltprodukten. Umfang und Zusammensetzung dieser entstehenden Spaltprodukte sind bei  $^{233}\text{U}$  geringfügig von den anderen spaltbaren Nukliden verschieden, bei geringfügig niedrigerer Nachzerfallsleistung jedoch grundsätzlich ähnlich, vgl. Kap. 2.3. Diese Spaltprodukte müssen analog zu  $^{235}\text{U}$ - oder U-Pu-Mischoxid-Brennstoffen entsorgt, d. h. es ist üblicherweise vorgesehen, sie einer Endlagerung zuzuführen.

Größere Unterschiede bestehen in Art und Umfang erzeugter langlebiger, insbesondere transuraner Aktinoide (TRU). Bei herkömmlichen Kernbrennstoffen wird durch sequenzielle Neutroneneinfangs- und Zerfallsreaktionen aus  $^{238}\text{U}$  eine große Menge an TRU erbrütet (Plutonium, Americium, Neptunium, Curium, etc.), die z. T. sehr lange Halbwertszeiten aufweisen (z. B.  $^{237}\text{Np}$ :  $2,1 \times 10^6$  Jahre), und deshalb auch im Langzeitsicherheitsnachweis eines Endlagers für bestrahlte Kernbrennstoffe eine wesentliche Rolle spielen. Bei rein Thorium-basierten Kernbrennstoffen beginnt der Brutprozess

bereits bei dem gegenüber  $^{238}\text{U}$  leichteren Isotop  $^{232}\text{Th}$  und führt über  $^{233}\text{Pa}$  zu dem thermisch gut spaltbaren Isotop  $^{233}\text{U}$ . Zwar werden auch daraus weitere Aktinoide erbrütet, jedoch müssen mehrere zusätzliche Neutronenabsorptionsprozesse durchlaufen werden, bis Aktinoide jenseits  $^{238}\text{U}$  erreicht werden können. Dies geschieht in vergleichsweise nur sehr geringem Umfang. Auch befindet sich das thermisch gut spaltbare Isotop  $^{235}\text{U}$  in dieser Reaktionskette noch vor dem  $^{238}\text{U}$ .

Zum Vergleich: In herkömmlichen LWR-Kernbrennstoffen liegt  $^{238}\text{U}$  bereits zu Bestrahlungsbeginn mit über 95 Gew.-% im Schwermetall vor, während bei Thorium-basierten,  $^{238}\text{U}$ -freien Kernbrennstoffen bis zum Bestrahlungsende nur geringfügig erzeugte Mengen an  $^{238}\text{U}$  (unter 1 Gew.-%) und noch wesentlich geringere Mengen an daraus resultierendem Plutonium im Schwermetall vorliegen. Bereits Americium entsteht nicht mehr in relevanten Mengen /IAE 05/. Beigemischte oder separat im Kern vorhandene Treiberbrennstoffe oder sonstige Komponenten welche  $^{238}\text{U}$  oder Plutonium enthalten, sind hier zusätzlich und ggf. separat und unabhängig zu betrachten, je nach konkretem Konzept und Design.

Gegenüber  $^{238}\text{U}$  als Brutstoff entstehen aus  $^{232}\text{Th}$  einige andere langlebige radioaktive Transmutationsprodukte wie  $^{231}\text{Pa}$  (Halbwertszeit ca. 32.760 Jahre) und  $^{229}\text{Th}$  (Halbwertszeit ca. 7.917 Jahre), die bei der Entsorgung zu beachten sind.

### **3.3 Proliferationsaspekte**

Wichtige Eigenschaften von Thorium und Thorium-basierten Brennstoffzyklen mit Relevanz für die Proliferationsresistenz /IAE 05/, /IAE 10a/, /IAE 14/ wurden bereits in vorherigen Abschnitten angesprochen.

Thorium selbst eignet sich nicht für den Kernwaffeneinsatz. Daher sind der Thorium-Abbau und die Thorium-Verarbeitung nicht mit Proliferationsrisiken behaftet. Von den für Kernwaffen besonders bedeutsamen Isotopen  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  und  $^{239}\text{Pu}$  wird aus Thorium nur  $^{233}\text{U}$  in relevanten Mengen erbrütet. Dies ist, wie in Kap. 3.1 dargestellt, unweigerlich mit dem Entstehen von  $^{232}\text{U}$  assoziiert. Die dadurch bedingte hohe Strahlungsleistung des erbrüteten Spaltstoffes /IAE 05/ und die durch den geringen Massenunterschied zwischen  $^{232}\text{U}$  und  $^{233}\text{U}$  extrem aufwändige Isotopentrennung sind positive Eigenschaften hinsichtlich der Proliferationsresistenz. Dazu zählt neben der durch  $^{232}\text{U}$  signifikant erschweren Handhabbarkeit auch die erleichterte Detektierbarkeit im Rahmen von In-

spektionen (IAEO *safeguards*). Auch die kontrollierte Zündung einer derartigen Kernwaffe wird dadurch wesentlich erschwert. Für etwaige Stoffströme mit nicht oder nur insignifikant kontaminiertem  $^{233}\text{U}$  gelten diese Aussagen dagegen nur eingeschränkt.

Kein Reaktorkonzept kann allein mit Thorium betrieben werden. Es ist stets notwendig, Überschussreaktivität durch die Spaltstoffe  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  (als *low enriched uranium*, LEU, oder *highly enriched uranium*, HEU) bzw.  $^{239}\text{Pu}$  in den Reaktor einzubringen. Für Reaktorkonzepte, in denen ausschließlich Thorium in Verbindung mit dem direkt daraus erbrütetem  $^{233}\text{U}$  für die Kernspaltung eingesetzt wird, liegt demnach eine hohe inhärente Proliferationsresistenz vor. In einigen Reaktorkonzepten wird dagegen Thorium in Mischoxid-Brennstoffen zusammen mit angereichertem Natururan eingesetzt. Dadurch werden im Reaktoreinsatz zusätzlich zu dem  $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$ -Prozess auch aus  $^{238}\text{U}$ , je nach Anreicherung des Urans, u. U. relevante Mengen von  $^{239}\text{Pu}$  erbrütet, v. a. wenn man das heute überwiegend in Erwägung gezogene LEU mit über 80 Gew.-%  $^{238}\text{U}$  unterstellt.

Werden Thorium- und Treiberbrennstoff in separaten Brennstäben oder Brennelementen in den Reaktor eingebracht, so ist der Treiberbrennstoff zusätzlich für sich ebenfalls im Hinblick auf  $^{235}\text{U}$  und  $^{239}\text{Pu}$  zu betrachten. Sofern für Treiberbrennstoffe höhere Anreicherungen (bis an die LEU-Grenze von 20 %  $^{235}\text{U}$ , sog. *high assay low enriched uranium*, HALEU, bzw. darüber hinaus, HEU) genutzt werden, stellt dies zunächst eine Schwächung der Proliferationsresistenz dar, der ggf. durch andere Maßnahmen begegnet werden kann /IAE 10a/. Gleichzeitig ist die in Konzepten mit Th/U-Mischoxiden erbrütete Menge von  $^{239}\text{Pu}$  bei normaler Entladung deutlich reduziert /IAE 05/, was in diesem Sinne eine positive Eigenschaft darstellt. Grundsätzlich ist die Einsatzzeit des Brennelements im Reaktor ein entscheidendes Kriterium für die Proliferationsresistenz, da sie großen Einfluss auf den Nuklidvektor hat, bei LEU und HALEU als Treiber neben dem  $^{233}\text{U}$  v. a. auch auf das im Treiber selbst aus  $^{238}\text{U}$  erbrütete Plutonium.

Die mit vielen Thorium-Konzepten verbundene Notwendigkeit einer Wiederaufbereitung zur Gewinnung des  $^{233}\text{U}$ , die grundsätzlich auch mit einer chemischen Abtrennbarkeit von Plutonium aus Mischoxid- oder Treiberbrennstoffen verbunden ist, bedeutet zunächst eine Schwächung der Proliferationsresistenz. Daher müssen andere geeignete Maßnahmen wie Brennstoffzyklus, Brennstoffmatrix, Prozessführung in der Wiederaufbereitung, etc. die Proliferationsresistenz stärken /IAE 05/, /IAE 10a/.



Hinsichtlich des Uran-Nuklidvektors im erbrüteten Brennstoff gilt das besondere Augenmerk denjenigen Online-Reprozessierungsoptionen bei Salzschnelze-Reaktoren, welche  $^{233}\text{Pa}$  zum Abklingen zu  $^{233}\text{U}$  zeitnah und kontinuierlich aus der Schmelze entfernen. Dadurch wird der Aufbau von  $^{232}\text{U}$  durch weitere Neutronenbestrahlung von  $^{233}\text{Pa}$  und  $^{233}\text{U}$  im Kernbereich stark reduziert (vgl. oben sowie Kap. 3.1, Kap. 4.4 und Kap. 5.4), was eine Schwächung der Proliferationsresistenz darstellt.

Es bleibt festzustellen, dass proliferationsresistente Brennstoffzyklen für Reaktorkonzepte mit Thorium grundsätzlich spezifiziert werden können. Eine fundierte Bewertung erfordert eine vertiefte Analyse des jeweiligen Reaktorkonzepts, der Möglichkeiten zur (ggf. von außen unerkannten) Variation von Bestrahlungszeiten, sowie der Prozessführung bei Wiederaufbereitungsanlagen oder einer Online-Reprozessierung. Insofern liegt hier kein fundamentaler Unterschied zu anderen Brennstoffzyklen vor.

## 4 Historische Thorium-basierte Reaktoren

Der Einsatz von Thorium-haltigem Brennstoff wurde in der Vergangenheit in einer Reihe von Kernreaktoren mit unterschiedlichen Konzepten erprobt bzw. durchgeführt. In Tab. 4.1 ist eine Liste dieser Kernkraftwerke aufgeführt. Die Tabelle ist /GRE 07/ entnommen.

**Tab. 4.1** Kernreaktoren mit signifikantem Thoriumeinatz in der Vergangenheit

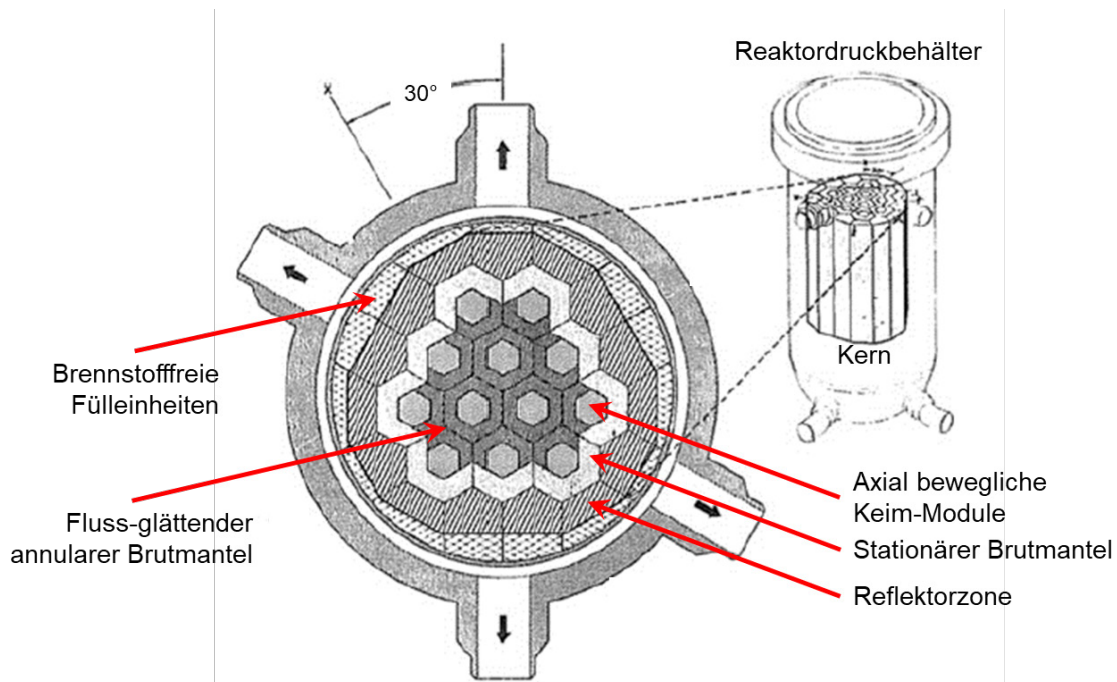
Nach /GRE 07/; DWR: Druckwasserreaktor, SWR: Siedewasserreaktor, HTR: Hochtemperaturreaktor, PHWR: *Pressurized Heavy Water Reactor* (Druck-Schwerwasserreaktor)

Land	Name	Typ	Leistung	Betrieb
USA	Indian point 1	DWR	265 MW <sub>e</sub>	1962-1965
	Elk River Station	SWR	22 MW <sub>e</sub>	1964-1968
	Shippingport	DWR	60 MW <sub>e</sub>	1957-1982
	Peach Bottom	HTR	40 MW <sub>e</sub>	1967-1974
	Fort St. Vrain	HTR	330 MW <sub>e</sub>	1976-1989
	MSRE	MSR	10 MW <sub>th</sub>	1965
UK	Dragon	HTR	20 MW <sub>th</sub>	1966-1975
Deutschland	AVR	HTR	15 MW <sub>e</sub>	1967-1988
	THTR	HTR	300 MW <sub>e</sub>	1985-1988
	Lingen	SWR	60 MW <sub>e</sub>	1968-1977
Indien	Kakrapar (KAPS) 1-2	PHWR	200 MW <sub>e</sub>	1993/95
	Kaiga 1-2	PHWR	200 MW <sub>e</sub>	2000/03
	Rajasthan (RAPS) 3-4	PHWR	200 MW <sub>e</sub>	2000

### 4.1 Leichtwasser-Reaktoren

Bereits seit den Anfängen der Entwicklung kommerzieller Leichtwasser-Reaktoren (LWR) in den USA wurden vereinzelt (Th,U)O<sub>2</sub> Mischoxid-Brennstoffe zu Versuchszwecken eingesetzt (Indian Point 1, DWR und Elk River Station, SWR) /GRE 07/. Umfangreichere Versuche wurden in der *Shippingport Atomic Power Station* (DWR) im Rahmen des *Light Water Breeder Reactor* (LWBR) Programms durchgeführt /BET 86/. Dieses wurde zum Ende der Betriebsdauer dieses Reaktors in den Jahren 1977 bis 1982 durchgeführt, indem ein spezifisch für diesen Zweck entwickelter Reaktorkern eingesetzt wurde. Ziel des Programms war die Demonstration einer verbesserten Brennstoffausnutzung durch Erbrüten von <sup>233</sup>U aus <sup>232</sup>Th in einem thermischen Neutronenspektrum.

Der LWBR-Kern bestand aus zwölf Brennelementen in einer hexagonalen Geometrie, die von Reflektorelementen umgeben waren. Jedes der aktiven Brennelemente bestand aus einem zentralen, axial beweglichen Keim-Modul (engl.: *seed*) umgeben von einem annularen Brutmantel-Modul (engl.: *blanket*). Durch axiales Ein- und Ausfahren der Keim-Module konnte die Reaktivität gesteuert werden, so dass auf Kontrollstäbe verzichtet wurde. Der Aufbau des LWBR-Kerns ist in Abb. 4.1 gezeigt.



**Abb. 4.1** Design des LWBR-Kerns der *Shippingport Atomic Power Station*

Abbildung entnommen aus /SEH 13/, Beschriftung ins Deutsche übersetzt

In dem Schnitt durch den LWBR-Kern sind die axial beweglichen Keim-Module, der Fluss-glättende annulare und der stationäre Brutmantel sowie die Reflektorzone ausgewiesen, umgeben von brennstofffreien Füllereinheiten im Reaktordruckbehälter (RDB).

Der Brennstoff in den Keim- und Brutmantel-Modulen bestand aus  $(\text{Th},^{233}\text{U})\text{O}_2$ -Mischoxid verschiedener Anreicherungen, wohingegen die Reflektorelemente aus reinem  $\text{ThO}_2$  bestanden. Der LWBR-Kern wurde über fünf Jahre ohne Nachbeladung betrieben, entsprechend 1.210 Volllasttagen. Die thermische Leistung des Reaktors wird mit 236 MW angegeben. Der durchschnittliche Abbrand betrug 14,8 GWd/tSM. Lokal wurde ein Maximalabbrand von etwa 54 GWd/tSM erzielt, der maximale Stababbrand erreichte 29,8 GWd/tSM. Nach Stilllegung des Reaktors wurde der Brennstoff wiederaufgearbeitet. Dabei zeigte sich, dass ein geringer Brutgewinn erzielt wurde, d. h. es wurde mehr  $^{233}\text{U}$  aus  $^{232}\text{Th}$  erzeugt als durch Spaltung verbraucht wurde.

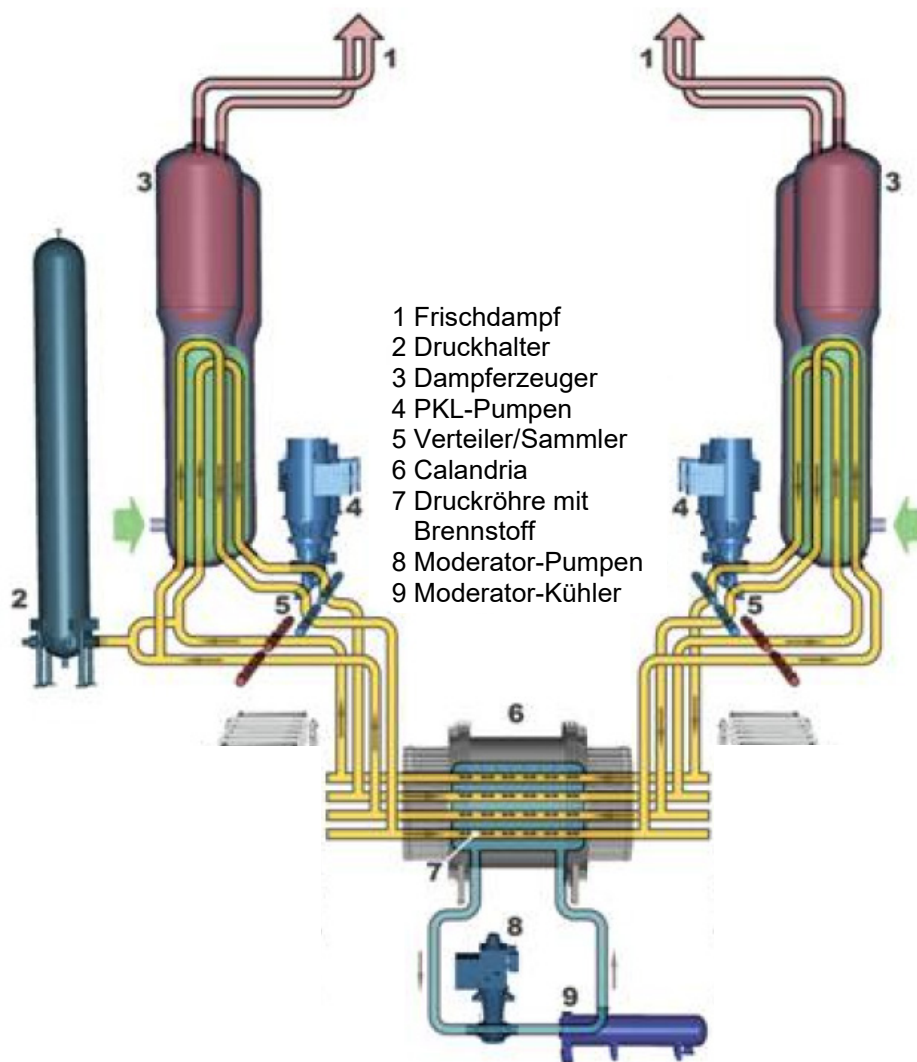
Das grundlegende Konzept des LWBR wurde in der Folge unter der Bezeichnung *Radkowsky Thorium Fuel* (RTF) auf das Design eines Standard-LWR-Brennelements übertragen /RAD 98/. Das Konzept wurde sowohl für Druckwasserreaktoren (DWR) westlicher Bauart als auch für WWER-Reaktoren erstellt, bei letzteren als Konzept WWER-T /PON 98/. Hierbei ist die konventionelle Brennelementgeometrie dahingehend modifiziert, dass jeweils ein zentrales Keim-Modul von einem Brut-Modul umschlossen ist. Die Keim-Module können aus den Brutmodulen herausgezogen und umgesetzt werden, da für die Brutmodule eine deutlich höhere Verweildauer im Reaktorkern vorgesehen ist als für die Keim-Module. Die gesamten Brennelemente können ohne Modifikationen in einen bestehenden Reaktorkern eingesetzt werden. Die Reaktivitätskontrolle ist im Unterschied zum LWBR durch Steuerstäbe und abbrennbare Absorber vorgesehen, wobei auf eine Borvergiftung im Kühlmittel bevorzugt verzichtet wird. Später wurde das ursprüngliche Konzept durch eine zweite Variante ergänzt, bei der die Brut- und Keim-Module durch separate Brennelemente realisiert werden, die in einem Schachbrettmuster angeordnet sind (*Whole Assembly Seed Blanket, WASB*) /SEH 13/. Das RTF-Design war für einen offenen Brennstoffkreislauf (*Once-Through Cycle*) vorgesehen. Vorteile des Konzepts sind insbesondere die Proliferationsresistenz, der geringere Uranverbrauch, einige Sicherheitsmerkmale und die Verringerung der Radiotoxizität des bestrahlten Brennstoffs /RAD 98/. Eine großtechnische Umsetzung wurde nicht realisiert.

In Deutschland wurden einige Forschungsarbeiten zum Einsatz von  $(\text{Th,U})\text{O}_2$ - $(\text{Th,Pu})\text{O}_2$ -Mischoxid in LWR durchgeführt /OEC 15/. In den frühen 1970er Jahren wurde ein  $(\text{Th,Pu})\text{O}_2$ -Brennstab im Kernkraftwerk Lingen (KWL) bestrahlt. Weitere Arbeiten wurden im Rahmen eines deutsch-brasilianischen Forschungsprojekts durchgeführt /PEE 87/, /PIN 88/. Dessen Ziel war, die industrielle Machbarkeit eines Einsatzes von Thorium-haltigem Brennstoff im brasilianischen Kraftwerk Angra-2 zu zeigen. In diesem Vorhaben wurde die technische Realisierbarkeit aller relevanten Schritte des Brennstoffkreislaufs einschließlich v. a. der Brennstoffherstellung im Labormaßstab demonstriert. Ein Bestrahlungsversuch im brasilianischen Kraftwerk Angra-1 wurde vorbereitet. Aufgrund der Entscheidung Brasiliens gegen den Aufbau einer Infrastruktur zur Wiederaufarbeitung wurde das Projekt Mitte 1988 abgebrochen, ohne sein Hauptziel erreicht zu haben. Im Anschluss daran wurde im Rahmen des EU-Projektes THORIUM CYCLE ein mit  $(\text{Th,Pu})\text{O}_2$ -Mischoxid beladener Brennstababschnitt (*Rodlet*) in ein konventionelles MOX-Brennelement eingesetzt und im Kernkraftwerk Obrigheim (KWO) bis zu einem Zielabbrand von 38,8 GWd/tSM bestrahlt /SCH 11/, /OEC 15/. Hierbei wurde auch auf die Erfahrungen aus dem brasilianisch-deutschen Forschungsprojekt zurückgegriffen.

## 4.2 Schwerwasser-moderierte Reaktoren

Schwerwasser-moderierte Reaktorkonzepte besitzen durch den gegenüber Wasserstoff  $^1\text{H}$  geringeren Neutroneneinfangquerschnitt von Deuterium  $^2\text{H}$  eine bessere Neutronenökonomie als LWR. Dies erlaubt das Design kritischer Reaktorkerne mit gegenüber LWR geringerem Anteil an Spaltstoffen. Im CANDU-Konzept /UNE 14/ wird der Reaktor mit Natururan oder leicht angereichertem Uran ( $\approx 1,0$  bis  $1,2\%$   $^{235}\text{U}$ ) betrieben. Bei der Anwendung von Thorium-haltigen Brennstoffen ist hier gegenüber LWR der für den Betrieb erforderliche Bedarf an erbrütetem  $^{233}\text{U}$  bzw.  $^{235}\text{U}$  oder  $^{239}\text{Pu}$  als Spaltstoff geringer und die Effektivität des Brutprozesses für  $^{233}\text{U}$  höher. Die bessere Thermalisierung des Neutronenflusses verringert tendenziell die Produktion von  $^{232}\text{U}$ .

Reaktoren ähnlich der Bauart CANDU werden derzeit in einer Reihe von Ländern betrieben. Für Reaktoren diesen Typs ist der Einsatz Thorium-haltiger Brennstoffe über lange Jahre erforscht und als Option für evolutionäre Designs entwickelt worden /AEC 11a/, /AEC 11b/. Ein Schema des Reaktorkonzepts eines evolutionären CANDU am Beispiel des kanadischen ACR-1000 zeigt Abb. 4.2.



**Abb. 4.2** Schema eines CANDU-Reaktors am Beispiel des ACR 1000

Abbildung entnommen aus /AEC 11b/, Beschriftung ins Deutsche übersetzt

Im Jahr 2011 ging die Reaktorsparte von AECL als CANDU Energy Inc. vollständig in den Besitz des ebenfalls kanadischen Unternehmens SNC-Lavalin über. Derzeit wird die aktive Weiterentwicklung der CANDU-Technologie von CANDU Energy Inc. nicht weitergeführt, da es in Kanada keine diesbezüglichen zeitnahen Neubaupläne gibt. Dafür wurden 2012 bzw. 2016 Kooperationsvereinbarungen der Muttergesellschaft SNC-Lavalin mit der chinesischen CNNC für eine gemeinsame Entwicklung geschlossen. Deren mittelfristiges Ziel ist der Neubau zweier fortschrittlicher Reaktoren des Typs *Advanced Fuel CANDU Reactor (AFCR)* in China /WNA 20/.

Daneben sind aus Indien ernsthafte Aktivitäten in Richtung Neubau innovativer Reaktoren bekannt. Dabei bildet aufgrund des indischen Kernenergieprogramms, das auf einen geschlossenen Brennstoffzyklus unter Nutzung von Thorium basiert, auch die Weiterentwicklung Schwerwasser-moderierter Reaktoren zur Nutzung von Thorium einen wesentlichen Baustein /GAN 13/. Das indische Entwicklungsprogramm nutzt Erfahrungen aus den derzeit betriebenen Schwerwasser-moderierten Reaktoren vom Typ PHWR-220 bzw. PHWR-540 und IPHWR-700. Während diese Reaktorkonzepte generell ohne Thorium-Einsatz betrieben bzw. geplant werden, sind erste Bestrahlungstests von Thoriumhaltigen Brennelementen für das AHWR-Konzept in PHWR-220 durchgeführt worden /GAN 13/, /CHA 15/, /VIJ 15/. Weiterhin wird der Einsatz weniger Thoriumhaltiger Brennelemente in diesen Anlagen für die Zukunft erwogen. Weitere Informationen zum indischen Kernenergieprogramm diskutiert Kap. 5.6.

#### **4.3 Flüssigmetall-gekühlte Reaktoren**

Die Verwendung von Thorium-haltigen Brennstoffen in einem Flüssigmetall-gekühlten schnellen Reaktor (Schneller Brüter) ist verschiedentlich diskutiert worden. Derzeit gibt es nach unserer Recherche kein erfolgversprechendes Reaktorkonzept in diese Richtung, das ganz auf Thorium-haltige Brennstoffe setzt.

Die heute betriebenen Schnellen Brüter, insbesondere die BN-Reihe in Russland, basieren auf U/Pu-Mischoxiden. Dies gilt auch für die von den Autoren als realistisch eingeschätzten Neuerungen zu diesen Reaktortypen bis auf den in Entwicklung befindlichen BN-1200, in dem U/Pu-Mischnitride Anwendung finden sollen.

Auch der in Indien gebaute PBFR-500 und die darauf aufbauenden Weiterentwicklungen zum Schneller Brüter des indischen Kernenergieprogramms sind grundsätzlich für U/Pu-basierte Brennstoffe konzipiert. Es gibt jedoch Pläne und konkrete Aktivitäten, Thorium-basierte Brennstoffe auch in indischen Schnellen Brütern einzusetzen. Daher wird in Kapitel 5.3 beispielhaft auf diesen Reaktortyp eingegangen.

#### **4.4 Salzschnmelze-Reaktoren**

Die Idee des Flüssigsalz-Reaktors (*Molten Salt Reactor*, MSR), auch Salzschnmelze-Reaktor genannt, entstand nach dem zweiten Weltkrieg am Oak Ridge National Laboratory (ORNL) im Rahmen von Bestrebungen des US-Militärs, nuklearbetriebene Flugzeuge zu

bauen /MAC 85/. Nach der Konstruktion und dem dreijährigen Betrieb (1954-1957) eines 2,5 MW<sub>th</sub> Testreaktors, dem *Aircraft Reactor Experiment* (ARE), versuchte man, den Ansatz auf zivile Leistungsreaktoren zu übertragen. So entstand das *Molten Salt Reactor Experiment* (MSRE), ein thermischer, von 1965 bis 1969 betriebener 8 MW<sub>th</sub> Reaktor, in dem in geschmolzenem Salz gelöster Brennstoff bei einer mittleren Kühlmitteltemperatur von 650 °C von unten durch senkrechte Kanäle eines Grafitkerns gepumpt wurde. Das Gemisch setzte sich in Molprozent aus 65 % Lithium(7)-Fluorid <sup>7</sup>LiF, 29,1 % Berylliumfluorid BeF<sub>2</sub>, 5 % Zirkoniumfluorid ZrF<sub>4</sub> und 0,9 % Urantetrafluorid UF<sub>4</sub> zusammen. In den ersten beiden Jahren wurde <sup>235</sup>U mit 33 % Anreicherung verwendet, danach für eineinhalb Jahre <sup>233</sup>U /HAU 70/.

Zur Wärmeabfuhr dienten vier Wärmetauscher, auf deren Sekundärseite, dem intermediären Kühlsystem, ebenfalls Flüssigsalz (<sup>7</sup>LiF-BeF<sub>2</sub>, 66:34 Mol-%) zum Einsatz kam. Der Zwischenkreislauf diente der Isolierung der Dampferzeuger von der radioaktiven Umgebung des Primärkreislaufs. Ein an das intermediäre Kühlsystem angeschlossener Radiator führte die Wärme an einen Luftstrom ab. Laut /MAC 85/ wurden im Betrieb festgestellte Probleme wie Heliumablagerungen an Korngrenzen in Stahl, Tritium-Entstehung und -Migration sowie Rissbildung durch das Spaltprodukt Tellurium durch metallurgische und chemische Maßnahmen und Prozesse behoben.

Im MSRE wurde noch kein Thorium verwendet. Das in der zweiten Hälfte der Betriebszeit eingesetzte <sup>233</sup>U war in anderen Reaktoren aus <sup>232</sup>Th erbrütet worden. Der im Anschluss entwickelte, auf dem Thorium-Uran-Zyklus aufbauende *Molten Salt Breeder Reactor* (MSBR), ein thermischer Brutreaktor mit zwei Hauptvarianten mit /ROB 70/ und ohne /ROB 71/ Brutmantel, stand in Konkurrenz zu Flüssigmetall-gekühlten, im schnellen Neutronenspektrum betriebenen Brüter-Konzepten, und wurde nicht realisiert.

Weitere Aspekte von Salzschnmelze-Reaktoren im Allgemeinen und des MSRE-Prinzips im Besonderen sind in Kap. 5.4.1 in höherer Detailtiefe dargestellt.

#### **4.5 Gasgekühlte Reaktoren**

In den Anfängen der Kerntechnik und bis zum Ende der 1980er Jahre kam Thorium in England (Dragon), den USA (Peach Bottom 1, Fort St. Vrain) und Deutschland (AVR, THTR-300) in einigen experimentellen gasgekühlten Reaktoren zum Einsatz, die man z. T. prototypisch auf kommerziellen Maßstab hochskaliert hat. Dabei handelte es sich



um thermische, grafitmoderierte Systeme mit  $^{235}\text{U}$  als Treibermaterial, die mit Helium gekühlt wurden. Der Brennstoff lag in diesen Reaktordesigns in Form ca. 1 mm großer Partikel vor, die mehrfach mit Lagen aus Kohlenstoff und Silizium versehen waren (*coated particles*).

Zwei prinzipiell verschiedene Reaktorkonzepte wurden realisiert. In Reaktoren mit prismatischen Brennelementen (Dragon, Peach Bottom 1, Fort St. Vrain) sind die Brennstoffpartikel in sogenannte *compacts* aus Grafit eingebettet und in Brennstäben eingeschlossen, die in zylindrischen Bohrungen in übereinandergestapelte, hexagonale Grafitblöcke eingelassen sind. Der Brennstoff ist hier also stationär. Dagegen befinden sich in Kugelhaufenreaktoren (AVR, THTR-300) die Brennstoffpartikel in Grafitkugeln (*pebbles*), die sich während des Betriebs unter Einfluss der Schwerkraft durch den zylindrischen Kernbehälter bewegen. Sie werden am unteren Ende entnommen, auf Schäden und Abbrand überprüft und am oberen Ende wieder nachgefüllt. Ein Sicherheitsvorteil des Kugelhaufenkonzepts besteht darin, dass durch die kontinuierliche Befüllung die Überschuss-Reaktivität im Reaktor geringgehalten werden kann. Andererseits ist eine Instrumentierung des Kerns im Bereich der Kugelschüttung nicht möglich.

Der AVR war ein prototypisches Versuchskernkraftwerk zur Erprobung des Einsatzes von Grafit-Kugelbrennelementen in einem gasgekühlten Hochtemperaturreaktor. Von Beginn an war er vornehmlich zur Erprobung Thorium-haltiger Brennelement-Kugeln konzipiert, wie sie im THTR-300 (s. u.) zum Einsatz kamen. Später wurden auch verschiedene Thorium-freie Brennstoffe auf LEU-Basis untersucht. 1966 wurde der AVR zum ersten Mal kritisch, und Ende 1988 stillgelegt. Einzelheiten zur Betriebserfahrung sind im Abschlussbericht über den Leistungsbetrieb des AVR /ZIE 97/ beschrieben.

Der THTR-300 (Thorium-Hochtemperatur-Reaktor) war ein 1983 in Betrieb genommener, kommerzieller Demonstrationsreaktor für das Kugelhaufenkonzept mit Thorium. Die Kühlung erfolgte über Heliumgas, das auf seinem Weg abwärts durch den Reaktor bei einem Druck von 39 bar von 250 °C auf bis zu 750 °C aufgeheizt wurde. Eine Brennelementkugel beinhaltenete 0,96 g hochangereichertes Uran (93 %  $^{235}\text{U}$ ) und 10,2 g  $^{232}\text{Th}$ . Der Reaktor besaß einen negativen thermischen Reaktivitätskoeffizienten. Zur Leistungsregelung dienten 42 Absorberstäbe, die direkt in das Kugelbett einfuhren /BÄU 90/, was zu mechanischen Schäden an unerwartet vielen Brennstoffkugeln führte. Außerdem zeigte sich, dass durch die Dimensionierung des Reaktors eine rein passive Kühlung im Störfall nicht ausreichend gewesen wäre um die Brennstofftemperatur hinreichend zu

begrenzen und so die Freisetzung von Spaltprodukten zu verhindern /ALL 18/. Entscheidend ist dabei nicht die (messbare) Kernaustrittstemperatur des Kühlmittels, sondern die (nicht messbare) lokale Temperatur an der heißesten Kugel, die v. a. unter Störfallbedingungen erheblich höher sein kann. Des Weiteren gab es Probleme mit Staubbildung durch Reibungs- und Alterungsprozesse an den Brennelementen. Informationen zum tatsächlichen Brutverhalten des THTR-300 sind in wissenschaftlichen Veröffentlichungen kaum zu finden. Berechnungen zufolge /ENG 79/ lag der Konversionsfaktor für den offenen Zyklus mit hochangereichertem Uran lediglich bei 0,59. Die Wiederaufarbeitung des Brennstoffs aus den bestrahlten Brennelementkugeln wurde in der Versuchsanlage JUPITER (*Juelich Pilot Plant for Thorium Element Reprocessing*) am Forschungszentrum Jülich prototypisch untersucht, letztlich aus technischen und ökonomischen Gründen aber nicht umgesetzt. Der THTR-300 wurde im Jahr 1988 endgültig abgeschaltet. Als Grund wurde die mangelnde Wirtschaftlichkeit genannt.

In den USA konnten sich gasgekühlte Hochtemperaturreaktoren im zivilen Bereich allgemein nicht durchsetzen. In den früheren, inzwischen stillgelegten französischen und in den britischen gasgekühlten, grafitmoderierten kommerziellen Anlagen kam routinemäßig kein Thorium zum Einsatz.



## 5 Übersicht über aktuelle Thorium-Reaktorkonzepte

### 5.1 Leichtwasser-Reaktoren

Aktuell sind keine Konzepte für den Einsatz von Thorium-haltigen Brennstoffen in LWR bzw. von Konzepten für LWR bekannt, die für den Einsatz von Thorium-haltigen Brennstoff optimiert sind und bei denen eine Realisierung konkret angestrebt wird. Im vorliegenden Abschnitt wird kurz auf einige Konzepte eingegangen, die in der jüngeren Vergangenheit verfolgt wurden, ohne diese in größerer Detailtiefe zu beschreiben.

Ein Konzept *Reduced-moderation Boiling Water Reactor*, auch als *Resource-renewable Boiling Water Reactor* bezeichnet, (RBWR) wird von der *Japan Atomic Energy Agency* (JAEA) /GRE 15/ und von Hitachi /HIN 14/ entwickelt. Das Projekt hat zum Ziel, bewährte LWR-Technologie mit einem weniger thermischen Neutronenspektrum zu verbinden, um die Vorteile schneller Reaktorsysteme hinsichtlich einer Mehrfach-Rezyklierung und der Transmutation höherer Aktinoide zu nutzen. Dies wird durch eine Reduzierung des Moderationsverhältnisses bewirkt, die über ein engeres Brennstabgitter und einen höheren Dampfblasengehalt erreicht wird. Die Brennelemente weisen hierzu eine hexagonale Geometrie auf. In einem vom US-amerikanischen *Department of Energy* (US DoE) geförderten Projekt wurde dieses Reaktorkonzept von einer Arbeitsgruppe verschiedener amerikanischer Universitäten für verschiedene Anwendungsszenarien optimiert, unter anderem auch als RBWR-Th für den Einsatz in einem geschlossenen Thorium-Brennstoffkreislauf /GRE 15/. Die Entwicklung ist nach unserer Kenntnis noch nicht über das Stadium einer Konzeptstudie hinausgegangen.

Die Firma Thor Energy aus Norwegen arbeitet an der Entwicklung von Thorium-haltigen Brennstoffen zum Einsatz in kommerziellen LWR /DRE 13/. Dabei sind zwei Konzepte im Fokus: Zum einen ein *Th.ADD* genannter Brennstoff, bei dem einem konventionellen keramischen  $\text{UO}_2$ -Brennstoff ein Anteil von 5 - 10 %  $\text{ThO}_2$  beigemischt wird, und zum anderen ein  $(\text{Th,U})\text{O}_2$ -Mischoxid Brennstoff mit der Bezeichnung *Th.MOX* mit einem Anteil von 90 % Thorium und 10 % Plutonium. Hierzu wurden Bestrahlungsversuche am Forschungsreaktor in Halden durchgeführt. Seit dem Beginn der letzten Bestrahlungskampagne 2018 sind den Autoren keine weiteren Aktivitäten von Thor Energy bekannt geworden.

## 5.2 Schwerwasser-moderierte Reaktoren

Die Schwerwasser-moderierten Reaktorkonzepte, für die nach aktuellem Stand der Einsatz von Thorium potentiell angedacht ist, sind einerseits der indische AHWR (siehe Kap. 5.6) und andererseits die beiden in Kanada von AECL entwickelten Bauarten *Enhanced CANDU-6* (EC6) /AEC 11a/ und *Advanced CANDU Reactor 1000* (ACR-1000) /AEC 11b/.

Für die beiden CANDU-Varianten wird der Einsatz von Thorium-basierten Brennstoffen als Option in Betracht gezogen. Sie sind jedoch nicht spezifisch für den Einsatz von Thorium-haltigen Brennstoffen optimiert. Insofern bestehen hier keine wesentlichen Unterschiede zu den aktuell in Betrieb befindlichen CANDU-Reaktoren, für die entsprechende Konzepte grundsätzlich ebenso in Frage kommen /AEC 11a/. In Kanada ist derzeit der Neubau von CANDU-Reaktoren nicht geplant. Dagegen verfolgt der heutige Mutterkonzern von CANDU Energy, SNC-Lavalin, seit 2012 bzw. 2016 Kooperationsvereinbarungen mit dem chinesischen Konzern CNNC zur Entwicklung und dem Bau eines fortschrittlichen CANDU vom Typ *Advanced Fuel CANDU Reactor* (AFCR) in China /WNA 20/ (vgl. auch Kap. 4.2). Neuere Informationen insbesondere zur Realisierung einer Anlage liegen den Autoren derzeit nicht vor. Da bei beiden CANDU-Konzepten die Nutzung von Thorium nicht im Vordergrund der Entwicklungsarbeiten steht, wird auf deren vertiefte Behandlung im Rahmen dieses Berichts verzichtet. Relevante Thorium-spezifische Aspekte werden von den Erläuterungen und Einschätzungen zum indischen AHWR und einigen ergänzenden Informationen zum PHWR abgedeckt.

**Tab. 5.1** Schwerwasser-moderierte Reaktorkonzepte, für die nach aktuellem Stand der Einsatz von Thorium potenziell vorgesehen ist

Name	Firmen, Institute	Status
AHWR-300 (siehe Kap. 0)	BARC	Design-Phase
Advanced CANDU Reactor 1000 Enhanced CANDU-6	AECL	Design-Phase
PHWR-220, PHWR-700 (vgl. Kap. 5.6)	NPCIL	in Betrieb

### 5.3 Flüssigmetall-gekühlte Reaktoren

Wie in Kap. 4.3 erläutert ist der von dem *Indira Gandhi Centre for Atomic Research* (IGCAR) entwickelte PFBR-500 /RAG 04/, /CHE 11/, /STA 12/ ein wesentliches aktuelles Beispiel für den Einsatz Thorium-haltiger Brennstoffe in einem Flüssigmetall-gekühlten Schnellen Brüter. Er wird in Indien als Demonstrationsreaktor für Phase 2 des indischen Kerntechnikprogramms gebaut. Im Folgenden wird das Konzept des PFBR-500 kurz vorgestellt.

Haupteinsatzziel dieses Reaktors ist neben der Erzeugung von Elektrizität die Erbrütung von zusätzlichem Plutonium aus den wiederaufbereiteten Brennelementen der aktuell in Betrieb befindlichen PHWR-Reaktoren. Dementsprechend beruht die Standardauslegung des PFBR-500 auf U/Pu-Mischoxiden. Das Reaktorkonzept wurde bereits in /BUC 15/ analysiert. Den Autoren sind keine Informationen bekannt, die eine grundlegende Neubewertung dieses Reaktordesigns notwendig machen /STA 12/, /IAE 18a/. Vor diesem Hintergrund wird das Reaktorkonzept basierend auf dem Anhang von /BUC 15/ kurz zusammengefasst, und für diesen Bericht auf die aus der Literatur bekannten Aspekte zur Nutzung Thorium-haltiger Brennstoffe fokussiert.

Der PBFR-500 ist vom Pool-Typ, und wie die meisten derartigen Flüssigmetall-gekühlten Reaktoren mit einem Kern aus hexagonalen Brennelementen ausgestattet. Er wird kühlmittelbedingt bei geringem Druck betrieben /STA 12/. Im Normalbetrieb werden drei aktiv betriebene Kühlkreisläufe eingesetzt: Im Primärkreislauf wird das Kühlmittel Natrium mit internen Pumpen im Reaktorbehälter umgewälzt und die Wärmetauscher zum zwei-strängigen, ebenfalls natriumbetriebenen Sekundärkreis durchströmt. Im durch Pumpen geregelten Sekundärkreis wird die Wärme an jeweils vier Dampferzeuger abgegeben, die im wasserbetriebenen Tertiärkreis stark überhitzten Dampf für eine konventionelle Dampf-Turbine erzeugen. Eine Übersicht über wichtige Eigenschaften des PBFR-500 gibt Tab. 5.2 nach /BUC 15/.

**Tab. 5.2** Ausgewählte Kenndaten des PBFR-500

Name	PFBR-500
<b>Allgemein</b>	
Thermische Leistung	1250 MW
Elektrische Leistung	500 MW
Primärkühlmittel	Natrium
Nutzung	Stromerzeugung
Geplante Lebensdauer	40 Jahre
<b>Primärseite</b>	
Kühlmittelmassenstrom	7020 kg/s
Primärdruck	Umgebungsdruck
Kerneintrittstemperatur	397 °C
Kernaustrittstemperatur	547 °C
Aufwärmspanne	150 K
<b>Kerndaten</b>	
Brennstoff	PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub>
Anzahl und Art der Brennelemente	181, hexagonal
Anreicherung (innen, außen), % PuO <sub>2</sub>	21 %, 28 %
Anzahl Brennstäbe pro Brennelement	217
Außendurchmesser Brennstab	6,6 mm
Brennelementzyklus	6 Monate
<b>Sekundärkreis</b>	
Medium	Natrium
Druck	Umgebungsdruck
Minimale Temperatur	355 °C
Maximale Temperatur	525 °C
<b>Tertiärkreis</b>	
Medium	Leichtwasser
Dampftemperatur	490 °C
Dampfdruck	16,6 MPa
Speisewassertemperatur	235 °C
<b>Dampferzeuger</b>	
Typ	Geradrohr-, Durchlaufdampferzeuger
Anzahl	4
<b>Hauptkühlmittelpumpen</b>	
Anzahl	2
Typ	Vertikale und einstufige Zentrifugalpumpe
<b>Kondensator</b>	
Rohrmaterial	Titan
Turbinenbypass	60 % der Nennleistung

Grundlegende Eigenschaften von Reaktorkern und Brennelementen des PBFR-500 sind ebenfalls typisch für diese Art von Reaktor: Der aktive Kern besteht aus einer inneren und einer äußeren Zone mit jeweils unterschiedlichen Anreicherungen des Mischoxids. Die aktive Zone ist von einer Blanket-Zone für die Brutprozesse umgeben, die ihrerseits von einem Stahlreflektor und einer Abschirmzone umfasst wird. Die Brennstäbe haben einen Durchmesser von 6,6 mm. Die Pellets sind nach zwei Anreicherungsgraden angeordnet, so dass der in der Mitte befindliche aktive Teil von zwei Brutzonen umgeben ist. Der Wärmeübergang auf der Außenseite des aus austenitischem Stahl bestehenden Hüllrohrs wird durch einen helikal gewickelten Spacer-Draht verbessert. Der Einsatz von Thorium wird insbesondere im Brutmantel sowie ggf. in den Brutzonen der Brennstäbe erwogen /VIJ 15/. Spezifische Informationen über die Thorium-Anteile und Auswirkungen auf die Kernausslegung liegen den Autoren nicht vor.

Ziel ist, die Schnellen Brüter für eine schnellere Umstellung des indischen Brennstoffzyklus auf Thorium bzw.  $^{233}\text{U}$ -basierte Brennstoffe zu nutzen. Die Brennstoffe sollen in dem geplanten *Advanced Heavy Water Reactors* (AHWR) eingesetzt werden. Sicherheitstechnische Anpassungen der Schnellen Brüter jenseits einer kleineren Änderung der Kernausslegung innerhalb der Akzeptanzkriterien der Anlagenauslegung sind nach den vorliegenden Informationen nicht vorgesehen.

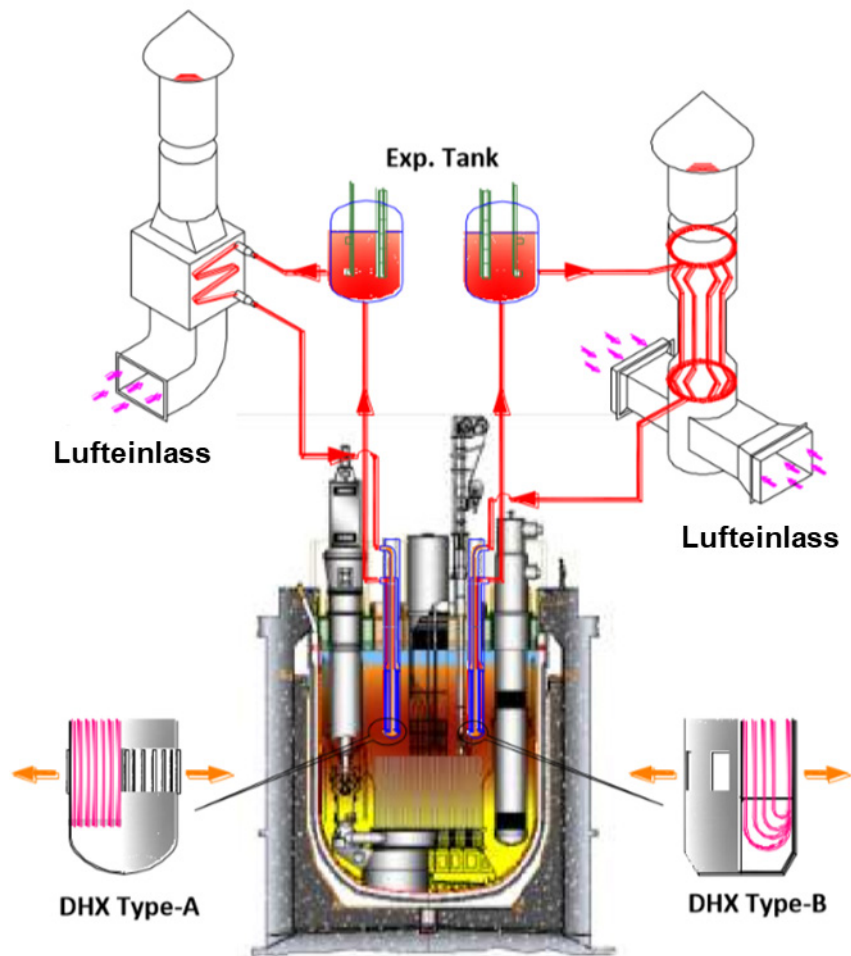
In der Kernausslegung wird beim PBFR-500 ein hoher positiver Void-Koeffizient von 3,7 \$ für den gesamten Kern hingenommen. Dies wird vom Hersteller als akzeptabel angesehen, da dieser nur bei einer nicht zu erwartenden vollständigen Verdampfung des Flüssigmetall-Primärkühlmittels vor Abschaltung relevant werden würde /RAG 04/. Der Void-Koeffizient bei lokalem Auftreten von Blasenbildung durch Kühlmittelverdampfung im oberen Kernbereich ist dagegen negativ, so dass hinreichend Zeit für eine Schnellabschaltung mit einem von zwei diversitären Abschaltssystemen bliebe.

Zur Beherrschung von Störfällen mit Verlust der aktiven Wärmeabfuhr ist ein viersträngiges passives Nachkühlsystem vorgesehen. Dieses nutzt eigene Wärmetauscher im Reaktorpool und transportiert die Nachwärme über einen Natrium-gefüllten Zwischenkühlkreislauf über weitere eigene Wärmetauscher an die umgebende Luft ab. Dabei werden sowohl im Pool als auch für den Wärmeübertragung an Luft zwei unterschiedliche Wärmetauscher-Designs verwendet (DHX Type-A und -B in Abb. 5.1). Zur Kontrolle von Leckagen am Reaktorbehälter und zur Vermeidung von Natriumbränden befindet sich der Pool in einem zweiten Schutzbehälter. Dieser ist so dimensioniert, dass die sicherheitsrelevanten Wärmetauscher auch bei einer Leckage wirksam bleiben. Auch gegen



sonstige interne Ereignisse und gegen übergreifende Einwirkungen sind Einrichtungen zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen und auslegungsüberschreitenden Ereignissen vorhanden.

Abb. 5.1 zeigt schematisch die Abschalt- und Nachwärmeabfuhrsysteme des PFBR-500 nach /CHE 11/.



**Abb. 5.1** Abschalt- und Nachwärmeabfuhrsysteme des PFBR-500

Abbildung entnommen aus /CHE 11/, Beschriftung ins Deutsche übersetzt

Zur Beherrschung von Unfällen mit lokaler Kernzerstörung – unterstellt wird hier die Verstopfung eines Kernkanals und das Schmelzen von bis zu sieben Brennelementen – befindet sich unterhalb der unteren Kerngitterplatte ein sogenannter *Core Catcher* zur Kühlung von Schmelze und Bruchstücken innerhalb des Pools.

Zudem ist der Reaktor in einem Sicherheitsbehälter untergebracht, der Freisetzungen aus Unfallabläufen wirksam zurückhalten, und darüber hinaus gemäß Auslegung auch

die Energiefreisetzung aus einem hypothetischen *Bethe-Tait-Unfall* mit Kernzerstörung (*core disruptive accident* /NAB 97/) abtragen kann. Bei einem sog. Bethe-Tait-Unfall wird das gleichzeitige Ausfallen aller Hauptkühlmittelpumpen und aller Abschaltssysteme postuliert, so dass es zu einer Reaktivitäts- und Leistungsexkursion mit Zerstörung des Reaktorkerns kommt. Dabei kommt es zu einer in nur wenigen Sekunden oder auch Sekundenbruchteilen um ein Vielfaches ansteigenden Leistung, wenn die Kettenreaktion spontan überkritisch wird.

Es gibt keine Thorium-spezifischen Modifikationen an der sicherheitstechnischen Auslegung des Reaktors bei Einsatz Thorium-haltiger Brennstoffe im Kern. Dies gilt grundsätzlich auch für die in Indien in der Designphase befindliche Weiterentwicklung dieses Reaktorkonzepts (als *Fast Breeder Reactor* bezeichnet /IAE 13/) durch IGCAR, über das jedoch nur wenig detaillierte Informationen öffentlich zugänglich sind.

Eine Spiegelung der Eigenschaften des PFBR-500 gegen das Sicherheitsebenenkonzept zeigt Tab. 5.3.

**Tab. 5.3** Spiegelung der Sicherheitseigenschaften des PFBR-500 am Sicherheits-ebenenkonzept

Überarbeitet aus dem Anhang von /BUC 15/.

<b>Ebene 1:</b>	<b>Normalbetrieb</b>
<p><b>Auslegungsprinzipien:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Natriumbetriebener Primär- und Sekundärkreislauf, wasserbetriebener Tertiärkreislauf für Dampfproduktion zum Ausschluss von Natriumbrand am Primärkreis</li> <li>– Negative Reaktivitätskoeffizienten (außer bei hypothetischer vollständiger Verdampfung des Flüssigmetall-Primärkühlmittels vor Abschaltung)</li> <li>– Geringer Kühlmitteldruck -&gt; geringe Druckbelastung des Primärkreises</li> <li>– Vier Dampferzeuger pro Loop, um Ausfall eines DE kompensieren zu können</li> </ul> <p><b>Komponentendesign:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Verbesserte Materialien und Design im Kernbehälter und den Dampferzeugern zur Verringerung von Lecks und Brennelementschäden</li> <li>– Reduktion des Spaltstoffinventars durch dünne Brennstäbe</li> </ul>	
<b>Ebene 2:</b>	<b>Anormaler Betrieb</b>
<ul style="list-style-type: none"> <li>– Schwungrad für interne Umwälzpumpen</li> <li>– 15 %-Betrieb der internen Umwälzpumpen über Notstromnetz bei Ausfall betriebliche Stromversorgung</li> <li>– Überwachung auf Natrium-H<sub>2</sub>O-Leckagen</li> </ul>	
<b>Ebene 3:</b>	<b>Störfälle</b>
<ul style="list-style-type: none"> <li>– Sicherheitsbehälter für Reaktorbehälter zum Schutz gegen Natrium-Lecks</li> <li>– Zwei redundante Schnellabschaltsysteme</li> <li>– Passive Nachwärmeabfuhr (4 × 8 MW<sub>th</sub>)</li> <li>– Diversitäre Wärmetauscher im natriumgefüllten Zwischenkühlkreislauf sowohl im Kern als auch zum Kühlmedium Luft</li> <li>– Dreißig-Minuten-Autonomie</li> </ul>	
<b>Ebene 4:</b>	<b>Sehr seltene Ereignisse, Unfälle mit schweren Brennelementschäden</b>
<ul style="list-style-type: none"> <li>– Core Catcher</li> <li>– Containment, gegen Bethe-Tait-Unfall (s. o.) ausgelegt</li> </ul>	

## 5.4 Salzschnelze-Reaktoren

### 5.4.1 Allgemeine Aspekte der Salzschnelze-Reaktoren

Das Grundkonzept vieler der im Folgenden beschriebenen Entwürfe für Salzschnelze-Reaktoren (*molten salt reactor*, MSR) geht auf das in Kap. 4.4 angesprochene Design des Oak Ridge *Molten Salt Reactor Experiment* aus den 1960er Jahren zurück. Dabei ist der Brennstoff nicht von Brennstäben umschlossen, sondern in geschmolzenem Salz auf Basis von Fluor oder selten Chlor gelöst, z. B. in *FLiNaK* (LiF-NaF-KF), oder *FLiBe* (2LiF-BeF<sub>2</sub>). Hier gehen keine Neutronen durch Absorption in Brennstoffhüllen oder Abstandshaltern verloren. Durch den Verzicht auf Brennelemente entfallen die Notwendigkeit von Beladep länen und die sicherheitstechnische Frage nach der Wahrung der mechanischen Integrität von Brennstäben. Dafür fehlt mit den Hüllrohren eine Barriere gegen eine mögliche Freisetzung von Aktivierungs- und Spaltprodukten. In der Folge können sich Spalt- und Aktivierungsprodukte in den Komponenten des Kühlkreislaufs ablagern (z. B. Behälter, Wärmetauscher, Pumpen, Röhren), diese aktivieren, unter Umständen zu Korrosion führen, oder auch Komponenten wie Wärmetauscher-Rohre oder Pumpen verstopfen.

Ein Vorteil der meisten MSR ist, dass der Abbrand in flüssigem Brennstoffsalz nahezu homogen erfolgt, und seine Höhe nicht durch die Alterung von Brennelementen begrenzt wird. Zudem ist die Wärmeübertragung an das Kühlmittel direkt, was die thermische Trägheit des Reaktors günstig beeinflusst.

Durch den gepumpten Durchfluss des Brennstoffsalzes durch eine aktive Zone (im MSRE war das ein Grafitblock), wie er für viele MSR-Konzepte typisch ist, geht der nuklearen Kettenreaktion derjenige Anteil der verzögerten Neutronen verloren, der erst außerhalb des Reaktorkerns entsteht. Da die Umlaufzeit des Brennstoffsalzes in einem MSR typischerweise im Bereich mehrerer Sekunden liegt (z. B. 3,9 s beim MSFR /MER 13/, vgl. auch Kap. 5.4.4; ca. 27 s beim MSRE<sup>2</sup> /ROB 65/), und damit in der gleichen Größenordnung wie die Emissionszeiten der verzögerten Neutronen, wird die

---

<sup>2</sup> Diese Umlaufzeit ist von uns abgeleitet aus den Angaben zum Kerndurchfluss von 1200 gpm (*gallons per minute*) im Normalbetrieb und einem gesamten Salzvolumen im Primärkreis von 73 ft<sup>3</sup> (*cubic feet*) im MSRE /ROB 65/: Die Maßeinheit *US (liquid) gallon* entspricht ca. 3,785 Liter, die Maßeinheit ft<sup>3</sup> entspricht ca. 28,32 Liter.  $73 \times 28,32 \text{ Liter} / (1200 \times 3,785 \text{ Liter/min})$  ergeben ca. 0,455 min bzw. ca. 27 s.

Neutronendynamik maßgeblich durch die Höhe des Massenstroms durch den Kern beeinflusst /KŘE 04/, /KŘE 07/. Bei MSR-Designs, welche nicht auf durchströmendem Brennstoffsalz basieren, ist dies unterschiedlich.

MSR sind aufgrund der hohen Schmelzpunkte der Brennstoffsalze auf permanent hohe Betriebstemperaturen angewiesen. So liegen beispielsweise die Schmelzpunkte von stöchiometrischem *FLiBe* (Anteil  $\text{BeF}_2$  34 Mol-%) bei  $459^\circ\text{C}$  und von eutektischem *FLiBe* (Anteil  $\text{BeF}_2 > 50$  Mol-%; wird in der Praxis wegen seiner hohen Viskosität kaum verwendet) bei ca.  $360^\circ\text{C}$  /WIL 06/. Ein Erstarren des Salzes im Primärkreislauf muss bei Transienten verhindert oder beherrscht werden können, da der Kern ansonsten aufgrund der entstehenden Strömungsblockade nicht mehr gekühlt werden kann.

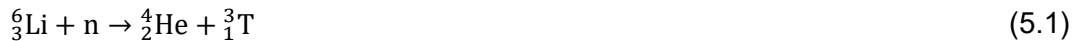
Aufgrund der hohen Siedepunkte der verwendeten Salze, z. B. ca.  $1430^\circ\text{C}$  von *FLiBe* /ING 05/, ca.  $1675^\circ\text{C}$  von reinem Lithiumfluorid ( $\text{LiF}$ ) /IFA 20a/ und  $1704^\circ\text{C}$  von reinem Natriumfluorid ( $\text{NaF}$ ) /IFA 20b/, kann der Primärdruck in einem MSR im Gegensatz zu wassergekühlten Reaktoren niedrig gehalten werden. Dadurch ist es möglich, das System gegenüber LWR auf sehr hohe Temperaturen auszulegen, um den Wirkungsgrad zu steigern, was dann aber wiederum zu einer erhöhten thermisch-mechanischen Belastung der Komponenten führt.

Die Sicherstellung der Integrität des Reaktors gegen die stark korrosive Wirkung der verwendeten Flüssigsalze und einiger Zerfalls- und Neutronenreaktionsprodukte wie z. B. Tellurium ( $\text{Te}$ ), die mit steigender Temperatur zunimmt, ist zu gewährleisten. Dies wird üblicherweise neben der Auswahl geeigneter Werkstoffe durch die Kontrolle der chemischen Umgebung bewerkstelligt.

Aufgrund des flüssigen Aggregatzustands des Brennstoffs in MSR kann dieser während des laufenden Betriebs sowohl hinzugefügt als auch entnommen und extern wiederaufgearbeitet werden. In diesem Fall entfällt die Notwendigkeit, im Reaktor eine Reaktivitätsreserve vorzuhalten, wodurch sich die Höhe der zu beherrschenden Reaktivität und des Quellterms im Störfall vermindern. Um den Verlust an Neutronen zu reduzieren, können außerdem über in den Primärkreislauf integrierte oder angeschlossene chemische Systeme durch kontinuierliche oder chargenweise Abtrennung (*batch processing*) Neutronengifte und andere Reaktionsprodukte entfernt werden. Durch die laufende Abtrennung von Neutronengiften kann z. B. der Einfluss von Xenon-Transienten nochmals verringert werden, was die gute Lastfolgefähigkeit von MSR weiter verbessert. Durch die kontinuierliche Entfernung radioaktiver Zerfalls- und Aktivierungsprodukte kann zudem

die im Reaktor zu beherrschende Nachzerfallswärme gegenüber anderen Reaktorkonzepten verringert werden.

Aus radiologischer und materialphysikalischer Sicht sind die Entstehung und die Migration des entstehenden Tritiums zu beachten. Natürlich vorkommendes Lithium besteht zu etwa 7,6% aus dem Isotop  ${}^6\text{Li}$  und dem Rest aus  ${}^7\text{Li}$ . Über die Reaktion



entsteht Tritium aus  ${}^6\text{Li}$ , das zudem als Neutronengift wirkt. Deshalb wird Lithium für den Einsatz im Reaktor an  ${}^6\text{Li}$  abgereichert. Vom Oak Ridge National Laboratory, TN, USA, (ORNL) wird eine Reinheit von über 99,995%  ${}^7\text{Li}$  empfohlen /ING 05/, /AUL 12/. Allerdings wird auch aus  ${}^7\text{Li}$  Tritium erzeugt, bei um Größenordnungen niedrigerem Wirkungsquerschnitt, über die Reaktion



weshalb dessen Produktion trotz nahezu vollständiger Eliminierung von  ${}^6\text{Li}$  nicht vollständig vermieden, aber deutlich reduziert werden kann.

Durch Kernreaktionen von Nickel mit Neutronen, welches wegen seiner Anti-Korrosionseigenschaften und zur Verbesserung der Temperaturbeständigkeit in vielen Strukturmetallen für MSR zum Einsatz kommt, entsteht Helium, das einen versprödenden Einfluss auf viele Metalle hat /SCH 97/.

Die auf thermischen Neutronenfluss ausgelegten Reaktor-Konzepte werden häufig durch Grafit moderiert. Der Grafitblock um die aktive Zone des Kerns führt durch seine thermische Trägheit und die damit verbundene verlangsamte Dynamik der Aufheiz- und Abkühlprozesse inhärente Zeitskalen in das System ein /NAG 14/. Die Kombination der thermischen und neutronischen Eigenschaften des Grafitmoderators bewirkt, dass er einen positiven Beitrag zum absoluten Temperaturreckwirkungskoeffizienten leistet /NUT 05/. Dabei ist die Größe dieses Einflusses abhängig von dem Durchmesser und der Packungsdichte der Kernkanäle. Um eine negative absolute Rückwirkung zu ge-

währleisten, ist in vielen geometrischen Konfigurationen laut /MAT 09/ ein epithermisches Neutronenspektrum erforderlich, abhängig von den durch die Größe des Reaktors beeinflussten Neutronenverlusten.

Grafit kann durch Strahlenschäden seine Geometrie und Dichte verändern und Energie aufnehmen (sog. Wigner-Energie<sup>3</sup>). Bei der sicherheitstechnischen Betrachtung muss außerdem die Möglichkeit von Grafitbränden berücksichtigt werden. Das Grafit tauscht mit dem Brennstoff-tragenden Salz Wärmeenergie aus und wird zusätzlich durch Neutronen- und Gammastrahlung aufgeheizt. Wegen des positiven Beitrags eines Grafitmoderators zum Temperaturrückwirkungskoeffizienten in thermischen Systemen werden zunehmend MSR-Typen mit schnellem Neutronenspektrum untersucht /MAT 09/.

Die Porenstruktur des Grafitmoderators führt durch den direkten Kontakt mit dem Brennstoff-tragenden Salz dazu, dass Spaltgase eindringen und diese dort die Neutronendynamik bis zu ihrem Ausbrand beeinflussen können, ohne dass sie im Betrieb chemisch abgetrennt werden können.

Schnelle MSR bieten den sicherheits- und regelungstechnischen Vorteil einer stärker negativen Temperaturrückwirkung. Zudem verringert sich das erforderliche Ausmaß einer chemischen Aufarbeitung wegen der im schnellen Bereich kleineren Absorptionswirkungsquerschnitte der Spaltprodukte gegenüber thermischen Systemen. Allerdings benötigen schnelle MSR ein größeres spaltbares Inventar. Wegen der höheren Neutronenverluste am Kernrand verbessert sich die Brutrate in Systemen mit Brutmantel.

Die oben genannten Effekte haben einen erheblichen Einfluss auf die Betriebs- und Lebensdauer des Reaktors. Einige aktuelle Reaktorkonzepte sehen deshalb den periodischen Austausch von besonders belasteten Reaktorkomponenten vor, wodurch sich das zu entsorgende Volumen radioaktiven Materials erhöht.

Generell hat die Salzschnmelze aufgrund der hohen chemischen Reaktivität von Halogenen bzw. Halogeniden eine gute Rückhaltefähigkeit in Bezug auf viele Spaltprodukte. In

---

<sup>3</sup> Während des Betriebs des Reaktors wird der Moderator Grafit von schnellen (noch unmoderierten) Neutronen bestrahlt. Dadurch können Kohlenstoffatome aus der kristallinen Gitterstruktur auf Zwischengitterplätze verschoben werden. Der Grafit dehnt sich dadurch leicht aus und es entstehen Kristallfehler, die Energie speichern. Diese gespeicherte Energie wird als Wigner-Energie bezeichnet. Sie kann spontan und schlagartig als Wärme freigesetzt werden. Da ein solcher unkontrollierter Temperaturanstieg ein Sicherheitsrisiko darstellt, darf die im Moderator gespeicherte Wigner-Energie nicht zu groß werden.

Kombination mit der fortlaufenden Abtrennung von flüchtigen Komponenten führt dies zur Verringerung des zu berücksichtigenden Quellterms bei Unfällen. Bestimmte Mechanismen wie hohe Druckdifferenzen oder Wasserstoffherzeugung durch chemische Reaktionen von Hüllrohren, die in Leichtwasser-Reaktoren zur Freisetzung beitragen, treten bei einem MSR nicht auf. Als passiver Sicherheitsmechanismus gegen Überhitzung des Reaktors ist bei MSRE-basierten Entwürfen oftmals ein unter dem Reaktor angebrachter, aktiv gekühlter Salzverschluss (*freeze plug*) eingebaut. Bei auslegungsüberschreitenden Temperaturen schmilzt dieser und gibt der durch die Schwerkraft getriebenen Schmelze den Weg frei, um sie in Aufnahmetanks (*drain tanks*) aufzufangen. In diesen Tanks ist Unterkritikalität geometrisch sichergestellt, und die Nachzerfallswärme kann abgeführt werden. Zum schnellen Abfahren des Reaktors dienen Abschaltstäbe. Im Normalbetrieb erfolgt die Regelung mit Steuerstäben und, eingeschränkt je nach Stärke der konzeptabhängigen thermischen Rückwirkung, über die Anpassung der Pump- und der Kühlrate bzw. entnommener Wärmeleistung.

Bei MSR-Brutreaktoren unterscheidet man zwischen Systemen, bei denen das Brutmaterial im Primärsalz gelöst ist (*single/one-fluid MSR*), und Typen mit einem Brutmantel, der aus einem den Primärkreis umschließenden, separaten Salzkreislauf besteht (*two-fluid MSR*). Die Abtrennung des Brennstoffs oder seiner Vorstufe aus dem Primärsalz ist chemisch deutlich anspruchsvoller als aus einer Sekundärstufe. In Thorium-basierten *single-fluid MSR* wirkt Protaktinium zudem als ein die Reaktordynamik beeinflussendes Neutronengift.

Eine Einordnung der an dieser Stelle vorgestellten generischen Sicherheitsmerkmale von flüssigsalzgekühlten Reaktoren und spezifische Merkmale von einigen SMR in das Sicherheitsebenenkonzept /BUN 15/ findet sich in /BUC 15/.

Salzschmelze-Reaktoren werden als eines von sechs Konzepten im Forschungsverbund *Generation IV International Forum* untersucht. Das im Jahr 2019 abgeschlossene Horizon 2020 Projekt SAMOFAR /EUR 19/ (*Safety features of the MOlten salt FAst Reactor*) und das EURATOM-Vorhaben EVOL /EUR 13/ (*Evaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor System, 2010-2013*) beschäftigten sich ausführlich mit dieser Thematik. In Russland gab es parallel zu EVOL das von ROSATOM geleitete Projekt MARS.

Die im Folgenden näher beschriebenen MSR-Konzepte wurden ausgewählt, weil sie sich neben ihrer Aktualität und der Verfügbarkeit von Informationen entweder durch Abweichungen vom MSRE/MSBR-Design auszeichnen, die Möglichkeit auf Realisierung



haben oder durch besondere Forschungsaktivitäten in den letzten Jahren aufgefallen sind. Des Weiteren soll zumindest mittelfristig der Einsatz von Thorium vorgesehen sein. Wegen Geheimhaltungsvorkehrungen kommerzieller und staatlicher Akteure ist die Informationslage häufig unvollständig. Viele der Entwürfe müssen als vorläufig eingestuft werden, weshalb bei der Beschreibung der Funktionsprinzipien z. T. wenig konkrete, kaum belastbare Zahlen im Vordergrund stehen müssen.

#### **5.4.2 Stable Salt Reactor (SSR)**

In dem *Stable Salt Reactor* (SSR) /SCO 15/, /OSU 18/, /IAE 18b/ der 2014 gegründeten britisch-kanadischen Firma Moltex Energy Ltd /MOL 20/ ist der Brennstoff im Gegensatz zu den meisten anderen MSR-Konzepten wie dem MSRE in redox-stabilisiertem Salz gelöst, aber nicht gleichzeitig im Kühlmedium vorhanden. Die Brennstoff-tragende Salzschnmelze ist im SSR analog zu konventionellen Kernreaktoren in Brennstab-ähnlichen Röhren (*fuel tubes*) gekapselt /DOL 17/, die wiederum als Bestandteile von Brennelementen in einem vom Reaktorbehälter umfassten Schmelzepool einer anderen Salzmischung unter einer Argon-Schutzatmosphäre stehen.

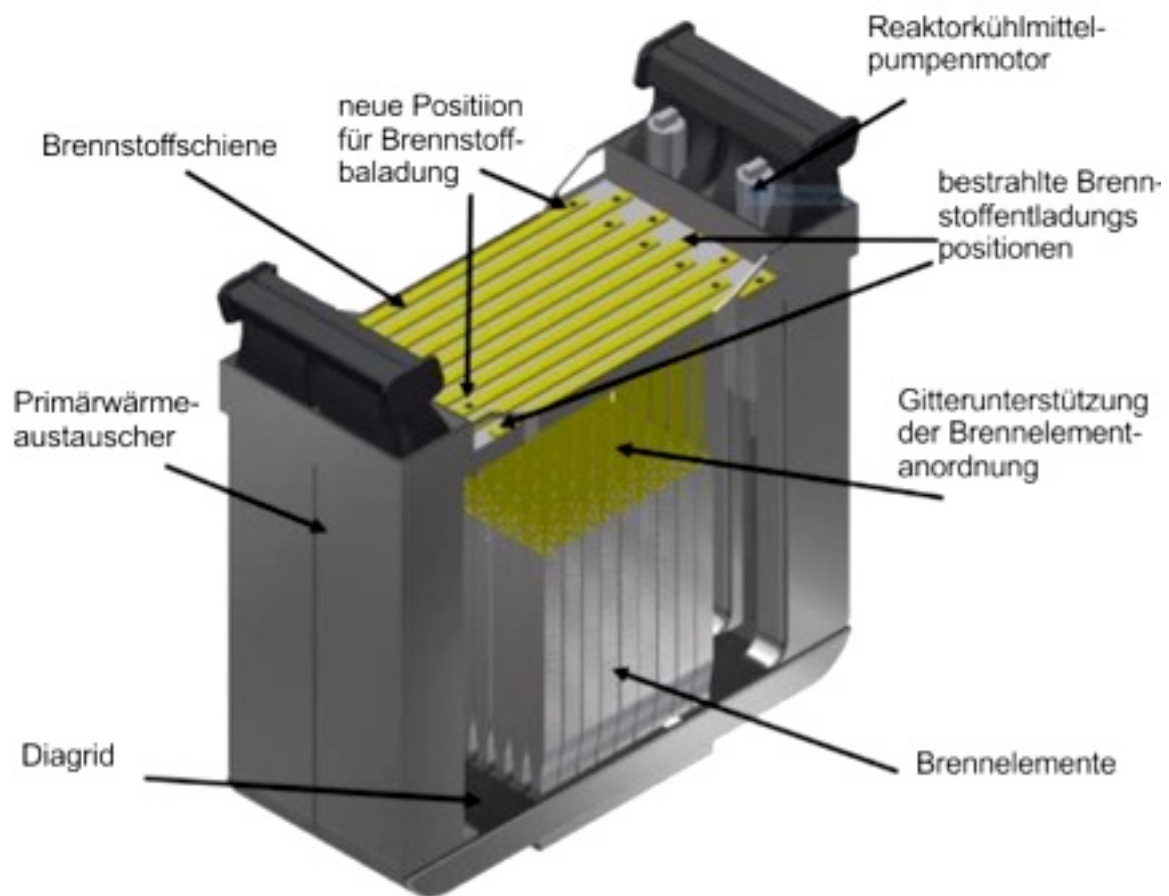
Im Standarddesign besteht der Brennstoff des SSR aus einer Schmelze von Natriumchlorid NaCl (60 %), Plutoniumchlorid PuCl<sub>3</sub> (20 %) und Uranchlorid UCl<sub>3</sub> (20 %) mit einer stabilisierenden Beimengung von Lanthanchlorid LaCl<sub>3</sub>. Das Kühlmittel besteht aus einer Brennstoff-freien Schmelze aus Zirkoniumfluorid ZrF<sub>4</sub> (42 %), Kaliumfluorid KF (48 %) und Natriumfluorid (10 %). Das Design besitzt ein schnelles Neutronenspektrum.

Von dem Primärsystem wird die Energie über Wärmetauscher an das Sekundärsystem abgeführt. Letzteres ist über Speichertanks (*grid reserve*) an das mit einer Dampfturbine verbundene Tertiärsystem angeschlossen. Als Kühl- und Speichermedien dienen, jeweils an die entsprechenden Aufgaben angepasst, verschiedene Flüssigsalzgemische.

Die Brennelemente sind rechteckig angeordnet, um ein einfaches Be- und Entladen während des laufenden Leistungsbetriebs zu ermöglichen. Dabei wird ein einzelnes Brennelement in eine Reihe von Brennelementen von der Seite her in den Kern eingebracht, und ein anderes auf der gegenüberliegenden Seite der Reihe entladen. Zwei benachbarte Reihen haben eine gegenläufige Migrationsrichtung für die Brennelemente. Eine quadratische Anordnung aus 10×10 Brennelementen bildet zusammen mit einer unteren und einer oberen Haltestruktur und zwei an gegenüber

liegenden Seiten befindlichen Systemen aus Wärmetauschern und Kühlmittelpumpen eine Einheit mit einer Leistung von  $375\text{ MW}_{\text{th}}$  bzw.  $175\text{ MW}_{\text{e}}$ . Diese modulare Bauweise, die laut Entwickler Gesamtanlagen bis  $1.200\text{ MW}_{\text{e}}$  ermöglicht, und die Form des Reaktorbehälters sollen Flexibilität in der Auslegung, eine einfache zentralisierte Massenfertigung, die dafür benötigte gute Transportierbarkeit, und damit ökonomische und sicherheitstechnische Vorteile gewährleisten.

In Abb. 5.2 ist ein Schema eines einzelnen Kernmoduls des SSR nach /OSU 18/, ins Deutsche übersetzt, dargestellt.



**Abb. 5.2** Schematische Darstellung eines Kernmoduls des Moltex Energy *Stable Salt Reactor* (SSR)

Abbildung entnommen aus /OSU 18/, Beschriftung ins Deutsche übersetzt

Zur Vermeidung von Korrosion sind die brennstoffhaltigen Röhren von innen mit einer Zirkonium-Opferschicht versehen. Die Haltbarkeit der Brennelemente wird wesentlich durch Strahlenschäden aufgrund von schnellem Neutronenbeschuss begrenzt. Um den Reaktorbehälter und seine Einbauten vor energiereichen Neutronen abzuschirmen, wird

als Kühlmittel Zirkonium-Fluorid ( $ZrF_4$ ) verwendet dem eine kontrolliert aufrechterhaltene Konzentration an Hafnium beigefügt ist, das eine absorbierende und damit abschirmende Wirkung hat. Die Korrosivität dieses Salzes soll durch den Einsatz von metallischem Zirkonium stark abgemildert werden.

Moltex Energy Ltd. gibt an, dass der SSR integral über einen stark negativen Temperaturrückwirkungskoeffizienten verfügt, der Schutz vor Reaktivitätsexkursionen bietet. Konkret tragen die Dopplerverbreiterung und die Volumenzunahme des Brennstoffs negativ zu dem Koeffizienten bei, ebenso wie die thermische Ausdehnung des Brennelementgitters, die zur Vergrößerung der Brennelementabstände führt. Die Ausdehnung des Kühlmittels hat eine Verringerung der Moderation, v. a. aber der parasitären Neutronenabsorption innerhalb des Kerns und damit zunächst einen positiven Beitrag zur Folge. Dadurch verringert auch sich die Reflektivität des den Kern umgebenden Kühlmittels gegenüber Neutronen, und wirkt dem entgegen. Das Design des SSR sieht vor, Leistungsänderungen allein über die Anpassung der Temperatur anhand der Wärmeentnahme zu steuern. Die Unterkritikalität des Systems ist demnach bei Störfällen und Temperaturen über  $800^\circ\text{C}$  gewährleistet. Der unterkritische Zustand kann entweder durch die Entnahme von Brennelementen oder über einen diversitären Mechanismus durch das Einfahren von borhaltigen Abschaltstäben dauerhaft sichergestellt werden.

Eine passive, auf natürlicher Konvektion beruhende Luftkühlungsvorrichtung umschließt den rechteckigen Reaktorbehälter. Sie soll auch bei Ausfall des Sekundärkreises und ohne menschliches Zutun die Wärmeabfuhr garantieren.

Als weiteres Schutzziel neben der Kontrolle von Reaktivität und Wärmeabfuhr soll die Freisetzung von Radioaktivität durch die Rückhaltefähigkeit der Salzschnmelzen und diversitär durch den gegen Gasaustritt versiegelten Sicherheitsbehälter aus Stahl sowie das umgebende Betongebäude gewährleistet werden. Zudem besitzen die Brennstoffröhren und der Reaktorbehälter eine Barrierefunktion.

Im Gegensatz zu MSRE-ähnlichen Entwürfen verzichtet der SSR auf ein System zur Notfallentleerung des Reaktorbehälters bei Überschreitung der Auslegungstemperatur, und setzt allein auf eine passive Kühlung des Reaktorbehälters und die neutronische Selbstregulierung. Der nicht zeitabhängig aktivierte und nicht gepumpte, quasi-stationäre Brennstoff vereinfacht die neutronenphysikalische Modellierung des Reaktors.

Durch die Verwendung von Brennstoff-Röhren wird eine nukleare Kontamination der Einbauten und des Kühlmittels weitgehend vermieden. Planmäßig erfolgt jedoch eine Entlüftung von Spaltgasen in das Kühlmittel zur Vermeidung von Druckaufbau in den Brennstoff-Röhren. Möglichkeiten zur kontinuierlichen Brennstoffzufuhr und -Entnahme insbesondere auch im Hinblick auf die Überschuss-Reaktivität bestehen mittels der Brennstoff-Röhren eingeschränkt weiter. Es entfällt das Potential zur kontinuierlichen Abtrennung von Spaltprodukten und von erbrütetem Brennstoff.

Als schneller Reaktor kann der SSR zur Verbrennung von langlebigen Aktinoiden dienen, insbesondere von Plutonium (*waste burner*, SSR-W). Das Konzept von Moltex Energy sieht zunächst einen Einmal-Zyklus (*once-through*) und somit keine Wiederaufarbeitung von Brennstoff vor. Konzepte zur Verwendung von Thorium als Brutmaterial (*breeder*, SSR-Th) und niedrig angereichertem Uran als Brennstoff (*burner*, SSR-U /KIM 16/), beides thermische Varianten des SSR unter Verwendung eines Graphit-Moderators, liegen derzeit nur als Machbarkeitsstudien vor (*pre-concept* /IAE 18b/). Im Falle des Thorium-Einsatzes (SSR-Th) würden einem SSR-U Thoriumtetrafluorid ( $\text{ThF}_4$ ) als Brutmaterial (*blanket*) sowie Natriumfluorid ( $\text{NaF}$ ) der Kühlmittel-Salzschnmelze hinzugefügt und dort das Zirkonium teilweise oder ganz ersetzen.

Der Entwickler gibt folgende Sicherheitsvorteile des Reaktors an:

- Rückhaltung von flüchtigen Elementen wie Iod (I) und Cäsium (Cs) durch die Salzschnmelze unter Stör- und Unfallbedingungen
- Vermeidung von hohen Drücken
- Neutronische Selbstregulierung
- Passive Abfuhr von Nachzerfallswärme beim Ausfall der aktiven Kühlsysteme
- Verwendung von ausschließlich im Nuklearbereich eingesetzten und bewährten Materialien.

Moltex Energy strebt in Kooperation mit New Brunswick Power den Bau eines SSR-W-Prototyps um das Jahr 2030 in Kanada an /ÉNE 19/. Im August 2020 wurde in Großbritannien mit einem Industrie-Partner eine Vereinbarung zum Bau einer nicht-radioaktiven Experimentalanlage zum Wärmeübergang zwischen verschiedenen Komponenten geschlossen /HAS 20/.

### 5.4.3 ThorCon (TMSR-500)

Der *ThorCon Molten Salt Reactor* wird von der US-amerikanischen Firma ThorCon /THO 20a/, /IAE 18b/, /DOL 17/ entwickelt. Diese Firma hat ihre Ursprünge im Schiffsbau und beabsichtigt, auf Grundlage ihrer dort gesammelten Erfahrungen einen schiffsbasierten Reaktor zur Serienreife zu bringen. Als Hauptvorteile ihrer Bauweise stellt die Firma die zentralisierte, standardisierte Produktion in einer Schiffswerft mit erprobten Mechanismen und Materialien heraus. Das – ähnlich der russischen *Akademik Lomono-ssov* /BUC 15/ – selbst antriebslose Schiff (*ThorCon Isle*) soll von einem Schlepper zu seinem Zielort in Ufernähe gebracht und dort mit nuklearem Brennstoff bestückt werden.

Ein Schiff kann mit mehreren nuklearen Modulen (*power modules*) ausgestattet werden. Jedes Modul verfügt über 560 MW thermische und 250 MW elektrische Leistung, und beinhaltet zwei austauschbare, in abgeschlossenen Einheiten (*cans*) gekapselte Kerne, die jeweils in einem eigenen Silo gelagert sind. Nur einer von beiden Kernen produziert gleichzeitig nutzbare Leistung, während sich der andere im Anschluss an einen vierjährigen Einsatz im Nachkühlzustand befindet. Jeweils zwei dieser Leistungsmodule sind in einer Hülle gekapselt und teilen sich einen Generator. Die Außenhülle des Schiffs ist doppelwandig und zum Schutz gegen mechanische Einwirkung, z. B. durch einen Flugzeugabsturz, mit Sand gefüllt.

Das nukleare Design entspricht einer hochskalierten Version des MSRE. Der Kern verfügt über einen Grafitmoderator und ein thermisches Neutronenspektrum. Der Brennstoff besteht zu 80 % aus Thorium und zu 20 % aus Uran mit einem Anreicherungsgrad von 19,75 %  $^{235}\text{U}$ . Er liegt als Salzschnmelze in Form von  $\text{NaF-BeF}_2\text{-ThF}_4\text{-UF}_4$  einer Zusammensetzung von jeweils 76/12/10,2/1,8 Molprozent vor. Das Salz-Brennstoff-Gemisch wird nach den ersten vier Einsatzjahren in den Zwillingskern transferiert und nach acht Jahren der Entsorgung zugeführt.

Eine *can* beinhaltet den Reaktorbehälter (*pot*), den primären Wärmetauscher, einen Tank zur Gasbehandlung, und ein im Boden befindliches heliumgekühltes Notfallventil. Das Salz wird mit ca. 3.000 kg/s durch den Kern gepumpt und dabei von 565 °C am Kerneintritt auf 704 °C aufgeheizt, und dann über den Wärmetauscher wieder zurückgeleitet. Bei Überhitzung z. B. aufgrund fehlender aktiver Kühlung öffnet sich das Notfallventil durch Schmelzen eines Salzstopfens und lässt das Salz mit dem nuklearen Inventar schwerkraftgetrieben in einen in 32 Zylinder aufgeteilten Notfalltank ablaufen. Die *can*

und der darunterliegende Notfalltank sind von einer zylindrischen, wassergefüllten Kühlwand (*cooling/cold wall*) umschlossen, die über einen *can*-eigenen Kondensator (*condenser*) Wärme an einen Abwärmehälter (*decay heat pond*) mit einem Wasservolumen von 5.205 m<sup>3</sup> in einem anderen Teil des Schiffs abgibt. Über Zugänge auf der Ebene des Notfalltanks ist die Kühlwand über das wassergeflutete Untergeschoss des Schiffs, in dem sich die Leistungseinheiten befinden, mit dem Ausgang des Kondensators verbunden. Durch radiative Wärmeübertragung soll in dem System aus Kühlwand und Kondensator ein Naturumlauf entstehen. Laut ThorCon ist die Wasservorlage im Untergeschoss ausreichend, um die Kühlung selbst bei Ausfall der Verbindung zum Abwärmehälter zu gewährleisten.

Die Wärmeabfuhr zur Dampf- und Stromerzeugung erfolgt über eine Abfolge von vier Kühlkreisläufen. Durch den primären Wärmetauscher wird Energie an den ebenfalls salzbasierten Sekundärkreislauf abgegeben, der den darauffolgenden, mit sog. Solar-salz, einem Gemisch aus Natrium- und Kaliumnitrat (NaNO<sub>3</sub>, KNO<sub>3</sub>), betriebenen Tertiärkreislauf von Strahlungsbelastung isoliert. Der vierte und letzte Kreislauf arbeitet mit überkritischem Wasser, d. h. unter hohem Druck über 220 bar.

Den vom MSRE bekannten Problemen durch Neutronenschäden im Grafitmoderator und durch Korrosion an Komponenten durch Fluorsalze wird durch den Austausch von Moderator und Kernbehälter nach Ablauf einer vierjährigen Einsatzzeit begegnet. Gegen den Austritt von radioaktiven Gasen sind neben den inhärenten chemischen Eigenschaften des Salzes die gasdicht konzipierten Bauelemente *can*, *pot*, Silo und Hülle als Barrieren vorgesehen. Außerdem besitzt die Kühlwandung eine Rückhaltefunktion gegen die Freisetzung von Tritium.

Aufgrund der neutronischen Rückwirkungseigenschaften eines Salzschnmelze-Reaktors, der implementierten Kühlungsrichtungen und der Schutzbarrieren konzipiert ThorCon damit nach eigenen Angaben ein automatisiertes Störfallverhalten ohne Operatoreingriff (sog. *walkaway safety*) und einen flexiblen Lastfolgebetrieb. Auf Basis der uns verfügbaren Informationen kann dies gegenwärtig nicht zuverlässig bewertet werden.

ThorCon beabsichtigt, ihr erstes Projekt in Zusammenarbeit mit Indonesien zu verwirklichen /THO 20b/. Der aktuelle Entwicklungsstand ist den Autoren nicht bekannt.

#### 5.4.4 Molten Salt Fast Reactor (MSFR)

Der *Molten Salt Fast Reactor* (MSFR) /HEU 14/ ist eine europäische Entwicklung, die federführend von dem französischen *Centre National de la Recherche Scientifique* (CNRS) an der Universität Grenoble Alpes /UGA 20/ betreut wird. Das Projekt wurde u. a. in den EU-Projekten EVOL /BRO 13/ /BRO 19/ und SAMOFAR /MER 18a/ weiterentwickelt.

Beim MSFR handelt es sich um einen Schnelle-Neutronen-Reaktor, der sich an das Design des früheren MSBR-Projekts anlehnt. Der Temperaturkoeffizient ist durch den Verzicht auf einen Grafitmoderator stärker negativ, weil der dadurch verursachte positive Beitrag entfällt. Der MSFR wird allein über die Anpassung der Leistungsentnahme geregelt. Der Reaktor reagiert direkter auf die Steuerung als das MSRE, weil dort Aufheiz- und Abkühlvorgänge des Grafitmoderators die Zeitskalen des Systems mitbestimmen. Im Hinblick auf die erzielbare Brutrate und die Möglichkeit Aktinoide zu verbrennen wirkt sich das schnelle Spektrum günstig aus. Die Spaltprodukte besitzen für schnelle Neutronen niedrigere Einfangwirkungsquerschnitte als für thermische Neutronen. Dies ermöglicht im Hinblick auf die Neutronenökonomie eine deutlich verminderte und damit weniger anspruchsvolle Rate der chemischen Online-Spaltproduktextraktion gegenüber einem thermischen MSR. Die aufgeführten Vorteile bedingen ein im Vergleich zum MRSE großes Spaltmaterialinventar und Materialprobleme durch hochenergetische schnelle Neutronen.

Der MSFR ist explizit für den Thorium-Zyklus entwickelt worden. Dazu gehört ein um die aktive Zone gelegter, externer Brutmantel aus LiF-ThF<sub>4</sub>, der auch als radialer Reflektor dient. Das Brennstoffsalz besteht zu 77,5 Mol-% aus Lithiumfluorid LiF und zu 22,5 Mol-% aus einer Mischung aus brutfähigem und spaltbarem Material, z. B. ThF<sub>4</sub> und <sup>233</sup>UF<sub>4</sub>. Das Salz hat einen Schmelzpunkt von 565 °C. Im Referenzdesign beträgt das Salzschnmelze-Volumen insgesamt 18 m<sup>3</sup>, das je zur Hälfte im Kern und in den externen Kreisläufen vorliegt /MER 13/. Im Primärzyklus wird diese Salzschnmelze von unten nach oben mit einer Umlaufzeit von 3,9s durch die Spaltzone gepumpt, dann vor den Pumpen einem Reinigungssystem zugeführt, und schließlich über 16 zylindrisch um den hyperboloidal geformten Kern angeordnete Wärmetauscher wieder in den unteren Einleitungsbereich der Spaltzone geleitet. Hier wird das Gas zur Spaltproduktentfernung (*bubble system*) hinzugefügt. Zusätzlich zu dieser kontinuierlichen Separation von Edelgasen

und -metallen dient eine Reaktor-externe Chemieeinheit zur Abtrennung weiterer Spaltprodukte und zur Steuerung der chemischen Eigenschaften über periodische Entnahme von Salz im Bereich von etwa 10 bis 40 Liter pro Tag.

Jeder Wärmetauscher bildet zusammen mit einer Pumpe, einem Bruttank und einer Gasaufbereitungseinheit einen Sektor. Zum Schutz der Wärmetauscher werden diese von den Bruttanks durch einen Neutronenschild aus Borkarbid  $B_4C$  geschützt. Ein zusätzlicher, intermediärer Salzkreislauf trennt das Primärsystem von dem Kreislauf für die Stromerzeugung. Für die Art dieses Salzes erwägen die Entwickler verschiedene Optionen, z. B. FLiNaK, FLiBe oder LiF-ZrF<sub>4</sub>.

Ein geometrisch kritikalitätssicherer Notfalltank unter dem Reaktorbehälter erlaubt bei Überhitzung des Kerns auch bei Stromausfällen durch schwerkraftgetriebenes Ablassen des Brennstoffsalzes (*Emergency Draining System*, EDS) jederzeit die Sicherstellung einer unterkritischen Geometrie. Die Auslösung des EDS kann sowohl aktiv als auch passiv mittels Aufschmelzen eines Schmelzpfropfens durch die zu stark erhitzte Salzschnmelze erfolgen. Entsprechende Zuverlässigkeitsanalysen sind erforderlich.

Das Referenzkonzept besitzt eine thermische Leistung von 3000 MW und arbeitet bei einer mittleren Kerntemperatur von 725 °C und einer Aufwärmspanne von 100 °C. Der Reaktorbehälter ummantelt den Kernbehälter, einen Ausgleichsbehälter zur Salzausdehnung als Schutz gegen Reaktivitätstransienten, die Pumpen und die primären Wärmetauscher mit einer Argon-Schutzatmosphäre, die bei einer Temperatur von 400 °C gehalten wird.

Das CNRS treibt zusammen mit dem *Politecnico di Milano* (POLIMI) die Entwicklung eines Simulators für dynamische Betriebszustände des MSFR voran. Das Reaktorkonzept befindet sich noch in der Entwicklungsphase, die Aussichten auf Realisierung eines Demonstrators sind derzeit unklar.

#### **5.4.5 Thorium Molten Salt Reactor (TMSR)**

Im Jahr 2011 startete das *Shanghai Institute of Applied Physics* (SINAP) der chinesischen Akademie der Wissenschaften (*Chinese Academy of Sciences*, CAS) das sog. TMSR-Projekt (*Thorium Molten Salt Reactor*). Ziel ist, innerhalb von zwanzig Jahren pa-



parallel zueinander je einen Flüssigsalz-gekühlten Kugelhaufenreaktor, TMSR-SF (SF: *solid fuel*), und einen konventionellen MSR, TMSR-LF (LF: *liquid fuel*), zu entwickeln und zu bauen /DOL 17/.

Der grafitmoderierte TMSR-LF setzt dabei Thorium im Brennstoffsalz  $\text{LiF-BeF}_2\text{-ZrF}_4\text{-UF}_4\text{-ThF}_4$  ein. Der Testreaktor TMSR-LF1 mit einer thermischen Leistung von 2 MW soll Anfang der 2020er Jahre fertiggestellt werden. Die Konstruktionsarbeiten am Standort Wuwei, China, haben bereits begonnen /FIS 20/. Ein Demonstrationsreaktor mit  $100 \text{ MW}_{\text{th}}$  ist für die Zeit ab 2030 geplant. Weitere Informationen zu dem Projekt finden sich in /ZOU 19/. Dort ist u. a. auch angegeben, dass in der Variante TMSR-LF150 (das „150“ bezieht sich auf die in der Konzeptstudie projektierte thermische Leistung in  $\text{MW}_{\text{th}}$ ) der Beitrag zur Leistungserzeugung aus Thorium  $\geq 20\%$  betragen soll.

Bei der Variante TMSR-SF handelt es sich um ein neuartiges Design eines *Pebble-Bed Fluoride-Salt-Cooled High-Temperature Reactor* (PB-FHR) /AND 14/. Der genaue Entwicklungsstand des Testreaktors TMSR-SF1 ist unklar, detaillierte und zuverlässige Informationen über den tatsächlichen Projektstatus liegen den Autoren derzeit nicht vor.

#### **5.4.6 Copenhagen Atomic Waste Burner (CAWB)**

Die seit 2015 bestehende dänische Firma Copenhagen Atomics /COP 20/ strebt langfristig den Bau eines Thorium-basierten, thermischen MSR (genannt *Copenhagen Atomic Waste Burner* (CAWB) /DOL 17/) an. Dieser zählt aufgrund seiner thermischen Leistung von 50 MW zu Gruppe der *Small Modular Reactor* und soll in einen gasdichten Schiffscontainer passen. Als eine Variante für die Brennstoff-haltige Salzschnmelze wird u. a. Lithium-Thorium-Fluorid  $\text{LiF-ThF}_4$  vorgesehen.

Die aktive Zone des geplanten Kerns besteht aus thermisch isolierten Röhren, die von Schwerwasser  $\text{D}_2\text{O}$  als Moderator umströmt werden. Der Moderator fließt bei Atmosphärendruck kontinuierlich ohne aktive Maßnahmen aus dem Kern, wird passiv gekühlt und wird im Störfall aktiv aus dem Kern abgepumpt, um die Kettenreaktion durch gezielten Moderatorverlust zu stoppen. Auf ähnliche Weise wird mit dem Brennstoffsalz verfahren, das sich beim Ausfall der Primärpumpen zum Abführen der Nachzerfallsleistung bei gleichzeitiger Sicherstellung der Unterkritikalität in den Kernablassbehältern sammelt. Diese Konstruktion vermeidet den in anderen Konzepten verwendeten Schmelzpfropfen und die dadurch erforderlichen Betrachtungen zur Ausfallsicherheit des Systems.

Neben der Leistungssteuerung durch die Durchflussrate des Brennstoffsalzes sieht Copenhagen Atomics die aktive Einstellung des Schwerwasserspiegels zur Kontrolle der Reaktivität vor. Aus Strahlenschutzgründen und zum Erbrüten von weiterem Brennstoff sind radioaktive Komponenten wie Kern, Ablassbehälter, primärer Wärmetauscher und die Spaltproduktentfernungsanlage von einem Mantel aus festem Thoriumsalz umgeben. Copenhagen Atomics setzt anstelle eines Heliumblasensystems auf eine selbstentwickelte Vakuumsprühvorrichtung zur Abtrennung von Spaltprodukten. Eine Herausforderung an die Integrität des Reaktors stellt die unmittelbare Nähe von Wasser zum Brennstoffsalz dar, was in anderen MSR-Designs meist gezielt vermieden wird. Neben den sonstigen Konsequenzen eines Leckagestörfalls einer Salzschnmelze in das umgebende Wasser ist die Freisetzung des in der Salzschnmelze produzierten Tritiums zu berücksichtigen.

Derzeit ist unklar, wie das von der Firma angestrebte iterative, auf kurze Designzyklen und geringe Reaktorgesamtlaufzeiten angelegte Entwicklungsmodell im existierenden kerntechnischem Regulierungsrahmen etabliert werden kann.

#### **5.4.7 Weitere aktuelle Entwicklungen in Russland, Nordamerika, Japan, Dänemark und Deutschland**

In Russland führt das Kurtschatow-Institut unter dem Projektnamen MOSART (*Molten Salt Actinide Recycler & Transmuter*) /IGN 07/ Studien zu Salz- und Salzschnmelze-Eigenschaften, Reaktorstrukturmaterialien, Inventaren und Unfallverhalten von MSBR-basierten Reaktorkonfigurationen durch, die der Verbrennung von Aktinoiden dienen sollen. Unter anderem wird dabei auch ein Brutvariante mit Thorium untersucht /IGN 12/.

Flibe Energy Inc. /FLI 20/ ist ein seit 2011 bestehendes US-amerikanisches Unternehmen, das die Umsetzung eines MSBR-Konzepts unter dem Namen LFTR (*Liquid Fluoride Thorium Reactor*, "LIFTER") /IAE 18b/ zum Ziel hat. Das Referenzdesign des thermischen Reaktors mit Thorium-Brutmantel verwendet im Primärkreislauf *FLiBe*-Salz mit Urantetrafluorid ( $2\text{LiF}\cdot\text{BeF}_2\cdot^{233}\text{UF}_4$ ), und soll eine Leistung von  $600\text{ MW}_{\text{th}} / 250\text{ MW}_{\text{e}}$  bei Kernein- und -austrittstemperaturen von  $500\text{ °C}$  bzw.  $650\text{ °C}$  erbringen /SOW 15/. Neben dem negativen Temperaturkoeffizienten dienen Kontrollstäbe zur aktiven Begrenzung der Reaktivität des Reaktors. Eine genauere Beschreibung und eine Prozesssicherheitsanalyse (*process hazard analysis*, PHA) finden sich in /GER 17/. Flibe Energy hat bereits mehrfach öffentliche Fördermittel beim US Department of Energy Office of Nuclear

Energy (DOE-NE) eingeworben. Andere amerikanische Firmen wie Terrapower LLC /TER 20a/ und Elysium Industries /ELY 17/ sowie das kanadische Unternehmen Terrestrial Energy /TER 20b/ arbeiten ebenfalls an MSR, allerdings nicht mit dem erklärten Ziel Thorium zu verwenden. Das Jungunternehmen Transatomic Power /TRA 18/ musste seinen Betrieb 2018 einstellen, weil grundlegende Fehler in den Grundannahmen für den *Waste Annihilating Molten Salt Reactor* (WAMSR) gefunden wurden.

Das japanische MSR-Programm FUJI /IAE 16/ umfasst, ähnlich wie MOSART in Russland, eine Reihe von Reaktorentwürfen, die auf dem MSBR aufsetzen. In /DOL 17/ wird unter anderem die Variante FUJI-U3 vorgestellt, die als *single-fluid* MSR LiF-BeF<sub>2</sub>-ThF<sub>4</sub>-UF<sub>4</sub> als Brennstoffsalz verwendet, und als Konversionsreaktor (*converter*) genug Brennstoff für den eigenen Bedarf liefern soll. Die im Jahr 2011 gegründete Firma Thorium Tech Solutions /TTS 16/ hat das Ziel, die Weiterentwicklung und Umsetzung der Pläne voranzutreiben; der gegenwärtige Stand ist den Autoren unbekannt.

Das im Jahr 2015 gegründete dänische Unternehmen Seaborg Technologies entwickelt den *Compact Molten Salt Reactor* (CMSR), einen thermischen SMR mit einer Leistung von 250 MW<sub>th</sub> bzw. 100 MW<sub>e</sub>. Anstelle eines Graphitmoderators sieht das Konzept die Verwendung von Natriumhydroxid vor /PAT 19/. Seaborg Technologies plant, zunächst angereichertes <sup>235</sup>U als Brennstoff zu verwenden und erst in einer für das Jahr 2050 avisierten dritten Generation des Reaktors Thorium einzusetzen. Um Probleme mit Korrosion und Strahlenschäden zu vermeiden soll die Lebensdauer des Kernmoduls auf ca. zehn Jahre beschränkt sein. Da die Firma relativ jung ist und sich der Reaktor laut /IAE 18b/ in der Vorkonzeptphase befindet, variieren die Spezifikationen in den wenigen bekannten Veröffentlichungen.

In Deutschland entwickelt das Institut für Festkörper-Kernphysik (IFK) gGmbH /IFK 20/ den im schnellen Neutronenspektrum arbeitenden *Dual Fluid Reactor* (DFR) /HUK 15/, /DOL 17/, der in der Variante DFR/s (*salt*) in Flüssigsalz gelöst und unter erzwungener Zirkulation gehaltenen Brennstoff verwendet und als Kühlmittel wegen der besseren Wärmeleitfähigkeit gegenüber der Salzschnmelze flüssiges Blei einsetzt. Die Kernreaktionen finden in einer Anordnung von parallelen, von Blei umflossenen Röhren statt, wobei das Kühlmittel gleichzeitig als Reflektor dient. Das Design sieht eine mittlere Betriebstemperatur von ca. 1.000 °C (ca. 1.270 K) vor /HUK 15/. Die Kühlmitteltemperatur liegt im Normalbetrieb am Kerneintritt bei 1.030 K und am Kernaustritt bei 1.300 K; die mittlere Temperatur des Brennstoffs liegt am Kerneintritt bei 1.270 K und am Kernaustritt bei

1.540 K /DOL 17/. Der DFR kann nach Angaben der Entwickler auch als effizienter Thorium-basierter Brutreaktor eingesetzt werden. Er ist seit 2017 in Europa patentiert und war u. a. Gegenstand zweier Promotionsarbeiten /HEX 16/, /WAN 17/ am Lehrstuhl für Nukleartechnik der TUMünchen.

## 5.5 Gasgekühlte Reaktoren

In den letzten dreißig Jahren gab es vereinzelte, z. T. wieder aufgegebene Bestrebungen, das bekannte Konzept des Kugelhaufenreaktors erneut einzusetzen.

In Südafrika stellte die 1999 ursprünglich zur Errichtung eines Kugelhaufenreaktors gegründete, halbstaatliche Firma PBMR Ltd. /PBM 17/ 2010 die aktive Entwicklung des PBMR (*pebble bed modular reactor*) /IAE 11a/ wieder ein. Der Reaktor setzte auf dem HTR-MODUL von Interatom/Siemens auf und sollte statt einer Dampf- eine Gasturbine verwenden. Anders als beim THTR-300 war kein Einsatz von Thorium vorgesehen.

In China wurde in den Neunzigerjahren an der Tsinghua Universität, aufbauend auf deutschen Computerprogrammen und Erfahrungen, der experimentelle 10 MW<sub>th</sub>-Reaktor HTR-10 /CHE 09/ entwickelt und gebaut. Er ist seit Dezember 2000 in Betrieb. Im Brennstoff kam allerdings kein Thorium zum Einsatz. Sein Nachfolger, der seit 2012 im Bau befindliche 200 MW<sub>th</sub> Reaktor HTR-PM (*High Temperature Reactor – Pebble-Bed Module*) kann zwar laut /IAE 11b/ in Zukunft Thorium prinzipiell verwenden, er scheint aber nicht speziell daraufhin ausgelegt zu sein.

Andere aktuelle Entwürfe für gasgekühlte Reaktoren sehen nach Kenntnis der Autoren derzeit keinen Thorium-Einsatz vor.

## 5.6 Reaktorkonzepte zur Thorium-Nutzung in Indien

In Indien wird das AHWR-300-LEU-Konzept /BHA 13/, welches auf den Einsatz von Thorium-haltigen Brennstoffen setzt, aktiv weiterentwickelt. Das AHWR-Konzept soll in der dritten Phase des indischen Kernenergieprogramms im Rahmen eines geschlossenen Brennstoffkreislaufs mit Thorium als einheimische Ressource zum Einsatz kommen /GAN 13/, /VIJ 15/. Derzeit in Betrieb befindliche Kraftwerke in Indien sind insbesondere vom Typ PHWR-220 bzw. PHWR-540 und IPHWR-700, die ohne Thorium-Einsatz betrieben bzw. geplant werden. Es wurden jedoch erste Bestrahlungstests von Thorium-haltigen Brennelementen für das AHWR-Konzept in PHWR-220 durchgeführt /GAN 13/, /VIJ 15/.

Weiterhin wird ein Natrium-gekühlter Schneller Brüter (PFBR-500) in Madras als Demonstrationskraftwerk gebaut. Die Schnellen Brüter in Phase 2 des indischen Programms sollen u. a. dazu dienen, zusätzliches Plutonium für die Nutzung in den AHWR-

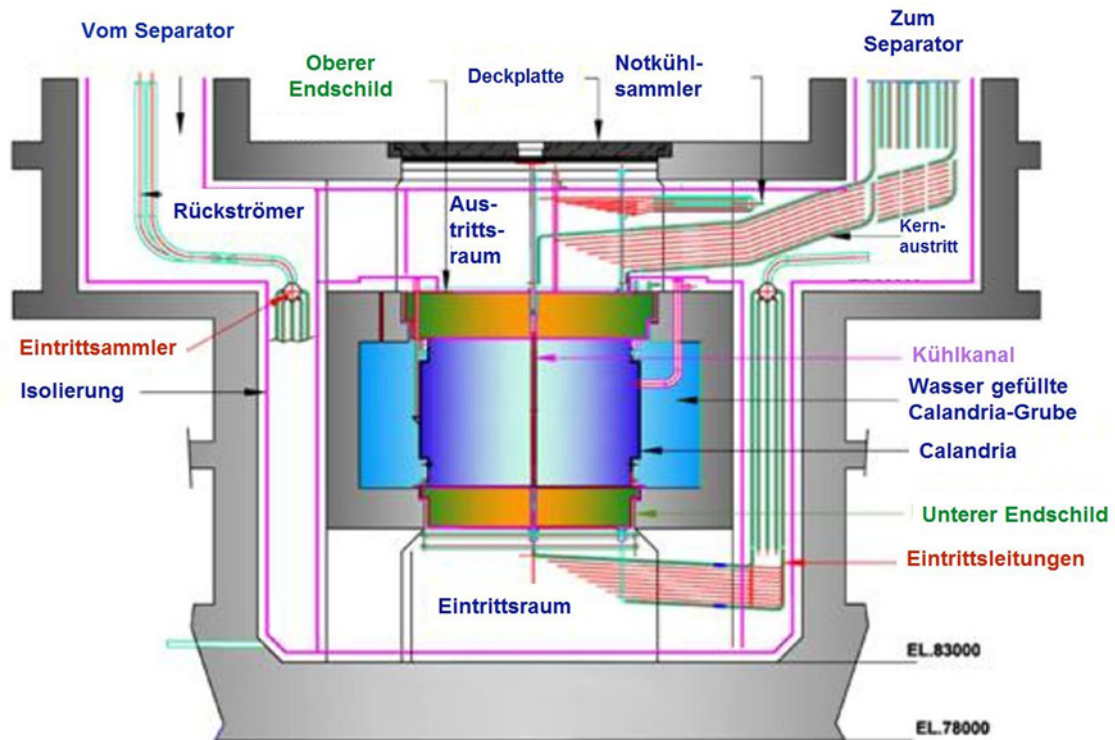
Reaktoren zu erzeugen. Langfristig ist auch daran gedacht, in den Schnellen Brütern Thorium-haltige Brennelemente z. B. im Reflektor einzusetzen und damit eine relevante Ausbeute an  $^{233}\text{U}$  zu erhalten /VIJ 15/, vgl. Kap. 4.3. Schließlich wird in Indien auch untersucht, ob und wie Thorium-haltige Brennstoffe in den existierenden PHWR-Reaktoren eingesetzt werden können /CHA 15/.

### **AHWR-300-LEU**

Durch die Nutzung von bereits vorhandenem  $^{239}\text{Pu}$  können die AHWR-Reaktoren direkt mit Th/Pu-MOX-Brennstoffen betrieben werden. Das bei der Wiederaufbereitung aus AHWR und ggf. PFBR-Reaktoren anfallende  $^{233}\text{U}$  sowie auch  $^{239}\text{Pu}$  soll dann in den AHWR-Reaktoren für einen geschlossenen Brennstoffkreislauf unter Nutzung von Thorium verwendet werden. Das AHWR-Konzept wurde bereits im Rahmen des Vorhabens RS1521 durch die GRS auf seine sicherheitstechnischen Konzepte bewertet (siehe Anhang zu /BUC 15/). Der AHWR war u. a. auch Gegenstand zahlreicher Beiträge bei der ThEC15 /THO 15/. Hieraus ergeben sich nach derzeitigem Stand keine weiteren Erkenntnisse, die eine Neubewertung erfordern. Daher erfolgt hier eine Beschränkung auf eine kurze Zusammenfassung des Reaktorkonzepts und der relevanten Bewertung.

Der AHWR-300 /BHA 13/ ist ein Schwerwasser-moderierter, Leichtwasser-gekühlter Druckröhren-Siedewasserreaktor mit einer thermischen Leistung von ca. 920 MW und einer elektrischen Leistung von ca. 300 MW. Abb. 5.3 gibt einen Überblick über das Anlagenkonzept, während Tab. 5.4 die relevanten Daten der Kernausslegung des ABWR-300 zusammenfasst.

Zentral ist der Kern mit vertikalen Druckröhren, in sich die leichtwassergekühlten Brennelemente befinden. Diese bestehen aus 54 konzentrisch angeordneten Brennstäben, deren Brennstoff aus einer Mischung von  $\text{UO}_2$  bzw.  $\text{PuO}_2$  und  $\text{ThO}_2$  besteht. Im Standard-Brennelement wird im inneren Ring Th-U-Mischoxid mit 3,0% bzw. 3,75%  $^{233}\text{U}$ -Anreicherung und im äußeren Ring Th/Pu-Mischoxid mit 4,0% Anreicherung in der unteren und 2,5% Anreicherung in der oberen Hälfte verwendet. Alternative Konfigurationen werden ebenfalls diskutiert. Der Kern besteht aus vertikalen Druckröhren für das Primärkühlmittel Leichtwasser, in denen sich die Brennelemente befinden. Die Röhren werden durch einen Reaktortank (Calandria) geführt, der mit dem als Moderator fungierenden schweren Wasser gefüllt ist.



**Abb. 5.3** Reaktorbereich des AHWR-300

Abbildung entnommen aus /BUC 15/, nach /BHA 13/

Die aus Mischoxid bestehenden, aus konzentrisch um einen Zentralkanal angeordneten Brennelemente werden durch siedendes Wasser gekühlt, das den Kern von unten nach oben durchströmt. Das am heißen oberen Ende aus dem Reaktor austretende Zweiphasengemisch wird über nicht absperzbare Steigrohre in insgesamt vier Sammelbehälter gefördert, in denen die Trennung von flüssiger und gasförmiger Phase erfolgt. Der Dampf treibt eine Turbine und wird danach im Kondensator verflüssigt. Das Kondensat wird über eine Vorwärmstrecke zurück in den Dampf-Wasserseparator gefördert, wo es sich mit dem Sattwasser des heißen Endes mischt. Das nun unterkühlte Speisewasser wird zurück in den Reaktor geführt.

**Tab. 5.4** Kenndaten der Reaktorauslegung AHWR-300

Entnommen aus dem Anhang von /BUC 15/

Parameter	Wert
Thermische Leistung	920 MW
Elektrische Leistung	304 MW
Thermischer Wirkungsgrad	Ca. 32,5 %
Moderator	Schweres Wasser (D <sub>2</sub> O)
Kühlmittel	Leichtes Wasser (H <sub>2</sub> O)
Kühlmittelumlauf	Naturumlauf
Kernmassenstrom	2.145 kg/s
Dampfqualität Kernaustritt	19 %
Kernaustrittstemperatur	285 °C
Systemdruck	7,0 MPa
Anzahl der Kühlkanäle	452
Brennstoffanreicherung	<sup>233</sup> U: 3,0 bis 5,75 %
	<sup>239</sup> Pu: 2,5 bis 4,0 %
Mittlerer Entladeabbrand	64.000 MWd/te
Anteil der thermischen Leistung aus Thorium	39 %
Brennstoffzyklus	Brennelementwechsel während des Betriebs

Dem Anhang von /BUC 15/ folgend basiert das Sicherheitskonzept des AHWR auf der Nutzung passiver Sicherheitssysteme und Ausnutzung inhärent sicherer Eigenschaften aus. Die inhärenten Sicherheitseigenschaften sind insbesondere folgende Merkmale /BHA 13/:

- Negativer Dampfblasen-Koeffizient der Reaktivität
- Zweiphasiger Naturumlauf im Primärkreis zur Wärmeabfuhr zu den Dampferzeugern während des Normalbetriebs und sonstigen relevanten Zuständen
- Doppeltes Containment-System
- Vier unabhängige Kernnotkühlsysteme
- Direkte Notkühlein speisung in die Brennstabbündel



- Keine Notwendigkeit von Handmaßnahmen zur Beherrschung von Störfällen für sieben Tage.

Die passiven Sicherheitssysteme des AHWR sind:

- Der 8.000 m<sup>3</sup> fassende Wasserpool (*gravity driven water pool*, GDWP) oberhalb des Metall-Containments mit vier Funktionen:
  - passive Niederdruck-Notkühlwassereinspeisung in Ergänzung der Druckspeicher,
  - Wärmesenke für einen passiven *Isolation Condenser* zur Wärmeabfuhr der Dampferzeuger-Sekundärseite
  - Wärmesenke für ein passives Containmentkühlsystem
  - Kondensationskammer für größere Dampfmengen bei Kühlmittelverluststörfall (*loss of coolant accident*, LOCA)
- die passive Hochdruck- und Niederdruckeinspeisung von Notkühlmittel durch Verwendung von Berstscheiben oder Rückschlagarmaturen
- der passive Gebäudeabschluss bei Kühlmittelverluststörfall mit Wassersperre
- die passive Reaktorabschaltung durch Systemdampf getriebene Neutronengifteinspeisung in den Moderator

Beachtenswert, jedoch nicht durch Thorium-haltigen Brennstoff bedingt ist, dass der GDWP direkt mit dem Containment verbunden ist und die Druckbegrenzungsleitung zur Atmosphäre nur durch passive, siphonartige „Wasserpfpfen“ (*'U' ducts*) verschlossen ist (vgl. *FIG. 2* in /BHA 13/). Dies bedeutet, dass bei einem unterstellten Unfall mit Freisetzung größerer Mengen von Radioaktivität, was nicht selten mit einem siedenden GDWP einhergeht, eine fast ungefilterte Freisetzung eine wahrscheinliche Folge ist. In /BHA 13/ fehlen Aussagen, wie in solchen Fällen eine gefilterte Druckentlastung des äußeren Containments mit dem kontaminierten GDWP sichergestellt werden könnte.

In Tab. 5.5 werden die Sicherheitseigenschaften des AHWR-300 basierend auf dem Anhang von /BUC 15/ sowie den Angaben in /BHA 13/ und den oben erarbeiteten Ergebnissen an den Sicherheitsebenen gespiegelt. Bezüglich des Einsatzes von Thorium ergeben sich bis auf die Sicherheitseigenschaften des Kerns keine wesentlichen Einflüsse auf das Sicherheitskonzept.

**Tab. 5.5** Spiegelung der Sicherheitseigenschaften des AHWR-300 am Sicherheits-ebenenkonzept

Überarbeitet aus dem Anhang von /BUC 15/

<b>Ebene 1:</b>	<b>Normalbetrieb</b>
<p>Auslegungsprinzipien:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Negative Reaktivitätskoeffizienten (Brennstofftemperatur, Dampfblasen)</li> <li>– Geringe Leistungsdichte</li> <li>– Naturumlauf im Primärkreis für Wärmeabfuhr → Verzicht auf Pumpen</li> </ul> <p>Komponentendesign:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Calandria mit senkrechten Druckröhren → Naturumlauf, keine Pumpen</li> <li>– Steuerstäbe im Moderatorbereich → kein Steuerstabauswurf mit LOCA</li> <li>– Zuverlässige Regelungstechnik</li> </ul>	
<b>Ebene 2:</b>	<b>Anormaler Betrieb</b>
<ul style="list-style-type: none"> <li>– Fortschrittliche Wartentechnik für verbesserte Performance der Schichtmannschaften</li> <li>– Große Wasservorräte im Primärkreis und auch Calandria mit thermischer Trägheit des transienten thermohydraulischen Reaktorverhaltens</li> </ul>	
<b>Ebene 3:</b>	<b>Störfälle</b>
<ul style="list-style-type: none"> <li>– Passive Nachwärmeabfuhr mit vier Isolationskondensatoren (einer pro Dampferzeuger)</li> <li>– Druckspeicher und GDWP zur passiven Hoch- und Niederdruckeinspeisung → Stellen Kernkühlung für bis zu 72 h sicher</li> <li>– Passive Druckentlastung des Sicherheitsbehälters durch Einspeisen von Dampf/Luftgemisch in den GDWP</li> <li>– Notabschaltung des Kerns durch unabhängige Abschaltssysteme (durch Gravitation einfallende Abschaltstäbe, aktiv eingespritzter Absorber, passiv eingespritzter Absorber)</li> <li>– Passiver Gebäudeabschluss</li> <li>– Passive Gebäudestrukturkühlung</li> </ul>	
<b>Ebene 4:</b>	<b>Sehr seltene Ereignisse, Unfälle mit schweren Brennelementschäden</b>
<ul style="list-style-type: none"> <li>– Doppelter Sicherheitsbehälter</li> <li>– Nutzung der Calandria als zusätzliche Wärmesenke für degradierte Zustände im Kern</li> <li>– Flutung der Calandria-Grube durch Wasservorräte z. B. im GDWP und damit Wärmeabfuhr aus dem Kernbereich selbst in stark degradierten Zuständen</li> <li>– Containment-Kühlung zur Nachwärmeabfuhr über den GDWP zur Atmosphäre</li> <li>– Druckbegrenzung des Containments über den GDWP</li> </ul>	

## Indische PHWR-Reaktoren

Auch wenn die bestehenden und in Bau befindlichen bzw. geplanten Reaktoren der indischen PHWR-Baulinie nicht spezifisch für den Einsatz Thorium-haltiger Brennstoffe ausgelegt und optimiert wurden und derzeit in der Regel mit Natururan betrieben werden /CHA 15/, /NPC 11a/, /NPC 11b/, wird der Einsatz von Thorium in diesen Anlagen in Indien dennoch aktiv untersucht.

Auf Grundlage der vorliegenden Informationen /CHA 15/ werden dabei vor allem Konzepte verfolgt, bei der eine kleinere Anzahl der Brennelemente bzw. Brennstäbe in einem Brennelement (im Bereich von 10 % oder darunter) mit Thorium-haltigem Mischoxid bestückt werden. Dadurch ändern sich die wesentlichen Sicherheitsparameter des Reaktorkonzepts der PHWR-Baulinie nicht, so dass an dieser Stelle auf eine ausführliche Darstellung dieses konventionellen, von den bekannten CANDU-Reaktoren abgeleiteten Reaktorkonzepts verzichtet wird.

Für den Einsatz von Thorium-haltigen Brennstoffen in den indischen PHWR gibt es zwei übergeordnete Ziele. Erstens erlaubt der Einsatz einer geringen Zahl der im vorherigen Absatz beschriebenen Brennelemente eine Optimierung des Neutronenflusses auch bei einem Erstkern, so dass, anders als bei vielen anderen Anlagen, praktisch sofort ein Betrieb mit voller Nominalleistung erreicht werden kann. Für diesen betrieblichen Zweck sind Thorium-haltige Brennelemente in PHWR bereits eingesetzt worden /CHA 15/. Zweitens wird für den effektiven Betrieb der AHWR eine größere Menge an  $^{233}\text{U}$  benötigt, die zunächst erst aus Thorium erbrütet werden muss. Werden hierzu neben schnellen Brutreaktoren auch PHWR eingesetzt, lässt sich dieses Ziel einfacher und schneller erreichen. Weiterhin ermöglichen bestimmte Konzepte die Einsparung von Natururan, und können daher ggf. – je nach Uranpreis und Verfügbarkeit (in Indien) – zu ökonomischen Vorteilen führen /CHA 15/.

Hinsichtlich der sicherheitstechnisch relevanten Eigenschaften sind für die PHWR-Reaktoren die folgenden Überlegungen /CHA 15/ zu berücksichtigen:

- Je nach Menge an eingesetztem Mischoxid kann sich der Anteil der verzögerten Neutronen verringern. Dadurch verringert sich die Sicherheitsmarge zu einer überkritischen Leistungsexkursion des Kerns. In der Kernauslegung muss daher ein ausreichender Sicherheitsabstand nachgewiesen werden.
- Die zusätzliche Erzeugung von  $^{233}\text{U}$  durch die Umwandlung von  $^{233}\text{Pa}$  nach Abschaltung verringert die Sicherheitsmarge der Abschaltreaktivität. Auch dieser Effekt ist in der Auslegung des Kerns angesichts der vorhandenen Abschaltssysteme zu berücksichtigen.
- Thorium-haltige Brennstoffe verringern aufgrund der höheren Brutrate lokal zunächst den Neutronenfluss, was bei gleicher Leistung durch lokale Spitzen anderswo ausgeglichen wird. Ein durch Thorium lokal unterdrückter Neutronenfluss im Bereich von Kontrollstäben verringert die Stabwirksamkeit. Auch dieser Effekt ist im Sicherheitsnachweis für den Kern zu bewerten. Kompensierende Spitzen im Neutronenfluss verringern lokal den Abstand zu Sicherheitsparametern wie DNB und müssen bei der Nachweisführung für Reaktivitätstransienten und sonstige Auslegungsstörfälle mit Reaktivitätseintrag geeignet abgedeckt werden.
- Größere Gradienten im lokalen Neutronenfluss können zu stärkeren Materialbelastungen im Brennelement (z. B. durch erhöhte Wärmespannungen oder durch verstärkte Querströmungen).

Diese Aspekte lassen sich grundsätzlich durch etablierte Methoden der Kernauslegung bewerten und beherrschen.



## 6 Hybrid-Reaktoren

Alle derzeit betriebenen Typen von Leistungsreaktoren beruhen auf dem Konzept eines kritischen Reaktorkerns ( $k_{\text{eff}} = 1,0$ ). Die erzeugte Leistung stammt aus einer selbst erhaltenden Kettenreaktion aus Kernspaltungen. Um die bei diesen Reaktoren gegebene Gefahr einer reaktivitätsbedingten Leistungstransiente weitgehend zu eliminieren, wurden in der Vergangenheit Reaktorkonzepte entwickelt, bei denen in einer unterkritischen Anordnung Kernspaltungen durch das Einbringen von Neutronen aus einer externen Quelle induziert werden (getriebene, sog. unterkritische Multiplikation bei  $k_{\text{eff}} < 1,0$ ). Diese Konzepte werden im Folgenden als Hybrid-Reaktoren bezeichnet. Die Idee hierbei ist, den Reaktor im Falle einer Reaktivitätstransiente durch Abschalten der externen Neutronenquelle praktisch instantan in einen unterkritischen, inhärent sicheren Zustand zu bringen und somit Reaktivitätsstörfälle auszuschließen.

Bei den Hybrid-Reaktorkonzepten werden im Wesentlichen zwei Optionen verfolgt. Zum einen wird die Idee eines hybriden Fusions-Spaltreaktors diskutiert, bei der ein Fusionsreaktor als Neutronenquelle für eine unterkritische Spaltstoffanordnung dient. Beim Fusionsteil der Anordnung kann dabei auf die Erreichung eines positiven Nettoenergieertrags verzichtet werden. Diese erfolgt durch Kernspaltungen innerhalb der Spaltstoffanordnung. Die zweite Option ist die Kombination einer unterkritischen Spaltstoffanordnung mit einer Spallationsquelle zur Neutronenerzeugung. Dieses Konstruktionsprinzip wird aufgrund des für die Spallationsquelle benötigten Teilchenbeschleunigers auch als beschleunigergetriebenes System (englisch *Accelerator Driven System*, ADS) bezeichnet.

Die erste der genannten Optionen ist aufgrund der Komplexität der Gesamtkonstruktion und der fehlenden technischen Reife der Fusionsquelle bisher nicht über das Stadium von Konzeptstudien hinausgekommen. Das Konzept des ADS dagegen wird, neben kleineren Forschungseinrichtungen im universitären Umfeld z. B./BIL 20/, bei dem im Bau befindlichen Forschungsreaktor MYRRHA /SCK 20/ in Belgien realisiert. Daher wird im Folgenden nur diese Option näher beleuchtet.

## 6.1 Beschleuniger-getriebene Systeme (ADS)

Bereits in den Anfängen der Entwicklung von Teilchenbeschleunigern verfolgte man die Idee der Transmutation von Atomkernen mithilfe von künstlichen Neutronenquellen. So gelang z. B. die Erzeugung und Identifizierung von Plutonium durch Glenn T. Seaborg im Jahr 1941 mithilfe eines Zyklotrons. In den neunziger Jahren des vergangenen Jahrhunderts wurden dann die ersten Vorschläge zur Energieerzeugung mit unterkritischen Spaltstoffanordnungen unter Verwendung von beschleunigergetriebenen Spallationsquellen veröffentlicht. Wesentliche Beiträge stammten dabei von der Arbeitsgruppe von Carlo Rubbia am CERN /RUB 95/. Dort wurde die Bezeichnung *Energy Amplifier* geprägt. Die Ausarbeitung des Reaktorkonzepts wurde durch Experimente zur Validierung der Grundlagen unterstützt. Davon ausgehend wurden in verschiedenen Ländern weitere Forschungsprogramme zu ADS gestartet, in Europa insbesondere das Eurotrans-Programm innerhalb des 6. Euratom Rahmenprogramms. Zwar sind in Europa, Japan, Südkorea und weiteren Ländern verschiedene Konzepte für ADS-Demonstrationsanlagen ausgearbeitet worden, gleichwohl ist aktuell der Forschungsreaktor MYRRHA bei der SCK-CEN in Mol, Belgien, die einzige Anlage, bei der eine Realisierung absehbar ist. Im Folgenden werden zunächst die grundlegenden Eigenschaften eines Beschleuniger-getriebenen Systems beschrieben. In den weiteren Abschnitten wird dann auf die MYRRHA sowie auf Sicherheitsaspekte derartiger Anlagen eingegangen.

Grundsätzlich besteht ein ADS aus zwei Hauptkomponenten:

- Ein Teilchenbeschleuniger zum Betrieb einer Spallationsquelle, die Neutronen erzeugt.
- Eine unterkritische Spaltstoffanordnung - der Reaktorkern - inklusive dem Spallationstarget.

Der Begriff *Spallation* bezeichnet hier eine inelastische Kernreaktion, bei der ein hochenergetisches Teilchen, typischerweise ein Proton, auf einen Atomkern (*target*) trifft und dort Nukleonen herausschlägt. Aus dem auf diese Weise angeregten Kern treten in einem Sekundärprozess weitere Nukleonen aus. Neben der Spallation kommen grundsätzlich auch andere Reaktionen für ADS infrage, bei denen Neutronen erzeugt werden. Jedoch haben sich Spallationsreaktionen in der Vergangenheit als am energetisch günstigsten herauskristallisiert /IAE 15/. Aufgrund ihrer Effizienz bei der Neutronenerzeugung

werden Protonen als Strahlteilchen favorisiert. Das Energiespektrum der Spallationsneutronen ähnelt einem Spaltspektrum, wobei ein hochenergetischer Anteil aus den für den Prozess wesentlichen (n, Xn)-Reaktionen ( $X=2, 3, 4, \dots$ ) hinzukommt /REV 16/.

Der Teilchenstrahl wird über ein Strahlrohr auf ein Target geführt, welches sich im Zentrum der unterkritischen Anordnung befindet. Diese vervielfacht die Zahl der im Target erzeugten Neutronen durch Kernspaltungen im Brennstoff. Weil das System dabei unterkritisch bleiben soll, ergibt sich für ADS eine hohe Flexibilität in der Wahl des eingesetzten Brennstoffmaterials. Daher sind ADS besonders geeignet für die Transmutation von transuranen Aktinoiden etwa aus bestrahltem LWR-Brennstoff, und für den Einsatz von Thorium-basierten Brennstoffen. Der Zustand eines ADS lässt sich über den Multiplikationsfaktor beschreiben. Bei abgeschaltetem Beschleuniger ist das der Wert  $k_{\text{eff}}$  des unterkritischen Reaktorkerns. Bei eingeschaltetem Beschleuniger ist dieser durch einen Multiplikationsfaktor  $k_{\text{source}}$  zu ersetzen, der den Beitrag der externen Neutronenquelle mitberücksichtigt. Die beiden Größen unterscheiden sich physikalisch dahingehend, dass für  $k_{\text{eff}}$  nur die sogenannte Fundamentalmode der Transportgleichung relevant ist, während zur Bestimmung von  $k_{\text{source}}$  auch höhere Moden eine Rolle spielen. Es gilt dabei, dass bei unterkritischer Fundamentalmode auch alle anderen Moden unterkritisch sind, d. h. es gilt immer  $k_{\text{source}} < 1,0$  falls  $k_{\text{eff}} < 1,0$  ist. Weiterhin ist immer  $k_{\text{eff}} < k_{\text{source}}$ , so dass ein Abschalten der Quelle die Reaktivität reduziert.

ADS werden zwar unterkritisch betrieben, liegen jedoch für eine ausreichende Neutronenausbeute durch unterkritische Multiplikation typischerweise relativ nahe bei der Kritikalität  $k_{\text{eff}} = 1,0$ . Da sich aufgrund von Transmutationsprozessen die Reaktivität der unterkritischen Anordnung während des Betriebs kontinuierlich verändert, ist eine ständige betriebliche Überwachung der Unterkritikalität notwendig, vgl. auch Kap. 6.3.

Ein Teilchenbeschleuniger muss für den Einsatz im ADS folgende Eigenschaften besitzen: Da die Leistung des ADS proportional zur Leistung des eingesetzten Beschleunigers  $P_{\text{acc}}$  ist, muss dieser entsprechend ausgelegt sein, wobei in Abhängigkeit von der Reaktorkernauslegung für Spaltleistungen im Bereich von 100 – 1.000 MW<sub>th</sub> Werte für  $P_{\text{acc}}$  im Bereich von 1 - 10 MW benötigt werden /REV 16/. Für die Leistungsregelung des ADS muss diese stabil und je nach Anwendung über einen geeigneten Bereich regelbar zur Verfügung stehen. Für eine effiziente Erzeugung von Neutronen ist außerdem eine hinreichende große Strahlenergie notwendig. Im FEAT Experiment /AND 95/ wurde gezeigt, dass ein Wert  $E_{\text{Beam}} \leq 900$  MeV für die Strahlenergie optimal ist, wobei auch etwas



kleinere Werte zu zufriedenstellenden Resultaten führen. Um die Bestrahlung und mögliche Aktivierung von Beschleunigerkomponenten und der Umgebung zu minimieren, werden Strahlverluste so gering wie möglich gehalten. Eine besondere Bedeutung kommt der Zuverlässigkeit des Beschleunigers zu. Abrupte Änderungen der Strahlintensität (*beam trips*) führen zu starken thermischen Belastungen im Kern und langfristig zu Materialermüdung, und müssen daher ebenfalls minimiert werden.

Aktuelle Beispiele für Betriebsparameter von Spallationsneutronenquellen sind zum einen das MEGAPIE Experiment am PSI (Schweiz) /BAU 00/, /LAT 16/ und zum anderen die *Spallation Neutron Source* (SNS) am Oak Ridge National Laboratory (ORNL, USA) /ORN 20/. Bei MEGAPIE handelt es sich um ein Experiment zum Machbarkeitsnachweis für die Verwendung eines flüssigen Blei-Wismut-Eutektikums (*Lead Bismuth Eutectic*, LBE) als Spallationstarget zum Einsatz in einem künftigen ADS. Dabei kam der Beschleuniger HIPA zum Einsatz. Es wurde ein Protonenstrahl mit einer Strahlleistung von 1 MW und einer Teilchenenergie von 580 MeV verwendet /HAM 16/. Die *Spallation Neutron Source* ist eine Großforschungseinrichtung für Neutronenforschung. Die Spallationsquelle wird mit einem gepulsten Linearbeschleuniger betrieben, mit dem Protonen der Energie 1 GeV auf ein flüssiges Bleitarget geschossen werden.

## **6.2 Der geplante Forschungsreaktor MYRRHA**

Die Anlage MYRRHA (*Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications*) /SCK 16/ ist ein derzeit in der Realisierung befindlicher Forschungsreaktor des Forschungszentrums SCK-CEN bei Mol, Belgien. Es handelt sich dabei um ein ADS, das sowohl im unterkritischen als auch im kritischen Modus betrieben werden kann. Es besteht aus einem 600 MeV Protonenbeschleuniger, einem Spallationstarget und einem mit einem Blei-Wismut-Eutektikum (*Lead Bismuth Eutectic*, LBE) gekühlten Reaktorkern mit MOX-Brennstoff.

Der Reaktor ist als Nachfolger und Ersatz für den Forschungsreaktor BR-2 am selben Standort vorgesehen. Die Hauptanwendungsgebiete der MYRRHA sind:

- Entwicklung von Technologien zur Prozessierung von radioaktiven Abfällen durch Transmutation
- Produktion von Radioisotopen für medizinische Anwendungen
- Grundlagenforschung in den Bereichen Kernphysik, Atomphysik, fundamentale Wechselwirkungen, Festkörperphysik, Nuklearmedizin
- Weiterentwicklung innovativer Kernreaktor-konzepte, insbesondere Blei-Wismut-gekühlte Reaktoren
- Untersuchungen an Materialien und Komponenten für Spalt- und Fusionsforschung im Bereich der Nuklearenergie und Ausbildung von Experten in diesem Bereich

Die Realisierung soll in mehreren Phasen erfolgen, und nach aktuellen Planungen bis 2036 abgeschlossen sein. Dabei soll zunächst bis 2026 ein 100 MeV Teilchenbeschleuniger (MINERVA) gebaut werden. Nach dessen Fertigstellung erfolgt die Erweiterung auf 600 MeV bis 2033 und zeitgleich der Bau des Reaktors, so dass die kombinierte Anlage bis 2036 in Betrieb gehen soll /DEB 18/.

## Linearbeschleuniger

Eine schematische Darstellung des geplanten Linearbeschleunigers der MYRRHA ist in Abb. 6.1 zu sehen. Die Anlage verfügt über einen aus Gründen der Zuverlässigkeit doppelt ausgeführten Injektor zur Erzeugung des Protonenstrahls. Den Injektoren vorgeschaltet ist jeweils eine Ionenquelle sowie die *Low-Energy Beam Transmission line* (LEBT), in der die Protonen mithilfe eines Radio-Frequenz-Quadrupols (radio-frequency quadrupole, RFQ) auf 1,5 MeV und anschließend auf 17 MeV beschleunigt werden. Die Auslegung sieht vor, dass bei einem Fehler in dem einen Injektor innerhalb von drei Sekunden auf den jeweils anderen umgeschaltet werden kann. Im Bereich der *Mid-Energy Beam Transmission line* (MEBT) werden die beiden Strahlteile zusammengeführt und in den Hauptbeschleuniger eingeschleust. Dieser ist einfach ausgeführt und besteht aus drei Stufen, die den Protonenstrahl schrittweise bis auf 600 MeV beschleunigen. Die erste Stufe besteht dabei aus normalleitenden Kavitäten, während die beiden anschließenden Stufen supraleitend ausgeführt sind (*superconducting radio-frequency linear accelerator*, SRF linac). Um die vorgesehene Leistung im unterkritischen Kern zu erreichen, ist eine nominale Teilchenstromstärke von 2,5 mA vorgesehen, die zur Kompensation des Reaktivitätsverlusts durch den Abbrand bis auf 4 mA erhöht werden kann. Als Ziel für die Zuverlässigkeit des Beschleunigers ist ein Grenzwert von maximal zehn Strahlunterbrechungen mit einer Länge von mehr als drei Sekunden innerhalb eines dreimonatigen Betriebszyklus vorgesehen. Weitergehende Details zum Aufbau des Beschleunigers und zu den vorgesehenen Maßnahmen zur Steigerung der Zuverlässigkeit finden sich in /BIA 16/.

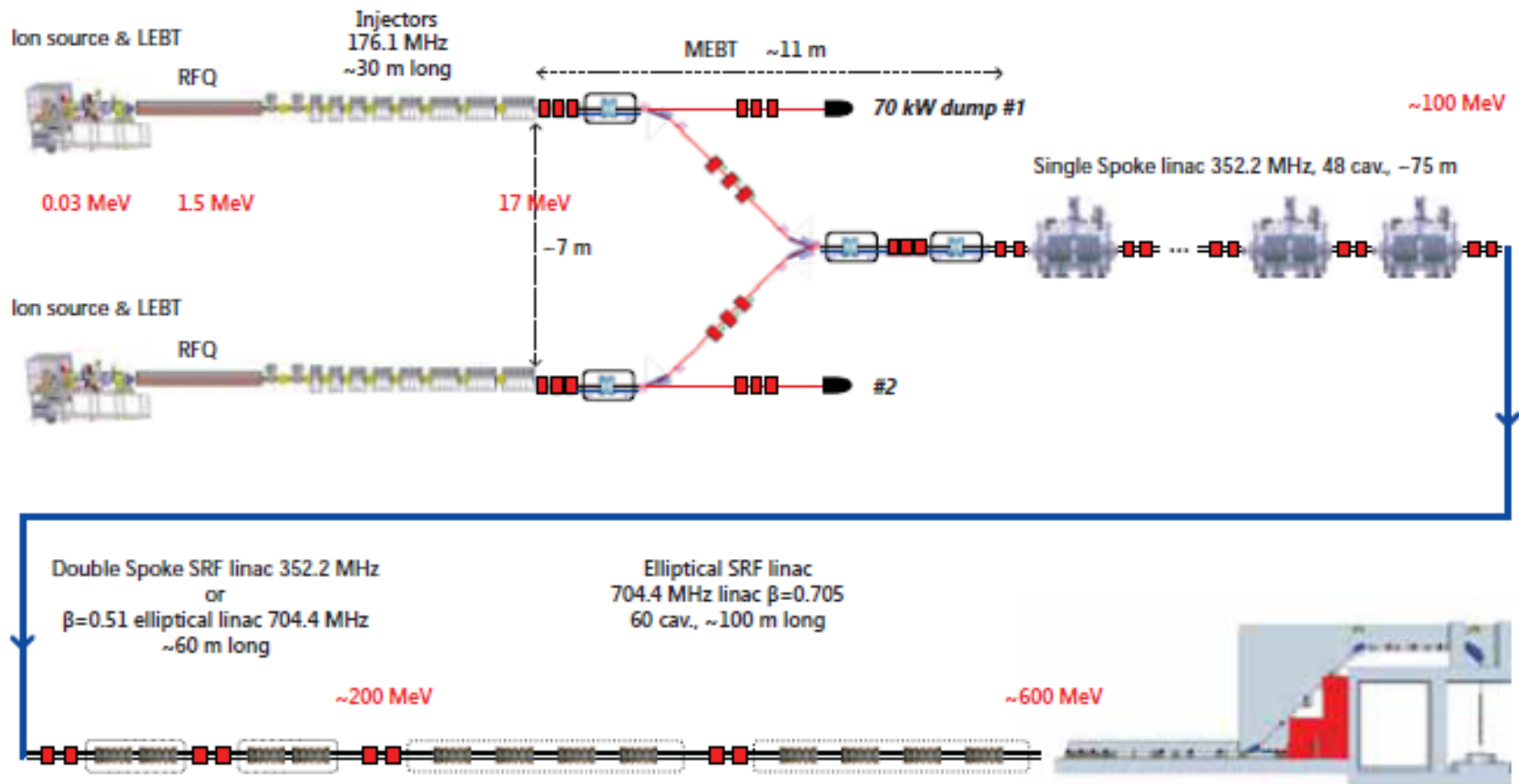
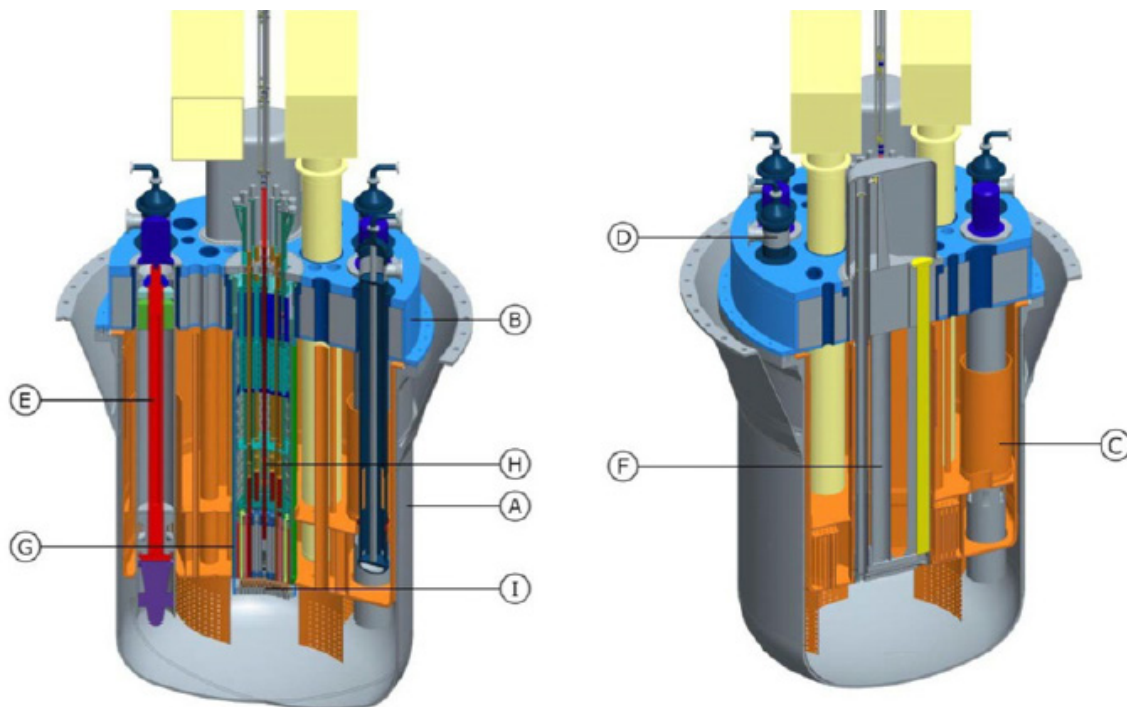


Abb. 6.1 Schematische Darstellung des Beschleunigerdesigns der MYRRHA

Abbildung entnommen aus /SCK 16/.

## Reaktor

MYRRHA ist ein mit einem Blei-Wismut-Eutektikum gekühlter Reaktor mit schnellem Neutronenspektrum. Es handelt sich um einen Schwimmbadreakortyp (*pool-type*), bei dem sich alle Komponenten des Primärkreislaufs im Reaktorbehälter befinden. Der Reaktor ist für eine maximale thermische Leistung von 100 MW ausgelegt. Er soll sowohl im unterkritischen Modus als ADS, als auch im kritischen Modus als herkömmlicher schneller Reaktor betrieben werden können. Aufgrund der noch nicht abgeschlossenen Design-Phase ist der genaue Aufbau nicht endgültig festgelegt, und wird sich voraussichtlich noch ändern. Daher wird hier der bekannte Stand 2015 /DEB 15/, /VAN 15/ dargestellt. Abb. 6.2 zeigt die wesentlichen Komponenten innerhalb des Reaktorbehälters.



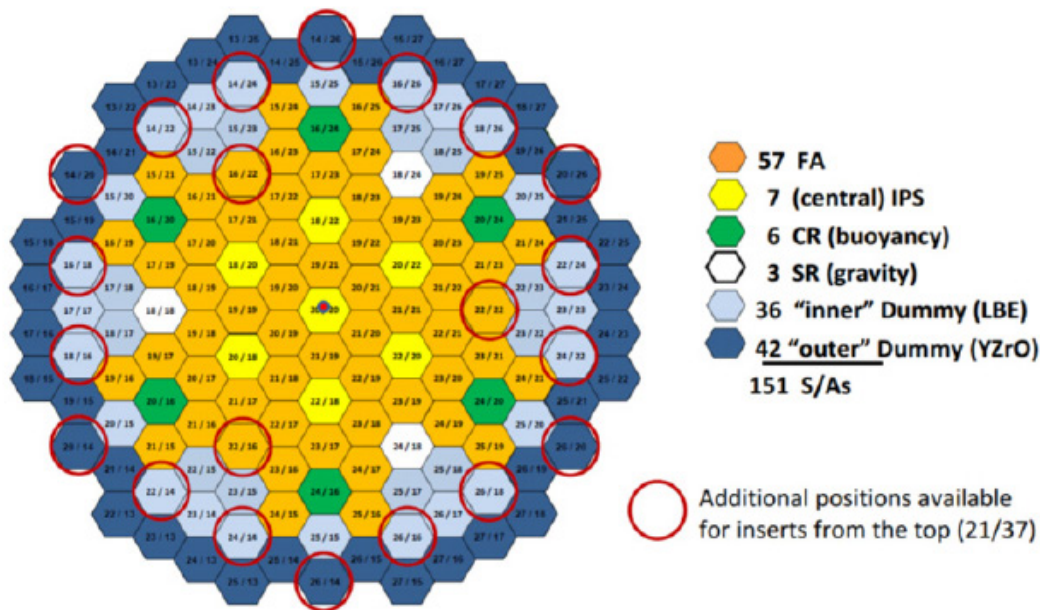
**Abb. 6.2** Schematischer Querschnitt durch den MYRRHA-Reaktor

Abbildung entnommen aus /BAE 14/.

A: Reaktorbehälter, B: Reaktorabdeckung, C: Membran, D: Primärwärmetauscher, E: Primärpumpe, F: Brennstoffhandhabungsmaschine innerhalb des Kerns, G: Kern, obere Kernstruktur, I: Kernrückhaltesystem.

Zu erkennen ist insbesondere das von oben in den Reaktorkern geführte Strahlrohr des Beschleunigers, das dazu dient, die Protonen zum Spallationstarget im Zentrum des Reaktorkerns zu schleusen. Der Reaktorkern besteht aus einer hexagonalen Anordnung von Brennelementen mit einem MOX-Brennstoff wie er typischerweise für schnelle Reaktoren verwendet wird. Für das Spallationstarget ist eine röhrenförmige Anordnung mit

einem Strahlfenster vorgesehen. Dieses ist im zentralen Hexagon des Reaktorkerns untergebracht. Das Design des Reaktorkerns ist in Abb. 6.3 für den Fall des Betriebs im kritischen Modus dargestellt. 57 Brennelemente (FA) sind von 36 inneren Reflektorelementen (*inner Dummy*, mit LBE), die als Neutronenreflektor dienen, und 42 äußeren Abschirmelementen (*outer Dummy*, mit sog. YZrO-Pellets) umgeben. Die Anordnung enthält sechs auftriebsgesteuerte Kontrollstäbe (CR) zur Reaktivitätskontrolle und drei Kontrollstäbe (SR) für die Reaktorschnellabschaltung. Diese können für den unterkritischen Modus durch absorbierende Elemente ersetzt werden, die dann nur beim Brennelementwechsel angepasst werden. Innerhalb der Anordnung befinden sich sieben sogenannte *In-Pile test Sections (IPS)*, die der Aufnahme von Experimenten dienen. Einer dieser IPS befindet sich in der kritischen Anordnung an der zentralen Position und ersetzt dort das Spallationstarget. Zusätzlich zu den 16 Positionen der Kontrollstäbe und IPS stehen weitere 21 sogenannte *Multi-Functional Channels (MFC)* zur Verfügung, an denen entweder Brennelemente, Platzhalter-Brennelemente oder auch weitere IPS oder Kontrollstäbe positioniert werden können.



**Abb. 6.3** Darstellung des MYRRHA-Reaktorkerns für die kritische Anordnung

Abbildung entnommen aus /BAE 14/.

Die für den geplanten Einsatzzweck benötigten hohen schnellen Neutronenflüsse in der Größenordnung von  $10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$  werden u. a. durch den geringen Neutroneneinfang-Wirkungsquerschnitt des Kühlmittels ermöglicht, das wegen seiner guten Wärmeleitfähigkeit einen Reaktorkern mit hoher Leistungsdichte erlaubt. Die Sicherheitsanforderungen werden durch zuverlässige passive Abschaltssysteme erfüllt. Im Falle eines Ausfalls

der Pumpen des Primärkreislaufs wird die Abfuhr der Nachzerfallsleistung durch Naturumlauf und eine Luftkühlung des Reaktorbehälters von außen erreicht (*Reactor Vessel Air Cooling System, RVACS*). Zur Übersicht sind in Tab. 6.1 wesentliche technische Merkmale des Reaktorteils der geplanten MYRRHA-Anlage zusammengefasst.

**Tab. 6.1** Technische Charakteristika des MYRRHA Reaktors

Daten entnommen aus /DEB 15/.

<b>MYRRHA Wesentliche technische Merkmale von Kern und Primärsystem</b>	
Gesamtleistung Reaktorkern	100 MW <sub>th</sub>
Gesamtleistung Reaktor	110 MW <sub>th</sub>
Gesamter Massenfluss Primärkreislauf	9.500 kg/s
Masseninventar LBE	4.500 Mg
Kerneintrittstemperatur (bei Nominalleistung)	270 °C
Temperatur heißes Plenum (bei Nominalleistung)	350 °C
Mittlere Kerntemperaturdifferenz (bei Nominalleistung)	140 °C
Temperatur Primärsystem (LBE) im kalten abgeschalteten Zustand	200 °C
Temperatur Sekundärkreislauf (gesättigtes Wasser/Dampf-Gemisch)	200 °C
Anzahl Brennelemente (kritischer Referenzfall)	69
Anzahl Durchführungen für Experimente	37
Totaler Neutronenfluss in den ersten sechs IPS Positionen	$\sim 2\text{-}3 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
Schneller Neutronenfluss ( $E > 0,75 \text{ MeV}$ ) in den ersten sechs IPS Positionen	$\sim 4 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$

### **6.3 Sicherheitsaspekte beschleunigergetriebener Systeme**

Die Sicherheitsaspekte beschleunigergetriebener Systeme wurden im Rahmen der sog. acatech-Studie zur Partitionierung und Transmutation /REN 13/ ausführlich analysiert und dargestellt. Die vorliegende Beschreibung orientiert sich an dieser Darstellung. Die Diskussion bezieht dabei sowohl generische Aspekte von Hybrid-Reaktoren als auch spezifische Merkmale von MYRRHA mit ein.

Für beschleunigergetriebene Systeme gelten die gleichen Schutzziele wie für andere Reaktoren und kerntechnische Anlagen. So wird insbesondere das Konzept der gestaffelten Sicherheitsbarrieren zugrunde gelegt. Durch die Kombination eines Beschleunigers mit einem unterkritischen Reaktorkern ergeben sich allerdings einige Besonderheiten, die im Folgenden näher betrachtet werden. In Tab. 6.2 sind die Sicherheitseigenschaften von beschleunigergetriebenen Reaktorsystemen an den Sicherheitsebenen gespiegelt. Da nach unserer Kenntnis noch kein abschließendes Design der MYRRHA-Anlage vorliegt bzw. öffentlich zugänglich ist, gilt dies auch für ein entsprechendes Sicherheitskonzept. Die Darstellung orientiert sich daher an den im Folgenden aufgeführten generischen Aspekten und erhebt keinen Anspruch auf Vollständigkeit.

Wie oben beschrieben ist für MYRRHA neben dem unterkritischen, Beschleunigergetriebenen Betrieb auch ein Betriebsmodus als kritischer schneller Reaktor vorgesehen. Da die Anlage in diesem Modus in ihren Sicherheitseigenschaften – mit Ausnahme der immer noch vorhandenen Strahldurchführung – im Wesentlichen einem Blei-Wismutgekühlten schnellen Reaktor entspricht, der nicht Gegenstand dieser Betrachtung ist, wird hier auf die Sicherheitsmerkmale von MYRRHA im kritischen Betrieb nicht näher eingegangen.

#### **6.3.1 Unterkritischer Reaktorkern und dynamisches Verhalten**

In einem ADS bestimmt die Leistung des Beschleunigers in Kombination mit dem (unterkritischen) Multiplikationsfaktor die Reaktorleistung. Die Abschaltung des Reaktors erfolgt in erster Linie über die Abschaltung des Beschleunigerstrahls. Im MYRRHA-Design sind zusätzlich Steuerstäbe im Abschaltssystem vorgesehen. Der unterkritische Zustand des Reaktorkerns leistet dabei grundsätzlich einen Beitrag zur inhärenten Sicherheit des Systems, da positive Reaktivitätseinträge, solange sie innerhalb des Abstands zur Kritikalität bleiben, lediglich zu einem neuen stationären Leistungsniveau, nicht jedoch zu einem unkontrollierten Anstieg der Leistung führen können. Ebenso führen Änderungen



in der Strahlleistung zu begrenzten Leistungsänderungen des Reaktors. Dabei ist hinsichtlich der Kernauslegung darauf zu achten, dass unbeabsichtigte Leistungsänderungen nicht zu unzulässig hohen Temperaturen beispielsweise des Brennstoffs führen. Die Unterkritikalität des Kerns ist durch ein geeignetes System ständig zu überwachen.

Ein typisches Anwendungsszenario für ADS besteht in der Verwendung als Transmutationsanlage zur Verringerung der Radiotoxizität von radioaktiven Abfällen. Hierbei ist mit dem Einsatz von Brennstoff mit hohem Anteil an minoren Aktinoiden sowie inerten Brennstoffen, d. h. ohne Urandioxid, zu rechnen. Diese bedingen eine Verschlechterung der neutronenphysikalischen Eigenschaften. So ist von einem geringen Dopplereffekt und einem verringerten Anteil an verzögerten Neutronen zu rechnen, was speziell im kritischen Betrieb von hoher Bedeutung ist. Bleigekühlte ADS-Kerne besitzen typischerweise einen positiven Kühlmitteltemperaturkoeffizienten. Daher haben sog. thermostrukturelle Rückwirkungseffekte eine besondere Bedeutung. Hierbei handelt es sich um Effekte aufgrund der thermischen Ausdehnung der Strukturkomponenten des Reaktorkerns.

### **6.3.2 Spallationstarget und Kopplung mit dem Beschleuniger**

Durch die notwendige Durchführung des Beschleunigerstrahls durch das Reaktorgebäude und den Reaktorkern hin zum Spallationstarget ergibt sich unvermeidlich eine Durchdringung der Sicherheitsbarrieren. Diese eröffnet einen potenziellen Freisetzungspfad für radiotoxisches Material bei einem Unfall. Dies ist bei der Auslegung zu berücksichtigen und geeignet zu kompensieren. In Targetauslegungen mit einem Strahlfenster kann dieses bei geeigneter Ausführung als Bestandteil der Sicherheitsbarriere dienen.

Das Spallationstarget ist einem hohen Protonen- und Neutronenfluss ausgesetzt. In Kombination mit dem Zerfall der dabei erzeugten Radionuklide führt dies zu einer starken Erhitzung des Targets. Dieser wird er durch eine geeignete Kühlung entgegengewirkt. Weiterhin ist die durch strahlungsinduzierte Schäden verursachte Verschlechterung der mechanischen Materialeigenschaften bei der Auslegung zu berücksichtigen. Wie bereits erwähnt, führen außerdem unvermeidliche Unterbrechungen des Beschleunigerstrahls zu abrupten Leistungsänderungen im System, was zu starken thermischen Belastungen in Brennstoff- und Strukturmaterialien führt. Solche Strahlunterbrechungen sind daher soweit wie möglich zu reduzieren.

### 6.3.3 Thermomechanische und chemische Stabilität des Brennstoffs

Die vorgesehene Anwendung von ADS im Bereich der Transmutation bedingt den Einsatz innovativer Brennstoffe, die sich in ihren Eigenschaften teilweise deutlich von etablierten oxidischen Brennstoffen für Leichtwasser-Reaktoren unterscheiden. Untersucht werden in diesem Zusammenhang insbesondere sogenannte Inerte-Matrix-Brennstoffe, bei denen Plutonium und höhere Aktinoide in eine neutronisch nicht reaktive Matrix eingebettet sind. Dabei gibt es derzeit im Wesentlichen die beiden Varianten der CERCER-Brennstoffe (keramischer Brennstoff in einer keramischen Matrix) und der CERMET-Brennstoffe (keramischer Brennstoff in einer metallischen Matrix). Diese sind im Hinblick auf ihre sicherheitsrelevanten Eigenschaften zu bewerten. Hierzu zählen insbesondere die Temperaturstabilität, das Bestrahlungs- bzw. Schwellverhalten, die Spaltgasfreisetzung der Brennstoffmatrix, mögliche Wechselwirkungen zwischen Brennstoff und Hüllrohr und der Einfluss des Brennstoffmaterials auf die neutronenkinetischen Eigenschaften des Reaktorkerns. Die Eigenschaften dieser Brennstoffe wurden in mehreren Forschungsvorhaben untersucht (siehe z.B. /KNE 09/). Dabei konnte ein vorteilhaftes Sicherheitsverhalten sowohl der CERCER- als auch der CERMET-Brennstoffe für das Gesamtsystemverhalten eines ADS gezeigt werden.

### 6.3.4 Aktivierung, Abschirmung und Quellterm

Die durch Aktivierung von Anlagenkomponenten und -einbauten induzierte Radioaktivität führt zu möglichen Strahlenbelastungen bei Wartungs- und Reparaturarbeiten während der Betriebsphase und im Rahmen des Rückbaus und erfordert entsprechende Strahlenschutzmaßnahmen. Neben der auch bei anderen Kernreaktoren auftretenden Aktivierung durch Neutronenbestrahlung tritt beim ADS zusätzlich eine Aktivierung durch Bestrahlung mit Protonen und Spallationsprodukten auf. Dies betrifft zum einen den Beschleuniger, hier neben Effekten aufgrund der Strahldivergenz insbesondere den sogenannten *Beam-Dump*, und zum anderen das Spallationstarget. Mögliche Instandhaltungsmaßnahmen an Komponenten des Spallationstargets müssen aufgrund der hohen Ortsdosisleistung eventuell fernhantiert oder in einer heißen Zelle durchgeführt werden. Eine spezifische Thematik ergibt sich außerdem für das bei MYRRHA vorgesehene Blei-Wismut-Eutektikum als Kühlmittel. Durch Neutroneneinfang in den natürlich auftretenden Nukliden  $^{209}\text{Bi}$  und  $^{208}\text{Pb}$  wird während des Betriebs u. a. radioaktives  $^{210}\text{Po}$  erzeugt. Hierbei handelt es sich um einen hochtoxischen Alpha-Strahler, der unter Betriebsbedingungen flüchtig ist. Das Polonium bildet sich im Kühlmittel außerhalb der ersten Sicherheitsbarriere und erfordert gesonderte Strahlenschutzmaßnahmen im Betrieb und

während der Wartungsphasen. Zusätzlich entstehen im Kühlmittel auch hochenergetische Gamma-Strahler, die eine entsprechende Abschirmung erfordern.

Der Anteil der induzierten Radioaktivität ist auch bei der Bestimmung des Quellterms im Rahmen von Störfallbetrachtungen mit zu berücksichtigen.

**Tab. 6.2** Spiegelung der Sicherheitseigenschaften von Hybridreaktoren am Sicherheitsebenenkonzept

<b>Ebene 1:</b>	<b>Normalbetrieb</b>
<ul style="list-style-type: none"> <li>- Unterkritikalität des Reaktorkerns, durch Reaktivitätsüberwachung sichergestellt</li> <li>- Reaktivitätsrückwirkungskoeffizienten analog zu schnellen kritischen Reaktoren</li> <li>- Ein LBE-gekühlter Reaktor kann bei Atmosphärendruck betrieben werden</li> <li>- Gute Abschirmungseigenschaften gegen Gamma-Strahlung</li> </ul>	
<b>Ebene 2:</b>	<b>Anormaler Betrieb</b>
<ul style="list-style-type: none"> <li>- Hoher Siedepunkt des LBE</li> <li>- Leistungsentwicklung während Transienten wird wesentlich durch die Dynamik der externen Neutronenquelle bestimmt</li> </ul>	
<b>Ebene 3:</b>	<b>Störfälle</b>
<ul style="list-style-type: none"> <li>- Die Notabschaltung des Reaktors ist im unterkritischen Betrieb durch Strahlabschaltung des Beschleunigers gewährleistet</li> <li>- MYRRHA: zusätzliche Steuerstäbe zur Abschaltung vorgesehen</li> </ul>	
<b>Ebene 4:</b>	<b>Sehr seltene Ereignisse, Unfälle mit schweren Brennelementschäden</b>
<ul style="list-style-type: none"> <li>- In den Autoren bekannten Veröffentlichungen sind hierzu keine Aussagen getroffen</li> </ul>	

## **7 Untersuchung der nuklearen Codes und Wirkungsquerschnittsdaten mit Bezug zu Thorium-basierten Reaktorkonzepten**

### **7.1 Einführung**

Moderne Rechenverfahren zu Neutronentransport und -kinetik, wie sie in neutronischen Berechnungen für Kernbrennstoffe und Reaktorsysteme eingesetzt werden, haben heute in Verbindung mit der zur Verfügung stehenden Rechnerleistung einen hohen Entwicklungsstand erreicht. Relevante Materialien werden dort typischerweise als orts- und energieaufgelöste Wirkungsquerschnitte repräsentiert, z. T. explizit, z. T. homogenisiert. Die genaue Natur der Spalt-, Streu- und Absorbermaterialien spielt für diese Rechenverfahren im Prinzip kaum eine Rolle, weshalb die Qualität der durchgeführten Berechnungen essentiell von der Verfügbarkeit und Qualität der erforderlichen Wirkungsquerschnittsdaten aller erforderlichen Reaktionskanäle sowie der Zerfallsdaten der betrachteten Materialien, also allgemein der nuklearen Daten, abhängt.

Die erforderlichen nuklearen Daten zur Simulation von Thorium-Systemen sind vollständig verfügbar. Dies gilt für Wirkungsquerschnitte mit kontinuierlicher Energieabhängigkeit (basierend auf unterschiedlichen Evaluierungen, insbesondere ENDF/B-VII.1 und -VIII.0 und JEFF-3.2 und -3.3) als auch in Multigruppendarstellung (innerhalb des Programmsystems SCALE 6.2.3 basierend auf ENDF/B-VII.1). Die verfügbaren Monte Carlo-Codes sind für stationäre Neutronentransportrechnungen von Anordnungen beliebiger Geometrie geeignet. Für Kerntransienten sind die geeigneten Werkzeuge – Gittercodes zur Erzeugung homogener Weniggruppen-Wirkungsquerschnitte und Diffusionscodes zur Ganzkernsimulation mit diesen Weniggruppen-Daten – auch für Thorium-Systeme vorhanden, wenn diese in ihrem geometrischen Aufbau ähnlich zu konventionellen LWR- oder SFR-Systemen sind (quadratische oder hexagonale Stabgitter).

Die in der GRS verfügbaren Programme und Daten für nukleare Berechnungen (s. u. und vgl. Kap. 8.1) wurden bisher hauptsächlich für Systeme mit  $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$  und Plutonium als Brennstoff, und  $\text{H}_2\text{O}$  als Moderator (LWR) eingesetzt, darüber hinaus auch für schnelle natriumgekühlte (SFR) und gasgekühlte grafitmoderierte (HTR) Anordnungen. Für Systeme mit Thorium im Brennstoff gibt es deutlich weniger Anwendungserfahrung. Im Rahmen des Vorhabens wurden deshalb exemplarisch Kritikalitätsberechnungen für

Anordnungen durchgeführt, die für Thorium-Reaktoren relevante Nuklide  $^{232}\text{Th}$  und  $^{233}\text{U}$  enthalten sowie in einigen Fällen  $\text{D}_2\text{O}$  als Moderator. Hier nicht betrachtet wurden Elemente, welche häufig im Bereich von Salzschnmelze-Reaktoren oder Flüssigmetall-gekühlten Reaktoren vorkommen, z. B. Blei, Wismut, Beryllium, Lithium, Fluor, u. a. Für die Rechnungen wurden der Monte Carlo-Code MCNP 6.1 /PEL 13/ und für eindimensionale Systeme der deterministische  $\text{S}_\text{N}$ -Code XSDRN aus dem Programmsystem SCALE 6.2.3 /ORN 18/ verwendet. Zusätzlich wurden Unsicherheitsanalysen bzgl. nuklearer Daten mit TSUNAMI (ebenfalls aus SCALE 6.2.3) durchgeführt.

Hauptziel ist, die Eignung der gegenwärtig verfügbaren nuklearen Wirkungsquerschnittsevaluationen auf die Anwendung Thorium-haltiger Brennstoffe zu überprüfen und einzuschätzen.

## **7.2 Neutronentransport-Rechnungen und nukleare Daten**

Zur Überprüfung der Eignung der Berechnungsmethoden und nuklearen Daten wurden zunächst einfache Anordnungen mit  $^{233}\text{U}$  als Spaltmaterial (Kap. 7.2.1), sowie Stabgitter mit Schwerwasser  $\text{D}_2\text{O}$  als potentielltem Moderator (Kap. 7.2.2) nachgerechnet. In Kap. 7.2.3 werden weitere komplexere Anordnungen mit Uran und Thorium  $^{232}\text{Th}$  untersucht. Die Experimente sind aus dem *International Handbook of Evaluated Criticality Benchmark Experiments* (ICSBEP) /OEC 19a/, kurz „ICSBEP-Handbuch“, entnommen.

### **7.2.1 Uranylfluorid-Lösungen mit $^{233}\text{U}$ als Spaltstoff**

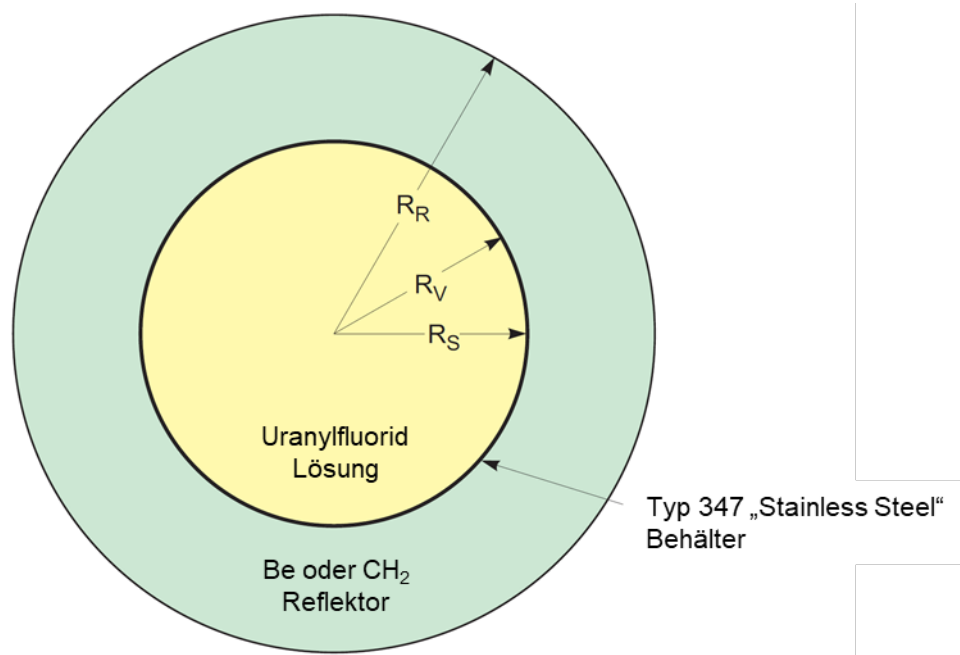
Zur Nachrechnung mit Multigruppen-Daten wurden vier Fälle aus der Serie U233-SOL-THERM-015 /HEI 19/ mit Uranyl( $^{233}\text{U}$ )-Fluorid-Lösung ( $^{233}\text{UO}_2\text{F}_2\text{-H}_2\text{O}$ ) aus dem ICSBEP-Handbuch ausgewählt. Bei diesen Experimenten hatten Nachrechnungen mit früheren nuklearen Datenbibliotheken, die im ICSBEP-Handbuch aufgeführt sind, zu deutlichen Abweichungen im Multiplikationsfaktor geführt. Hier wird überprüft, ob sich mit aktuellen nuklearen Daten Verbesserungen ergeben.

Die nachgerechneten Anordnungen sind die Fälle 1, 2, 9 und 10 aus Tab. 23 in /HEI 19/. Diese besitzen alle dieselbe Isotopenzusammensetzung der Uranyl( $^{233}\text{U}$ )-Fluorid-Lösung wie in Tab. 7.1 aufgeführt. Sie unterscheiden sich untereinander durch die Durchmesser der Behälter und der Reflektoren; diese sind Beryllium für die Anordnung 1, 2

und 9 und Polyethylen für die Anordnung 10. Eine schematische Skizze der Anordnungen zeigt Abb. 7.1.

**Tab. 7.1** Isotopenzusammensetzung der Uranyl(<sup>233</sup>U)-Fluorid-Lösung

Material	Nukliddichte [10 <sup>22</sup> cm <sup>-3</sup> ]
<sup>232</sup> U	2.3535 × 10 <sup>-8</sup>
<sup>233</sup> U	1.1548 × 10 <sup>-3</sup>
<sup>234</sup> U	1.2548 × 10 <sup>-5</sup>
<sup>235</sup> U	4.6236 × 10 <sup>-7</sup>
<sup>238</sup> U	3.6785 × 10 <sup>-6</sup>
H	6.0432 × 10 <sup>-2</sup>
O	3.2492 × 10 <sup>-2</sup>
F	2.4782 × 10 <sup>-3</sup>



**Abb. 7.1** Uranyl(<sup>233</sup>U)-Fluorid-Lösung: Skizze der Anordnungen

Abbildung entnommen aus /HEI 19/, Beschriftung ins Deutsche übersetzt

Die Experimente wurden mit dem eindimensionalen S<sub>N</sub>-Code XSDRN aus SCALE 6.2.3 mit der auf ENDF/B-VII.1 /CHA 11/ basierenden 252-Gruppen-Wirkungsquerschnittsbibliothek, die speziell für thermische Systeme geeignet ist, nachgerechnet. Die Bench-

mark-Multiplikationsfaktoren sind in /HEI 19/ alle mit 1,000 angegeben, mit experimentellen Unsicherheiten von 0,00 bis 0,010. In Tab. 7.2 sind die Ergebnisse der XSDRN-Berechnungen zusammengefasst.

Es zeigt sich, dass auch mit der Datenbibliothek aus SCALE 6.2.3 die Benchmark-Multiplikationsfaktoren deutlich unterschätzt werden, im maximalen Fall um mehr als 3%. Zum Vergleich, für thermische, wassermoderierte Systeme sind Abweichungen vom kritischen Experiment bei  $^{235}\text{U}$  (LEU) um ca. 0,5% üblich, bei Plutonium um ca. 1%.

**Tab. 7.2** Uranyl( $^{233}\text{U}$ )-Fluorid-Lösung: Berechnete Multiplikationsfaktoren für die betrachteten Anordnungen

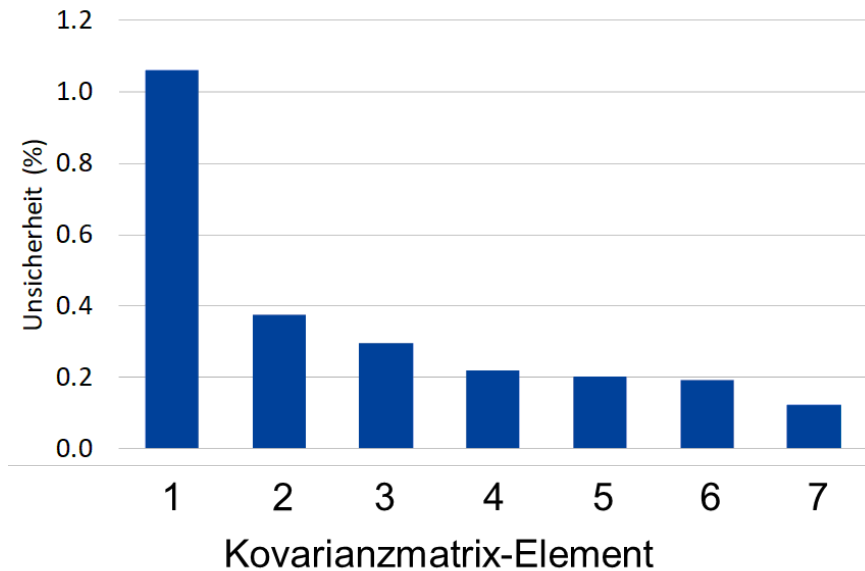
Anordnung	Multiplikationsfaktor
1	0,991103
2	0,986020
9	0,968171
10	0,989191

Zur ersten Abschätzung der Ergebnisunsicherheiten, die aus den Unsicherheiten der zugrunde liegenden nuklearen Daten resultieren, wurden Unsicherheitsanalysen mit TSUNAMI-1D durchgeführt. Dazu wurden die in SCALE 6.2.3 verfügbaren Kovarianzdaten in 56 Energiegruppen herangezogen. Diese Analysen liefern Unsicherheiten im Multiplikationsfaktor von 1,1% bis 1,2% (eine Standardabweichung  $\sigma$ ), und liegen damit etwas höher als entsprechende typische Werte für  $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$  oder Plutonium (vgl. oben).

Die führenden Beiträge zur Unsicherheit aus individuellen Reaktionen in der Matrix der Kovarianz-Elemente neben den beiden genannten sind exemplarisch für die Anordnung 9 in Abb. 7.2 dargestellt. Die blauen Balken beschreiben die aus den einzelnen Beiträgen der Kovarianzmatrix resultierenden Unsicherheiten zur Unsicherheit im Multiplikationsfaktor.

Der Hauptbeitrag zur Unsicherheit im Multiplikationsfaktor aus den nuklearen Daten ist hier die Unsicherheit (Varianz) im Spaltspektrum von  $^{233}\text{U}$ ,  $\chi$  ( $\chi$ ). Weitere wichtige Beiträge liefern die Unsicherheit (Varianz) in der mittleren pro Spaltung freigesetzten Neutronen,  $\bar{\nu}$  ( $\bar{\nu}$ ) und die Unsicherheit (Varianz) in der elastischen Neutronenstreuung

an Wasserstoff  $^1\text{H}$ . Die Gesamtunsicherheit ergibt sich als Wurzel der Summe der Quadrate der Einzelwerte, wobei negative Beiträge abgezogen werden müssen /ORN 18/. Diese Aussagen gelten qualitativ auch für die anderen untersuchten Anordnungen dieser Reihe.



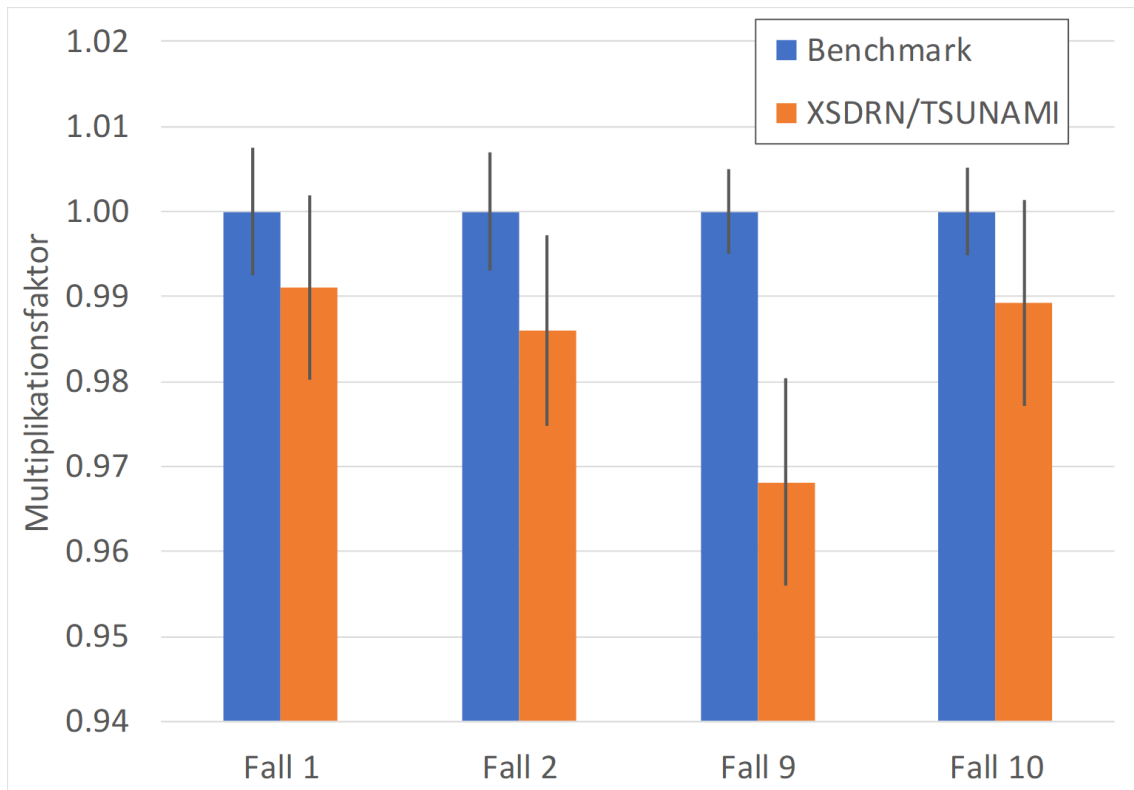
**Abb. 7.2** Uranyl( $^{233}\text{U}$ )-Fluorid-Lösung in Anordnung 9 von U233-SOL-THERM-015: Beiträge zur Unsicherheit des Multiplikationsfaktors aus individuellen Reaktionen

Kovarianzmatrix-Elemente: (1)  $^{233}\text{U} \chi - ^{233}\text{U} \chi$ ;  $^{233}\text{U}$  nubar –  $^{233}\text{U}$  nubar; (3)  $^1\text{H}$  elastisch –  $^1\text{H}$  elastisch; (4)  $^{16}\text{O}$  elastisch –  $^{16}\text{O}$  elastisch; (5)  $^{233}\text{U} (n, \gamma) - ^{233}\text{U} (n, \gamma)$ ; (6)  $^{233}\text{U}$  Spaltung –  $^{233}\text{U}$  Spaltung; (7) Be-gebunden elastisch – Be-gebunden elastisch.

Die Ergebnisse für die Multiplikationsfaktoren im Vergleich zu den Benchmark-Werten sind in Abb. 7.3 als farbige Balken dargestellt. Die Fehlerbalken, dargestellt als dünne schwarze Striche, bezeichnen bei den Benchmark-Werten die Messunsicherheiten, bei den berechneten Werten die Ergebnisunsicherheiten aufgrund der Unsicherheiten in den nuklearen Daten.

Wie bereits mit früheren Datenbibliotheken (vgl. /HEI 19/) werden die Benchmark-Werte für diese Uranyl( $^{233}\text{U}$ )-Fluorid-Lösungen auch mit neueren Bibliotheken nach wie vor systematisch unterschätzt. Für die Anordnungen 1, 2 und 10 überlappen sich zumindest die Unsicherheiten. Für die Anordnung 9 sind Benchmark- und berechneter Multiplikationsfaktor auch unter Berücksichtigung der Unsicherheiten aus der Messung und aus den nuklearen Daten ( $1 \sigma$ ) deutlich verschieden.





**Abb. 7.3** Uranyl( $^{233}\text{U}$ )-Fluorid-Lösung: Berechnete Multiplikationsfaktoren und Benchmark-Werte

Es zeigt sich daraus, dass die Unsicherheiten in den errechneten Multiplikationsfaktoren für diese Anordnungen basierend auf den Unsicherheiten in den nuklearen Daten systematisch unterschätzt werden. Dies kann auf Defizite in den nuklearen Daten hinweisen. Bei weiterführenden nuklearen Rechnungen mit  $^{233}\text{U}$  wie Abbrandrechnungen oder Wirkungsquerschnittsgenerierungen muss dieser Befund in Abhängigkeit des explizit betrachteten Systems dediziert diskutiert und ggf. durch eine vertiefte Validierung dieser Rechnungen berücksichtigt werden. Grundsätzlich sind entsprechende Rechnungen möglich.

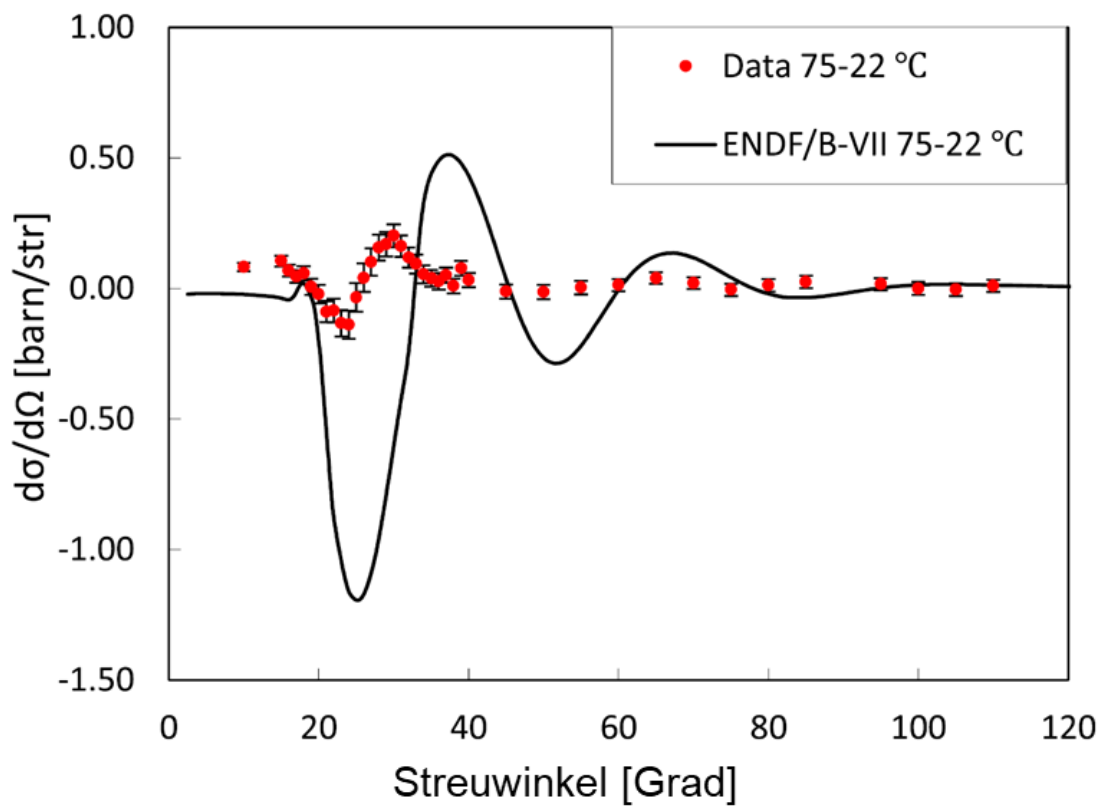
## 7.2.2 Schwerwasser-moderierte Stabgitter mit Uran und Thorium

### Streuquerschnitte

Hinsichtlich der Eignung der verfügbaren nuklearen Daten für mit schwerem Wasser moderierte Anordnungen zeigt eine aktuelle Untersuchung /LIG 20/, dass sich mit der Ver-

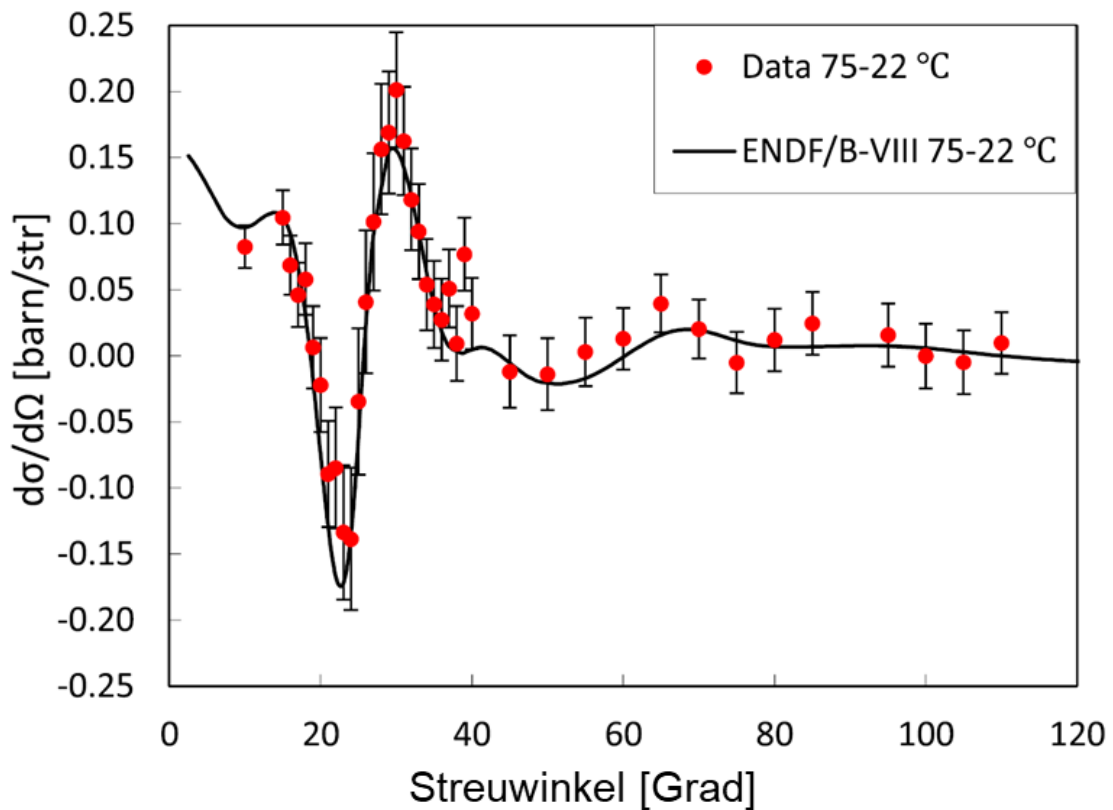
sion ENDF/B-VIII.0 deutliche Verbesserungen gegenüber älteren Versionen der Querschnittsbibliothek ergeben. Dazu waren Monte Carlo-Nachrechnungen von Streuexperimenten mit gemessenen Werten verglichen worden.

Messergebnisse zum differentiellen Streuquerschnitt  $d\sigma/d\Omega$  von thermischen Neutronen an Schwerwasser  $D_2O$  sind in Abb. 7.4 im Vergleich zu Rechnungen mit der älteren Version ENDF/B-VII und in Abb. 7.5 im Vergleich zu Rechnungen mit der jüngeren Version ENDF/B-VIII.0 dargestellt. Die roten Punkte bezeichnen Messdaten eines exemplarischen Messdatensatzes mit den entsprechenden Fehlerbalken, während die durchgezogenen schwarzen Linien die berechneten Daten wiedergeben.



**Abb. 7.4** Differentieller Streuquerschnitt  $d\sigma/d\Omega$  von thermischen Neutronen an  $D_2O$ ; gemessene und mit ENDF/B-VII-Daten berechnete Werte

Entnommen aus /LIG 20/.



**Abb. 7.5** Differentieller Streuquerschnitt  $d\sigma/d\Omega$  von thermischen Neutronen an  $D_2O$ ; gemessene und mit ENDF/B-VIII-Daten berechnete Werte

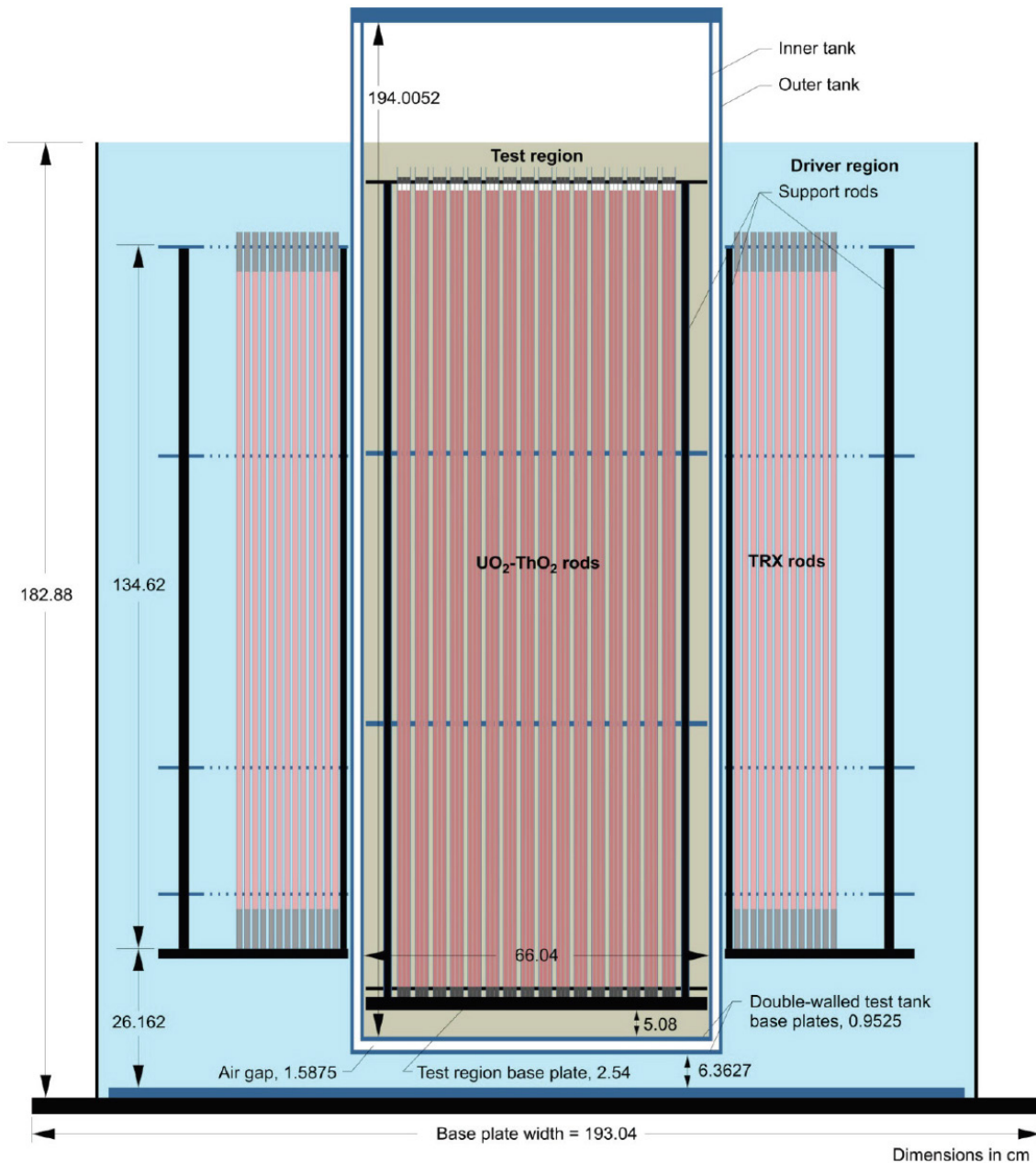
Entnommen aus /LIG 20/.

Die deutlich bessere Übereinstimmung zwischen Messdaten und Rechenergebnissen basierend auf ENDF/B-VIII.0 ist im direkten Vergleich der beiden Abbildungen klar erkennbar.

### Nachrechnung kritischer Experimente

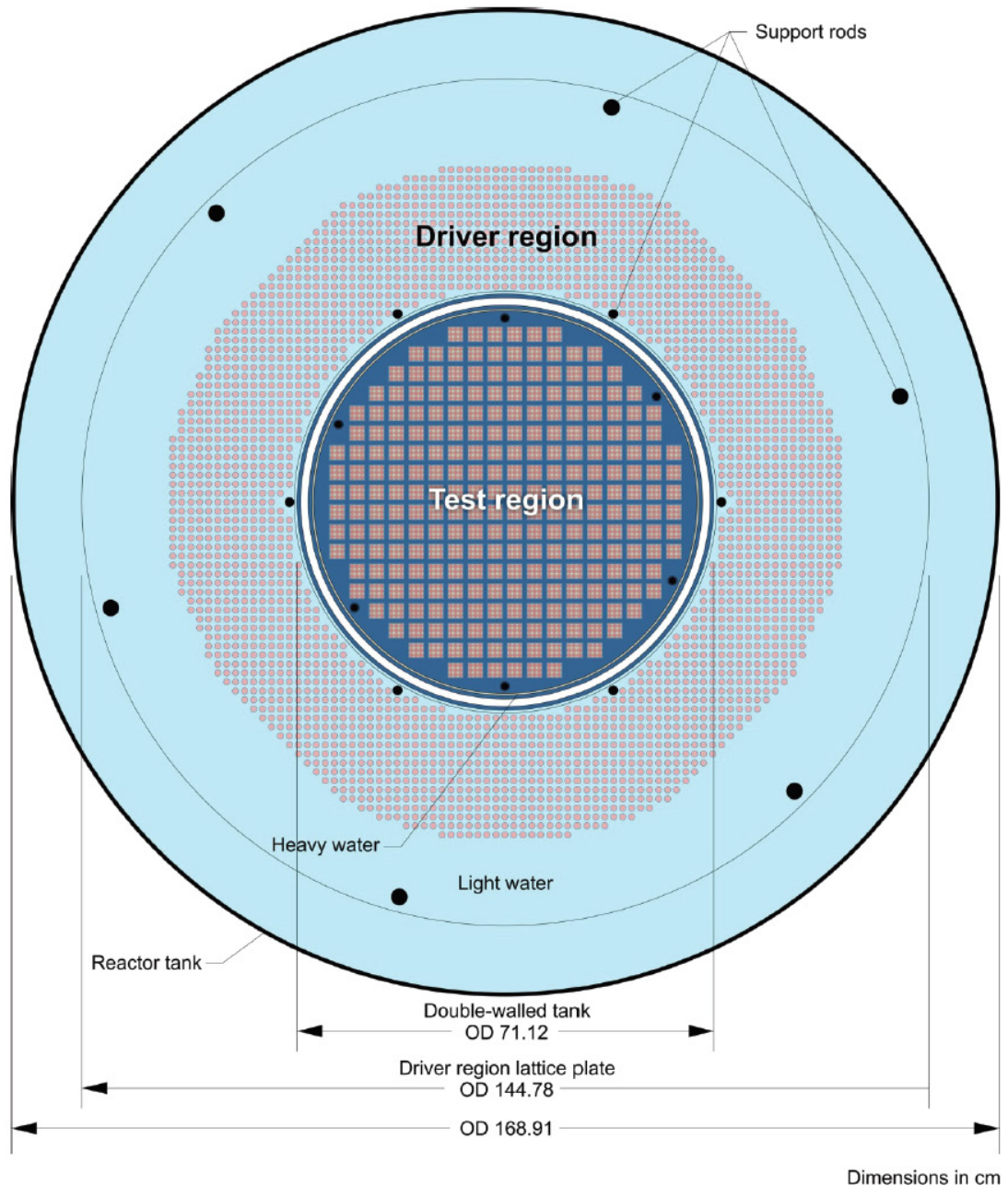
Zwei Anordnungen der sog. ETA-Experimente (*Epithermal Test Assembly*), die als ICSBEP-Benchmarks HEU-COMP-THERM-018 (ETA-I, Schwerwasser-moderiertes Stabgitter mit  $^{235}UO_2/ThO_2$ -Brennstoff) /FLO 19a/ und U233-COMP-THERM-004 (ETA-II, Schwerwasser-moderiertes Stabgitter mit  $^{233}UO_2/ThO_2$ -Brennstoff) /FLO 19b/ verfügbar sind, wurden mit MCNP 6.1 und verschiedenen nuklearen Daten nachgerechnet. Zum Einsatz kamen ENDF/B- und JEFF-Querschnittsdaten in ihren aktuellen Versionen ENDF/B-VIII.0 und JEFF-3.3 /PLO 20/, und deren Vorgängerversionen ENDF/B-VII.1 und JEFF-3.2.

Die Anordnung ETA-I ist in Abb. 7.6 (vertikaler Schnitt) und Abb. 7.7 (horizontaler Schnitt) skizziert, die Anordnung ETA-II mit  $^{233}\text{U}$  anstelle von  $^{235}\text{U}$  als Spaltmaterial ist geometrisch sehr ähnlich. Zu erkennen sind der innere Tank mit der Schwerwasser-moderierten Testzone, in der sich die Uranoxid-Thoriumdioxid-Brennstäbe befinden, sowie der äußere Tank mit der Leichtwasser-moderierten Treiberzone (*TRX rods*), sowie Strukturbestandteile.



**Abb. 7.6** Vertikaler Schnitt durch die kritische Anordnung ETA-I

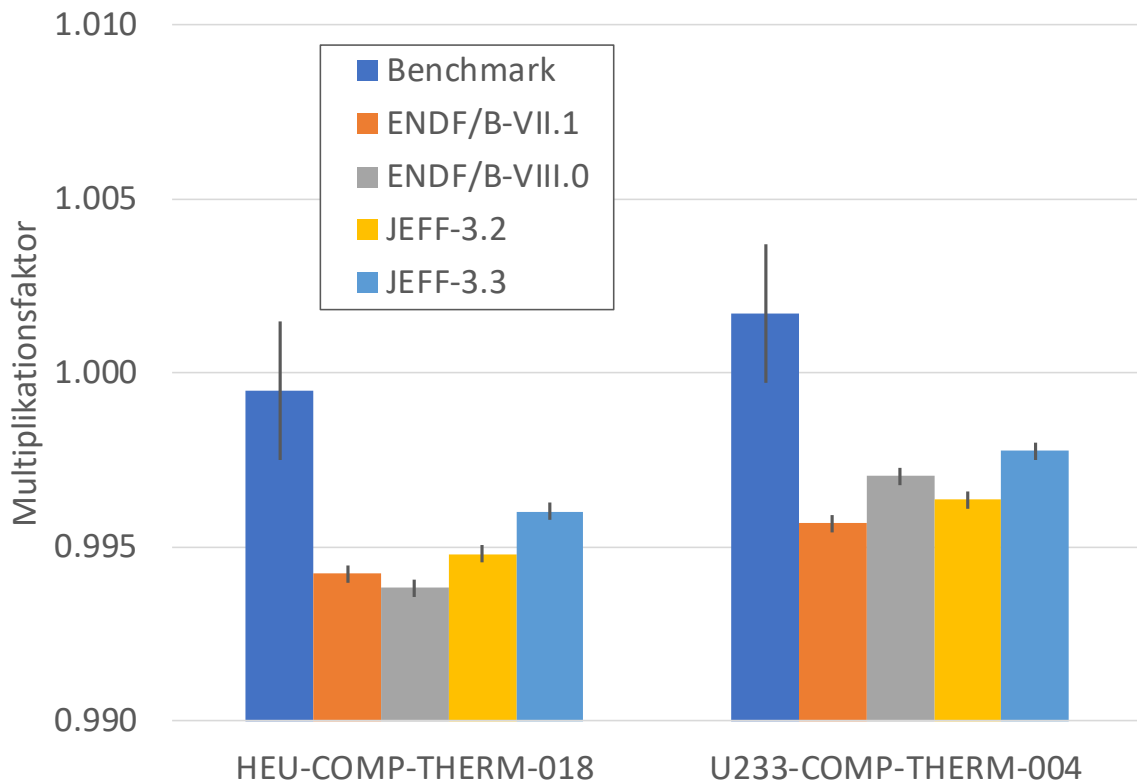
Abbildung entnommen aus /FLO 19a/



**Abb. 7.7** Horizontaler Schnitt durch die kritische Anordnung ETA-I

Abbildung entnommen aus /FLO 19a/.

Bei diesen integralen Experimenten zeigen sich nur geringfügige Unterschiede in den Multiplikationsfaktoren, die sich mit den verschiedenen nuklearen Datenbibliotheken kontinuierlicher Energie ergeben, und insgesamt nur moderate Abweichungen zu den experimentellen Werten (0,2% bis 0,6% Unterschätzung). Die Ergebnisse sind in Abb. 7.8 dargestellt. Die Fehlerbalken bezeichnen bei den Benchmark-Werten die Messunsicherheiten, bei den berechneten Werten die statistischen Unsicherheiten der Monte Carlo-Ergebnisse ( $1 \sigma$ ).

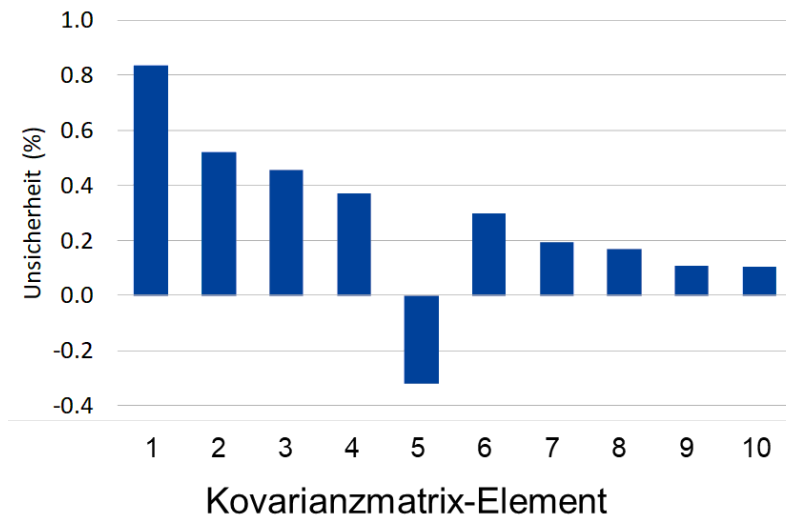


**Abb. 7.8** D<sub>2</sub>O-moderierte Stabgitter: Mit unterschiedlichen Wirkungsquerschnittsbibliotheken berechnete Multiplikationsfaktoren und Benchmark-Werte

Man erkennt, dass sämtliche Rechnungen den gemessenen Multiplikationsfaktor auch unter Berücksichtigung der Fehlerbalken um etwa 0,4-0,5% in  $k_{\text{eff}}$  unterschätzen. Untereinander weisen die Rechenergebnisse innerhalb der Fehler ebenfalls keine Übereinstimmung auf, liegen jedoch näher beisammen als am gemessenen Wert.

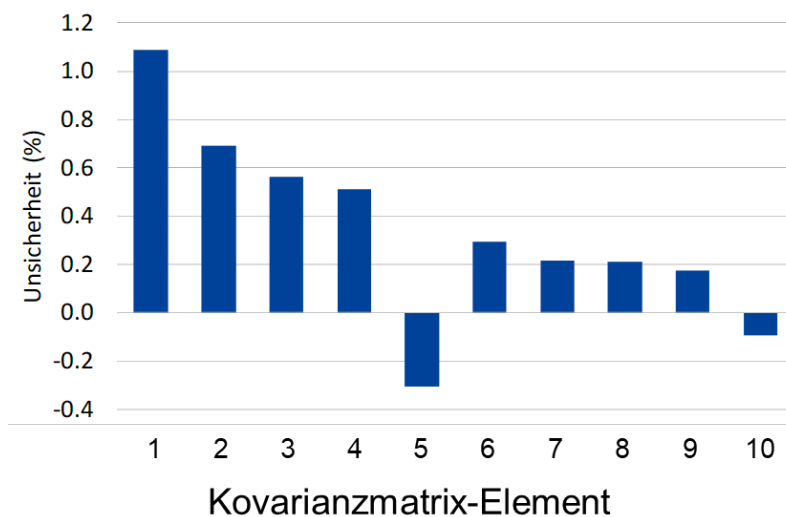
Systematische Unsicherheitsanalysen bezüglich nuklearer Daten wurden für diese Anordnungen nicht explizit durchgeführt. Stattdessen wurden die jeweiligen Stabzellanordnungen aus Brennstoff, Hüllrohr und D<sub>2</sub>O-Moderator mit TSUNAMI-1D (vgl. Kap. 7.2.1) betrachtet, deren Unsicherheiten für die Ganzkernanordnungen repräsentativ sind. Die relativen Unsicherheiten sind in der Größenordnung von 1%. Die Hauptbeiträge kommen von der elastischen Neutronenstreuung an Deuterium sowie dem Neutroneneinfang von <sup>232</sup>Th, und im Fall der <sup>233</sup>U-Anordnung vom Spaltwirkungsquerschnitt von <sup>233</sup>U.

Die totalen Unsicherheiten sowie die jeweils führenden Beiträge zur Unsicherheit aus individuellen Reaktionen sind in Abb. 7.9 und Abb. 7.10 dargestellt.



**Abb. 7.9** ETA-I-Stabzelle: Beiträge zur Unsicherheit des Multiplikationsfaktors  $k_{\text{eff}}$  aus individuellen Nuklid-Reaktionen

Kovarianzmatrix-Elemente: (1) total; (2)  $^2\text{H}$  elastisch –  $^2\text{H}$  elastisch; (3)  $^{232}\text{Th}$  ( $n, \gamma$ ) –  $^{232}\text{Th}$  ( $n, \gamma$ ); (4)  $^{235}\text{U}$  ( $n, \gamma$ ) –  $^{235}\text{U}$  ( $n, \gamma$ ); (5)  $^2\text{H}$  elastisch –  $^2\text{H}$  ( $n, 2n$ ); (6)  $^{235}\text{U}$  nubar –  $^{235}\text{U}$  nubar; (7)  $^2\text{H}$  ( $n, 2n$ ) –  $^2\text{H}$  ( $n, 2n$ ); (8)  $^{232}\text{Th}$  elastisch –  $^{232}\text{Th}$  elastisch; (9)  $^{235}\text{U}$  Spaltung –  $^{235}\text{U}$  ( $n, \gamma$ ); (10)  $^{235}\text{U}$  Spaltung –  $^{235}\text{U}$  Spaltung.



**Abb. 7.10** ETA-II-Stabzelle: Beiträge zur Unsicherheit des Multiplikationsfaktors  $k_{\text{eff}}$  aus individuellen Nuklid-Reaktionen

Kovarianzmatrix-Elemente: (1) total; (2)  $^{233}\text{U}$  Spaltung –  $^{233}\text{U}$  Spaltung; (3)  $^{232}\text{Th}$  ( $n, \gamma$ ) –  $^{232}\text{Th}$  ( $n, \gamma$ ); (4)  $^2\text{H}$  elastisch –  $^2\text{H}$  elastisch; (5)  $^2\text{H}$  elastisch –  $^2\text{H}$  ( $n, 2n$ ); (6)  $^{233}\text{U}$  nubar –  $^{233}\text{U}$  nubar; (7)  $^{233}\text{U}$  ( $n, \gamma$ )  $^{233}\text{U}$  ( $n, \gamma$ ); (8)  $^{232}\text{Th}$  elastisch –  $^{232}\text{Th}$  elastisch; (9)  $^2\text{H}$  ( $n, 2n$ ) –  $^2\text{H}$  ( $n, 2n$ ); (10)  $^{232}\text{Th}$  elastisch –  $^{232}\text{Th}$  ( $n, \gamma$ ).

Man erkennt aus den Abb. 7.9 und Abb. 7.10, dass die Unsicherheit im Spaltquerschnitt von  $^{233}\text{U}$  in ETA-II einen höherrangigen Beitrag zur Gesamtunsicherheit aus den nuklearen Daten liefert als derjenige von  $^{235}\text{U}$  in der nahezu äquivalenten Anordnung ETA-I. Dies bestätigt, dass die Daten zu  $^{233}\text{U}$  nicht die hohe Genauigkeit derer von  $^{235}\text{U}$  erreicht haben. Daneben sind die Hauptbeiträge zur Gesamtunsicherheit bei beiden ETA-Anordnungen gleichermaßen die Unsicherheiten (Varianzen) in den Querschnitten zu  $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$  und zu der elastischen Neutronenstreuung an Deuterium  $^2\text{H}$ . Negative Beiträge ergeben sich aus den Kovarianzen konkurrierender und damit antikorrelierter Nuklidreaktionen. Die Gesamtunsicherheit ergibt sich als Wurzel der Summe der Quadrate der Einzelwerte, wobei negative Beiträge abgezogen werden müssen /ORN 18/.

Die Unsicherheiten in den  $k_{\text{eff}}$ -Rechnungen liegen für beide Experimente ETA-I und -II deutlich unterhalb der experimentellen Unsicherheiten, und können nicht durch die Unsicherheiten in den nuklearen Daten allein erklärt werden. Die Rechnungen unterschätzen hier also die Unsicherheiten des Experiments. Dies kann auf Defizite in den nuklearen Daten hinweisen. Bei weiterführenden nuklearen Rechnungen mit  $^{233}\text{U}$  und v. a.  $\text{D}_2\text{O}$  wie Abbrandrechnungen oder Wirkungsquerschnittsgenerierungen muss dieser Befund in Abhängigkeit des explizit betrachteten Systems dediziert diskutiert und ggf. durch eine vertiefte Validierung dieser Rechnungen berücksichtigt werden. Grundsätzlich sind entsprechende Rechnungen möglich.

## **7.2.3 Kritische Experimente und Reaktivitätsmessungen mit Thorium**

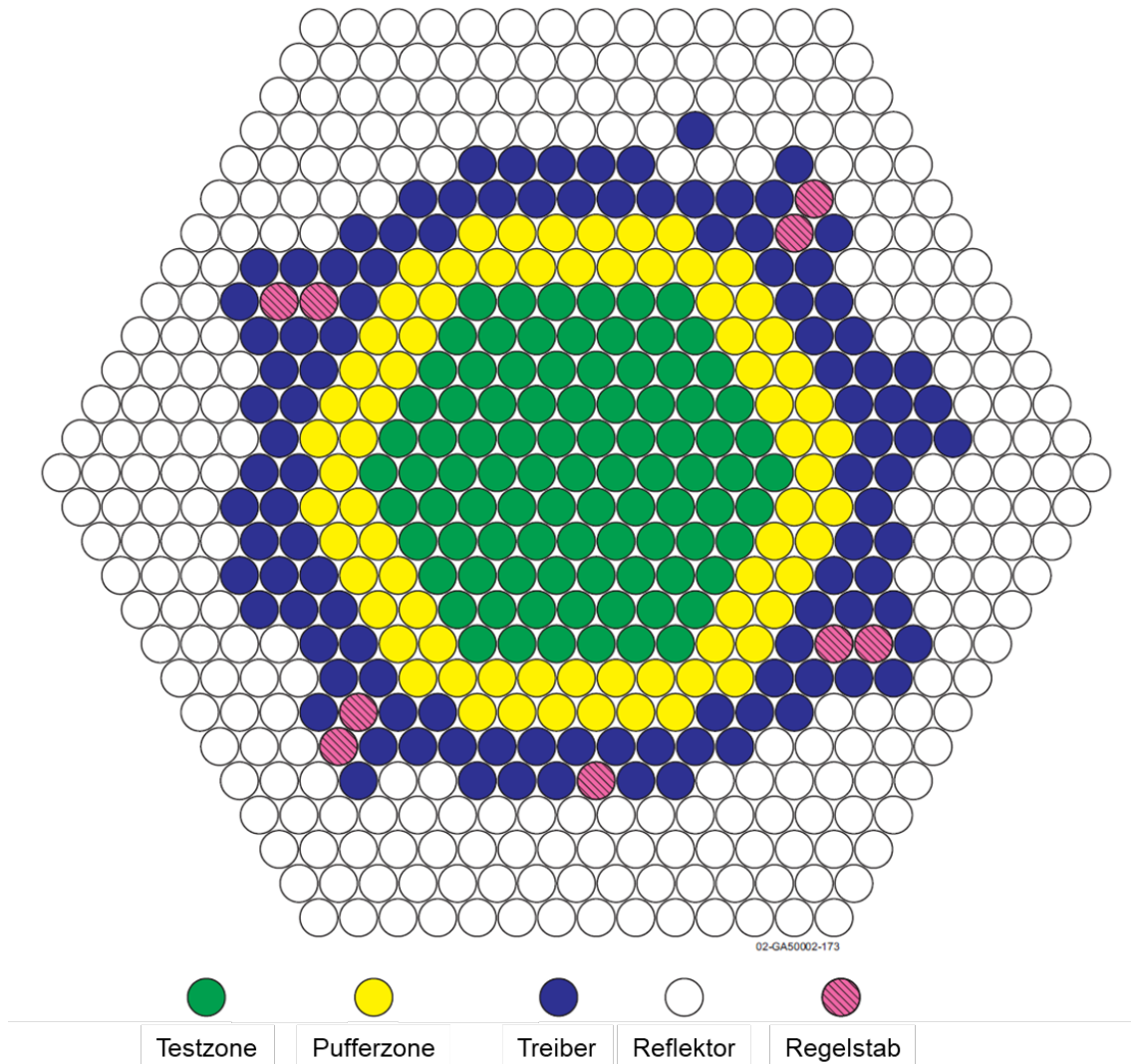
### **7.2.3.1 Experimentbeschreibung**

In dem ICSBEP-Handbuch /OEC 19a/ sind eine Reihe von kritischen Experimenten bzw. Reaktivitätsmessungen mit Thorium enthalten, zu denen die Experimente IEU-COMP-FAST-002 /TSI 19a/, IEU-COMP-Inter-001 /TSI 19b/ mit zwei Konfigurationen und IEU-COMP-THERM-005 /TSI 19c/ gehören. Diese Oszillationsexperimente zur Reaktivitätsmessung wurden zwischen 1990 und 1994 an der Anlage COBRA des *Institute of Physics and Power Engineering* (IPPE) in Obninsk (Russische Föderation) durchgeführt. Sie basieren auf ähnlichen Aufbauten, die auch mit KBR-18 bis KBR-21 bezeichnet werden.

Der Experimentaufbau besteht in erster Linie aus einer Anordnung von Brennstäben, gebildet durch die sogenannte Testzone im Zentrum (grün), umringt von einer sog. Puffer- (gelb) und einer Treiberzone (dunkelblau) sowie abschließend eine Reflektorzone (weiß). Eingezeichnet sind auch die Regelstäbe (rosa). Für das Experiment KBR-18 gibt



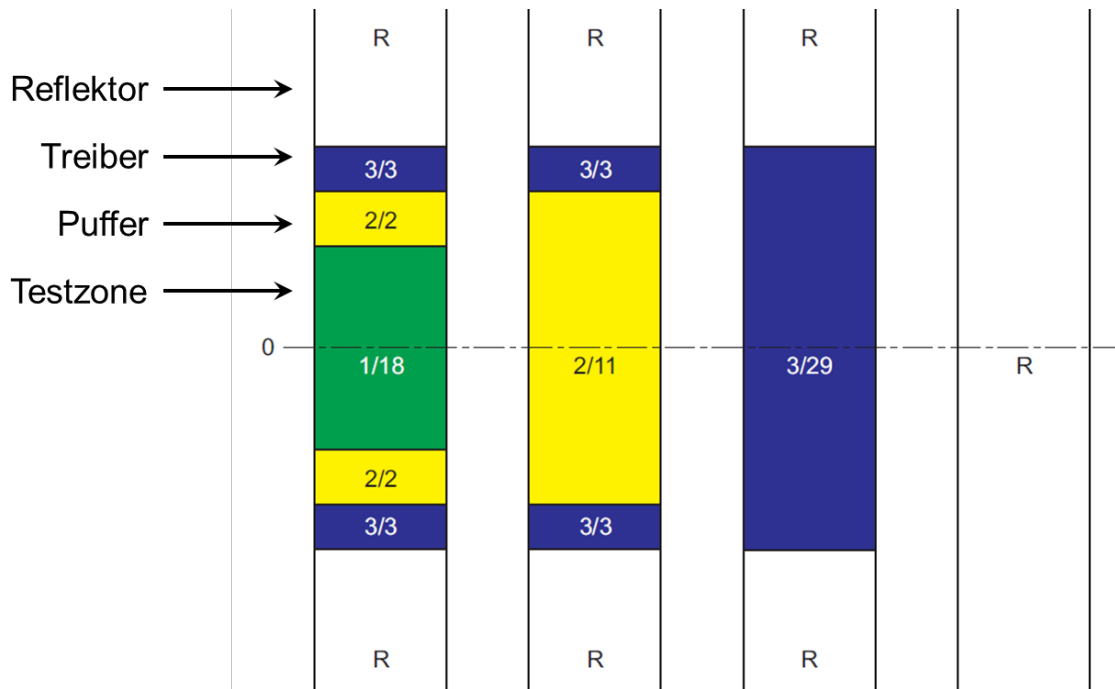
Abb. 7.11 diesen Aufbau schematisch wieder. Der vertikale Aufbau der Brennstäbe ist ebenfalls am Beispiel des Experiments KBR-18 in Abb. 7.12 dargestellt.



**Abb. 7.11** Brennstabanordnungen am Beispiel des kritischen Experiments KBR-18

Abbildung entnommen aus /TSI 19b/, Beschriftung ins Deutsche übersetzt

Abb. 7.12 zeigt den axialen Aufbau der unterschiedlichen Brennstäbe. Die Stäbe der Testzone beinhalten in der Mitte verschiedene Lagen von gekapselten Thorium- und Uran-Pellets, die in Abb. 7.13 vorgestellt werden. Sie wird axial gefolgt von Uran-Pellets mit  $^{235}\text{U}$ -Anreicherungen von etwa 90 % und einer abschließenden Schicht aus abgereichertem Uran, welche als Reflektor dient. Die Stäbe der Puffer- und Treiberzone beinhalten Uran-Pellets mit einer  $^{235}\text{U}$ -Anreicherung von etwa 90 % in unterschiedlichem Neutronenspektrum, sowie aus den abschließenden Schichten aus abgereichertem Uran. Die Stäbe der Reflektorzone bestehen vollständig aus abgereichertem Uran.

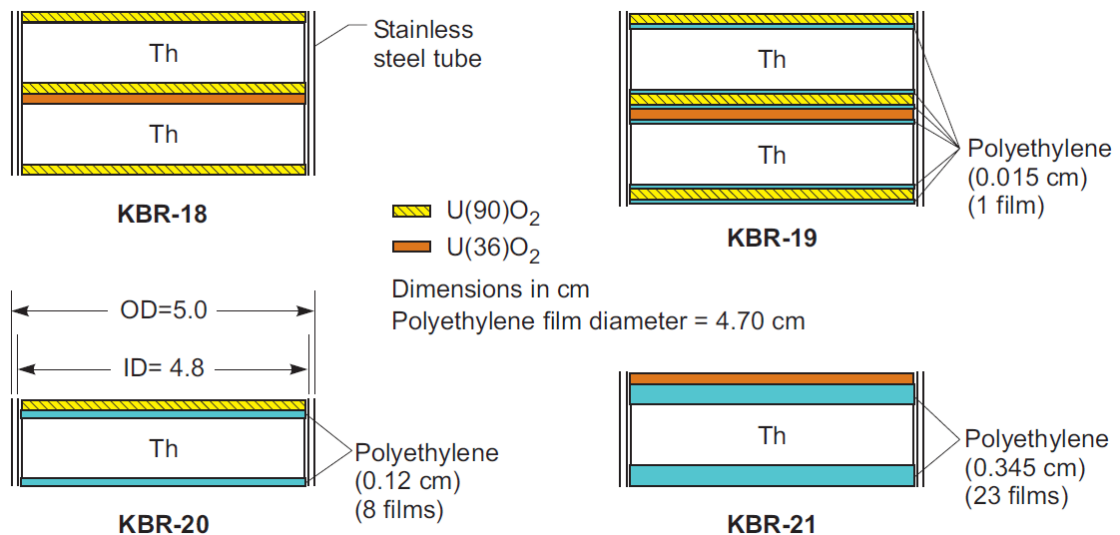


**Abb. 7.12** Vertikaler Aufbau der Brennstäbe am Beispiel des Experiments KBR-18

Abbildung entnommen aus /TSI 19b/; v.l.n.r.: Stab mit Testzone, Pufferzone, Treiberzone und Reflektorzone. Farben: Grün: Variable Testzone; gelb: Puffer, hoch angereichertes Uran; blau: Treiber, hoch angereichertes Uran; weiß: Reflektor, abgereichertes Uran.  
0-Linie: Schnittfläche des in Abb. 7.11 dargestellten Kernquerschnitts

Die einzelnen Experimente unterscheiden sich durch den Aufbau der Stäbe der Testzone. So wurde für das Experiment KBR-18 nur Pellets aus Thorium und Uran verwendet, wohingegen bei den Experimenten KBR-19 bis KBR-21 zunehmend Polyethylen-scheiben hinzugefügt wurden, was in Abb. 7.13 dargestellt ist. Die Stäbe der übrigen Zonen waren für alle Experimente im Wesentlichen gleich aufgebaut.

Aufgrund der unterschiedlichen Menge an Polyethylen in der Testzone ergaben sich für die Experimente unterschiedliche Neutronenspektren: Für KBR-18 ein schnelles Spektrum, für KBR-19 und KBR-20 ein vornehmlich epithermisches Spektrum sowie für KBR-21 ein weitgehend thermisches Spektrum. In Abb. 7.13 sind diese Pellet- und Materialabfolgen in der Testzone für die vier Experimente KBR-18 bis KBR-21 dargestellt.

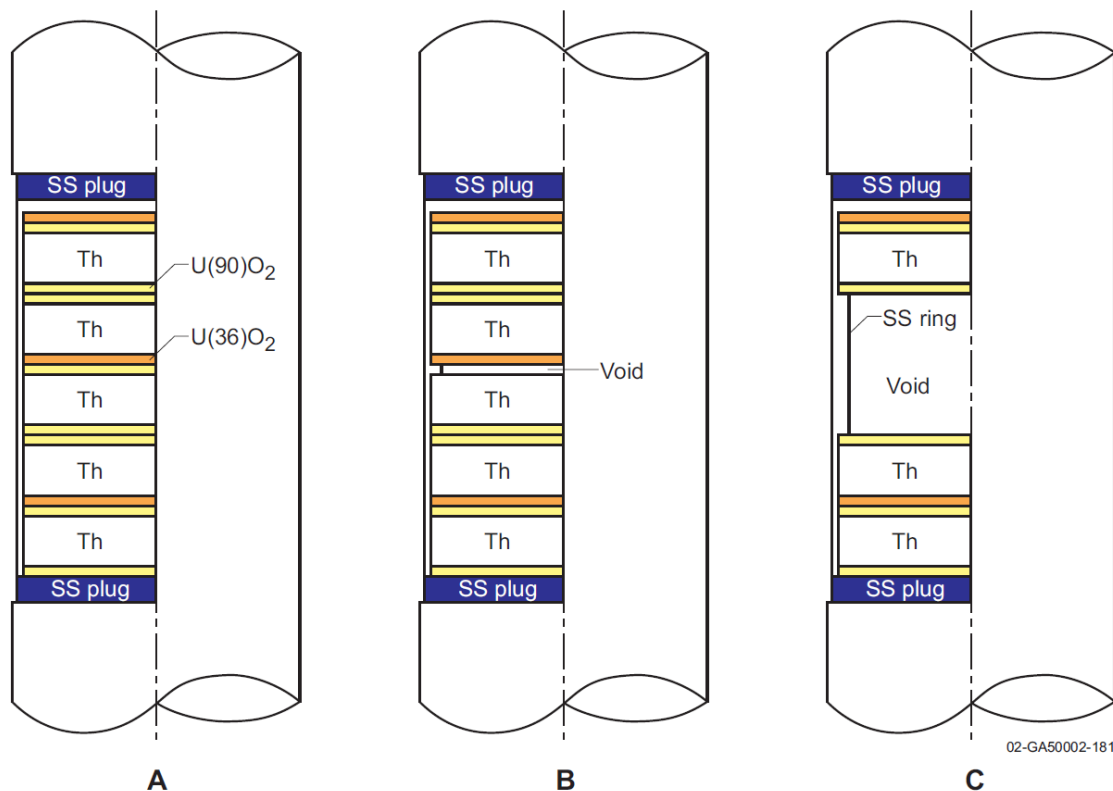


**Abb. 7.13** Pellet-Anordnungen und Materialabfolgen in den jeweiligen Testzonen der verschiedenen KBR-Experimente

Abbildung entnommen aus /TSI 19b/

Materialien – Weiß: Thorium; gelb: Urandioxid mit 90% Anreicherung; orange: Urandioxid mit 36% Anreicherung; schwarz: Stahl; hellblau: Polyethylen.

Der zentrale Stab der Testzone ist doppelt so lang wie die übrigen Stäbe. Er enthält im Zentrum eine Öffnung im Hüllrohr für die Aufnahme einer Stahlkapsel mit etwa 8 cm Höhe (etwas mehr als zwei Pellets), und erlaubt so das Einfügen verschiedener Materialien an dieser Stelle. Dieser Stab kann in seiner axialen Position verfahren werden, was die Bestimmung der Reaktivität der in die Stahlkapsel eingebrachten Materialien durch periodisches Verfahren der axialen Stabposition und Vermessen der sich ergebenden Neutronenflusssoszillationen ermöglicht. Abb. 7.14 zeigt eine schematische Darstellung der Probenposition im zentralen Brennstab mit verschiedenen Konfigurationen am Beispiel des Experiments KBR-18 für drei Fälle (A, B und C).



**Abb. 7.14** Schematische Darstellung der Probenposition im zentralen Brennstab mit verschiedenen Konfigurationen am Beispiel des Experiments KBR-18

Abbildung entnommen aus /TSI 19b/; A: Keine Probe; B: Hohlraum-Probe (Void) anstatt  $UO_2$ -Schicht; C: Stahlzylinder (SS ring, Void) anstelle zweier Pellets.

Die Anzahl und Positionen der Stäbe der Treiberzone wurden jeweils so gewählt, dass die verschiedenen Anordnungen einen kritischen bzw. nahezu kritischen Zustand erreichten. Mit diesen Aufbauten wurden dann in verschiedenen Oszillationsmessungen die jeweilige Reaktivität der mit den einzelnen experimentenspezifischen Pellet-Anordnungen (Abb. 7.14, Fall A), bzw. mit den Pellet-Anordnungen aber mit einzelnen fehlenden Uran- oder Thorium-Pellets (Abb. 7.14, Fall B) gefüllten Stahlkapsel sowie der Stahlkapseln mit fehlender Einheitszelle (Abb. 7.14, Fall C) ermittelt. Auf diese Weise konnten so die Reaktivitäten der einzelnen Pellets und Strukturmaterialien bestimmt werden.

### 7.2.3.2 Benchmark-Modelle und deren Nachrechnung

Aus den beschriebenen Experimenten wurden im Rahmen der ICSBEP-Evaluierungen vereinfachte Benchmark-Modelle erstellt. Dazu wurde der zentrale Thorium-haltige Bereich der Testzonen der realen Experimente jeweils in unendliche Gitter übersetzt, d. h. die Benchmark-Modelle bestehen jeweils aus einer einzelnen allseitig reflektierten

Brennstabzelle, welche sich aus der jeweiligen Pellet-Abfolge der zentralen Thoriumhaltigen Abschnitte der Brennstäbe der Testzonen zusammensetzt, vgl. Abb. 7.13. Modelliert wurden also anstelle einer konkreten Kernanordnung lediglich die Gittereinheitszellen, welche mit allseitig reflektierenden Randbedingungen zu den beschriebenen unendlichen Gittern erweitert wurden.

Mithilfe der experimentell gemessenen Reaktivitäten für die Gittereinheitszellen wurden im Rahmen der ICSBEP-Evaluierungen, die danach zu erwartenden Neutronenmultiplikationsfaktoren der vereinfachten Benchmark-Modelle errechnet. Die so abgeschätzten Werte sind in Tab. 7.3 enthalten.

**Tab. 7.3** Infinite Neutronenmultiplikationsfaktoren  $k_{\infty}$  der Benchmark-Modelle für die Experimente KBR-18 bis KBR-21

Experiment	Neutronenmultiplikationsfaktor $k_{\infty}$
KBR-18	0,969 ± 0,005
KBR-19	0,980 ± 0,003
KBR-20	1,014 ± 0,006
KBR-21	0,964 ± 0,012

Im vorliegenden Vorhaben wurden diese Benchmark-Modelle entsprechend den Angaben im ICSBEP zum einen mit MCNP 6.1 /PEL 13/ als auch mit den Sequenzen CSAS6 und TSUNAMI-3D-K6 des SCALE-Pakets (Version 6.2.3) /ORN 18/ nachgerechnet. Die Nachrechnungen mit MCNP 6.1 erfolgten zu Vergleichszwecken zwischen verschiedenen älteren und jüngeren Evaluationen mit einer Vielzahl verschiedener Wirkungsquerschnittsbibliotheken. Ausgewertet sind hier die Rechnungen mit den Bibliotheken ENDF/B-VI.8, ENDF/B-VII.0, ENDF/B-VII.1, ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.1.2, JEFF-3.2 und JEFF-3.3. Die Bibliotheken ENDF/B-VI.8, ENDF/B-VII.0, ENDF/B-VII.1 wurden dabei der MCNP 6.1-Distribution entnommen, wohingegen die Bibliothek ENDF/B-VIII.0 im ACE-Format unabhängig von der MCNP-Distribution vom Los Alamos National Laboratory /BRO 18/, /CON 18/ und die Bibliotheken JEFF-3.1.2, JEFF-3.2 und JEFF-3.3 im ACE-Format von der OECD/NEA Data Bank /PLO 20/, /OEC 19b/ bezogen wurden. Die älteren Bibliotheken ENDF/B-VI.8 und JEFF-3.1.2 kamen vor allem zum Abgleich der hier erzielten Resultate mit denen älterer Arbeiten /IAE 10b/ zum Einsatz. Zudem erlauben sie, die Entwicklung der Wirkungsquerschnitte in den letzten zwei Dekaden aufzuzeigen.

Die weiteren Nachrechnungen dieser Benchmarks mit Sequenzen des SCALE-Pakets erfolgten hauptsächlich, um die Unsicherheiten in  $k_{\text{eff}}$  aufgrund der Unsicherheiten in den

Wirkungsquerschnitten zu studieren. Dazu wurde die auf den Neutronentransportcode KENO-VI basierende Sequenz TSUNAMI-3D-K6 mit der im SCALE-Paket enthaltenen Bibliothek ENDF/B-VII.1 in kontinuierlicher Energiedarstellung genutzt. Die Bibliothek ENDF/B-VII.1 ist die derzeit aktuellste mit den für eine Unsicherheitsanalyse notwendigen Kovarianzdaten versehene Bibliothek im SCALE-Paket. Auf Untersuchungen mit älteren Bibliotheken wurde an dieser Stelle verzichtet, da nicht zu erwarten ist, dass sich dadurch wesentliche weitere Informationen gewinnen lassen. Um die Kompatibilität der mit KENO-VI und MCNP 6.1 errechneten Neutronenmultiplikationsfaktoren zu verifizieren, wurde zusätzlich die ebenfalls auf KENO-VI basierende Kritikalitätssequenz CSAS6 mit der Bibliothek ENDF/B-VII.1 in *continuous energy* Darstellung herangezogen.

### 7.2.3.3 Resultate der Benchmark-Nachrechnungen

#### 7.2.3.3.1 Errechnete Neutronenmultiplikationsfaktoren

Die mit MCNP 6.1 und den verschiedenen Wirkungsquerschnittsbibliotheken errechneten Neutronenmultiplikationsfaktoren sind in Tab. 7.4 zusammengefasst. Die statistische Unsicherheit der errechneten Neutronenmultiplikationsfaktoren beträgt in allen Fällen weniger als 20 pcm ( $= 0,0002$ )<sup>4</sup>. Die Differenzen  $\Delta k_{\infty}$  ( $= C - E$ ) zu den zu erwartenden Benchmark-Neutronenmultiplikationsfaktoren sind in Tab. 7.5 zusammen mit ihren Unsicherheiten  $\sigma(\Delta k_{\infty})$  aufgelistet. Zusätzlich sind die Differenzen  $\Delta k_{\infty}$  in Abb. 7.15 bis Abb. 7.17 in verschiedenen Kombinationen grafisch wiedergegeben.

Die ältere Wirkungsquerschnittsbibliothek ENDF/B-VI.8 wurde hier in erster Linie zum Vergleich mit den älteren Arbeiten in /IAE 10b/ herangezogen. So konnten mit den hier durchgeführten Rechnungen die dort nur in grafischer Form wiedergegebenen Resultate – soweit diese dort abzulesen waren – im Wesentlichen bestätigt werden. Auch zeigen sich hier die gleichen deutlichen Diskrepanzen zwischen den Nachrechnungen der Benchmarks KBR-18 und KBR-21 und deren experimentellen Werten wie in /IAE 10b/, vgl. Abb. 7.15. Die Verwendung der neueren ENDF/B-Wirkungsquerschnittsbibliotheken führt dagegen bei allen Benchmarks zu einer Verbesserung in der Übereinstimmung von Nachrechnung und Benchmark. Auch der Wechsel von ENDF/B-VII nach ENDF/B-VIII

---

<sup>4</sup> Die Einheit pcm wird hier als Abkürzung für  $10^{-5}$  im Multiplikationsfaktor verwendet, z. B. auch für Differenzen zweier  $k_{\text{eff}}$ -Werte. Es werden damit an dieser Stelle keine Reaktivitäten bezeichnet.

ergibt für die Benchmarks KBR-18 und KBR-20 nochmals eine verbesserte Übereinstimmung. Dennoch verbleiben für KBR-18 und insbesondere KBR-21 merkliche Diskrepanzen um 1.000 pcm bzw. 2.600 pcm. Aufgrund der großen Unsicherheiten der Benchmark-Referenzwerte entsprechen diese Diskrepanzen aber etwa dem doppelten dieser Unsicherheiten und können daher durch diese Unsicherheiten zumindest in Teilen erklärt werden.

Die Verwendung der JEFF-Wirkungsquerschnittsbibliotheken führt zu einem ähnlichen Bild, vgl. Abb. 7.16. Die mit der Bibliothek JEFF-3.1.2 erzielten Resultate entsprechen qualitativ den mit ENDF/B-VI.8 errechneten Werten. Insbesondere zeigen sich auch die deutlichen Diskrepanzen zwischen Nachrechnungen und Benchmark-Referenzwerten für KBR-18 und KBR-21. Auch hier werden durch die Verwendung der neueren Bibliotheken JEFF-3.2 und JEFF-3.3 die Diskrepanzen insbesondere für die Benchmarks KBR-18 und KBR-21 merklich reduziert. Mit JEFF-3.3 kann sogar für KBR-18 eine Übereinstimmung des errechneten und erwarteten Neutronenmultiplikationsfaktor innerhalb der Benchmark-Unsicherheiten erreicht werden. Allerdings verbleibt für KBR-21 auch mit JEFF-3.3 eine Diskrepanz von etwa 2.400 pcm.

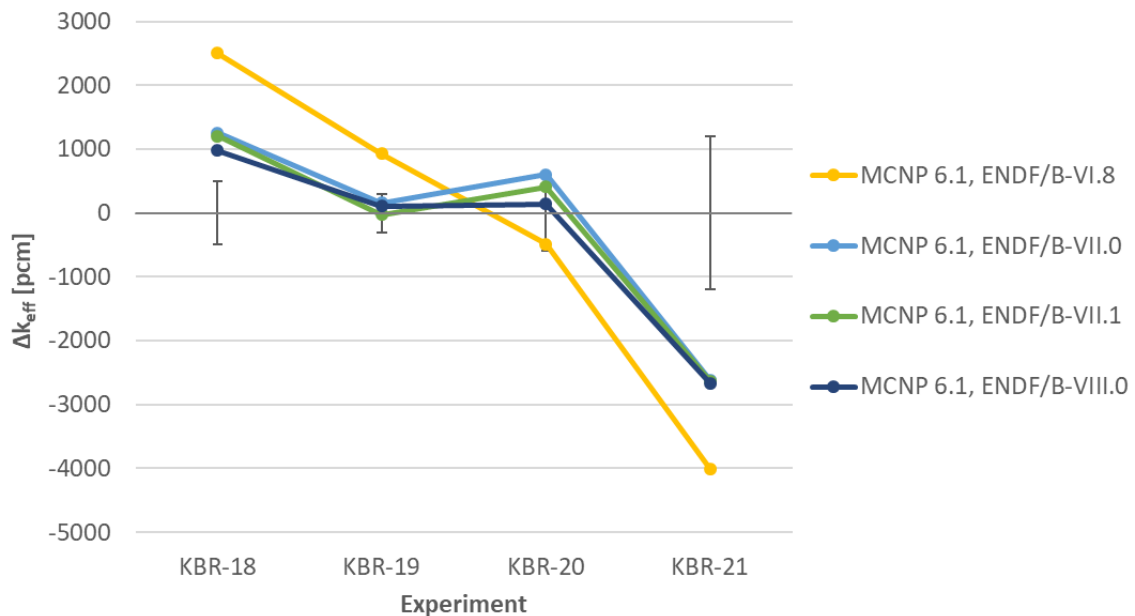
Beim Vergleich der mit den neueren Bibliotheken ENDF/B-VII.1 und -VIII.0 sowie JEFF-3.2 und -3.3 errechneten Resultate (Abb. 7.17) zeigt sich, dass alle diese Bibliotheken insgesamt zu qualitativ vergleichbaren Ergebnissen führen. Zwar ergibt sich für KBR-18 mit der Bibliothek JEFF-3.3 eine merklich bessere Übereinstimmung zwischen errechnetem und erwartetem Neutronenmultiplikationsfaktor als mit den übrigen Bibliotheken, dagegen führt die Verwendung der Bibliothek JEFF-3.3 für die Benchmarks KBR-19 und KBR-20 zu größeren Diskrepanzen als die Verwendung der übrigen Bibliotheken. Entsprechend wird mit der Bibliothek JEFF-3.3 nur im Fall des schnellen Systems KBR-18 eine Verbesserung erreicht, dagegen nicht oder nur geringfügig in den epithermischen bzw. thermischen Systemen KBR-19 bis KBR-21.

**Tab. 7.4** Mit MCNP 6.1 errechnete infinite Neutronenmultiplikationsfaktoren in Abhängigkeit der jeweils verwendeten Wirkungsquerschnittsbibliothek

Benchmark	Errechnete Neutronenmultiplikationsfaktoren $k_{\infty}$						
	ENDF/B-				JEFF-		
	VI.8	VII.0	VII.1	VIII.0	3.1.2	3.2	3.3
KBR-18	0,9940	0,9816	0,9811	0,9788	0,9964	0,9822	0,9715
KBR-19	0,9893	0,9816	0,9797	0,9811	0,9853	0,9816	0,9773
KBR-20	1,0091	1,0200	1,0181	1,0154	1,0044	1,0184	1,0207
KBR-21	0,9239	0,9378	0,9377	0,9374	0,9211	0,9369	0,9400

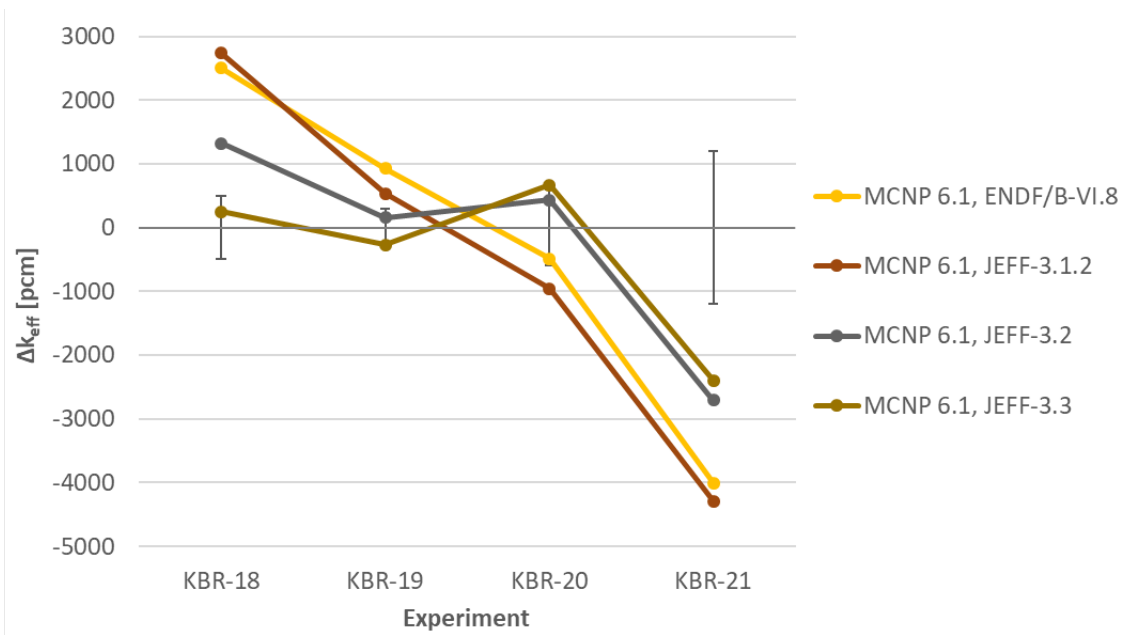
**Tab. 7.5** Differenzen  $\Delta k_{\infty}$  zwischen errechneten und erwarteten Neutronenmultiplikationsfaktoren (C-E) und deren Unsicherheiten  $\sigma(\Delta k_{\infty})$  in Abhängigkeit der jeweils verwendeten Wirkungsquerschnittsbibliotheken

Benchmark	$\Delta k_{\infty}$ [pcm]							$\sigma(\Delta k_{\infty})$ [pcm]
	ENDF/B-				JEFF-			
	VI.8	VII.0	VII.1	VIII.0	3.1.2	3.2	3.3	
KBR-18	2503	1258	1208	982	2738	1320	249	500
KBR-19	926	158	-31	111	534	158	-273	300
KBR-20	-487	602	405	140	-957	435	667	600
KBR-21	-4008	-2618	-2630	-2663	-4286	-2710	-2398	1200

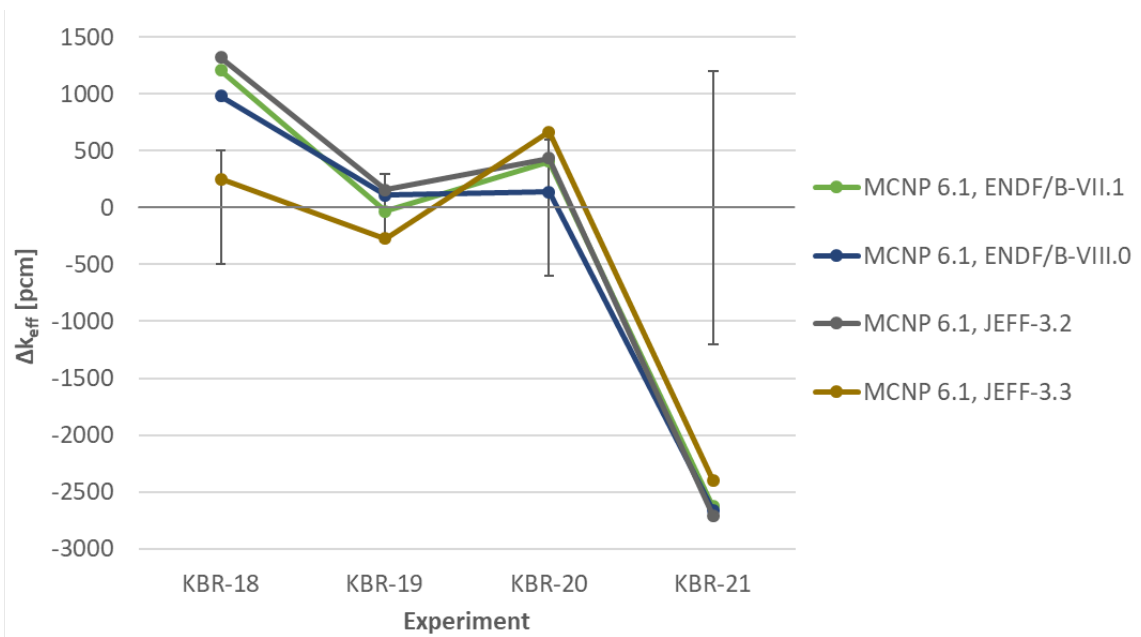


**Abb. 7.15** Differenz  $\Delta k_{\infty}$  bei Verwendung verschiedener ENDF/B-Wirkungsquerschnittsbibliotheken





**Abb. 7.16** Differenz  $\Delta k_{\infty}$  bei Verwendung verschiedener JEFF-Wirkungsquerschnittsbibliotheken



**Abb. 7.17** Differenz  $\Delta k_{\infty}$  bei Verwendung aktueller Wirkungsquerschnittsbibliotheken

### 7.2.3.3.2 Einfluss der Unsicherheiten der Wirkungsquerschnitte

Neben den Neutronenmultiplikationsfaktoren wurden mit der SCALE-Sequenz TSUNAMI-3D-K6 auch die Einflüsse der Wirkungsquerschnitte auf die Neutronenmultiplikationsfaktoren bzw. der Unsicherheiten der Wirkungsquerschnitte auf die Unsicherheiten der Neutronenmultiplikationsfaktoren untersucht. Auf diese Weise ergeben sich weitere Informationen über die Qualität der hier relevanten Wirkungsquerschnitte. Zusätzlich zur der Nachrechnung mit TSUNAMI-3D-K6 wurden die Benchmark-Modelle auch mit der Sequenz CSAS6 analysiert, um einen möglichst direkten Vergleich der beiden Transportcodes MCNP und KENO-VI bei der Berechnung der Neutronenmultiplikationsfaktoren zu erhalten und einen eventuellen Bias durch zusätzliche, für die Unsicherheitsanalyse nötigen Module in TSUNAMI-3D-K6 auszuschließen.

Die so errechneten Neutronenmultiplikationsfaktoren sind in Tab. 7.6 zusammengestellt. Wie im Fall von MCNP 6.1 weisen auch die mit den beiden SCALE-Sequenzen errechneten Neutronenmultiplikationsfaktoren jeweils statistische Unsicherheiten von weniger als 20 pcm auf. Im Rahmen dieser Unsicherheiten stimmen die jeweils mit CSAS6 und TSUNAMI-3D-K6 ermittelten Neutronenmultiplikationsfaktoren überein, so dass hier beide Sequenzen kompatible Ergebnisse liefern. Zudem stimmen die mit beiden SCALE-Sequenzen errechneten Werte für die Benchmarks KBR-18 bis KBR-20 innerhalb von 40 pcm sehr gut mit den mit MCNP 6.1 ermittelten Werten überein. Lediglich beim Benchmark KBR-21 weisen der mit CSAS6 errechnete Neutronenmultiplikationsfaktor einen Unterschied von etwa 300 pcm gegenüber dem MCNP-Ergebnis auf, der aber für die weiteren Untersuchungen akzeptabel ist.

**Tab. 7.6** Mit MCNP 6.1 sowie CSAS6 und TSUNAMI-3D-K6 aus SCALE 6.2.3 unter Verwendung der Wirkungsquerschnittsbibliothek ENDF/B-VII.1 errechneten infiniten Neutronenmultiplikationsfaktoren.

Benchmark	Errechnete Neutronenmultiplikationsfaktoren $k_{\infty}$		
	MCNP 6.1	CSAS6	TSUNAMI-3D-K6
KBR-18	0,9811	0,9814	0,9814
KBR-19	0,9797	0,9801	0,9802
KBR-20	1,0181	1,0183	1,0186
KBR-21	0,9377	0,9349	0,9349

Für die Berechnung der Unsicherheiten in den Neutronenmultiplikationsfaktoren aufgrund der Unsicherheiten in den Wirkungsquerschnitten ermittelt TSUNAMI zunächst die

Sensitivitäten der Neutronenmultiplikationsfaktoren auf die einzelnen nuklidweisen Wirkungsquerschnitte. Diese Sensitivität wird in der Form

$$S_{k,\Sigma} = \frac{\Sigma}{k_{\text{eff}}} \frac{\partial k_{\text{eff}}}{\partial \Sigma} \approx \frac{\Delta k_{\text{eff}}}{k_{\text{eff}}} / \frac{\Delta \Sigma}{\Sigma} \quad (7.1)$$

angegeben, welche anschaulich als die relative Änderung des Neutronenmultiplikationsfaktors aufgrund der relativen Änderung des jeweiligen Wirkungsquerschnitts interpretiert werden kann. Exemplarisch sind in Tab. 7.7 die jeweils betragsmäßig größten Sensitivitäten der Neutronenmultiplikationsfaktoren auf die nuklidweisen totalen Wirkungsquerschnitte aufgelistet. Daraus ergibt sich, dass vor allem die Wirkungsquerschnitte von  $^{232}\text{Th}$  und  $^{235}\text{U}$  einen wesentlichen Einfluss auf die Neutronenmultiplikationsfaktoren haben. Mit zunehmenden Dicken der Polyethylen-Scheiben gewinnen auch die Wirkungsquerschnitte des Wasserstoffs an Einfluss auf die Neutronenmultiplikationsfaktoren. Einen geringen Einfluss haben zudem noch die Wirkungsquerschnitte von  $^{56}\text{Fe}$  und  $^{238}\text{U}$  sowie beim Benchmark KBR-18 auch von  $^{16}\text{O}$  und  $^{27}\text{Al}$ . Die Wirkungsquerschnitte aller weiteren Nuklide haben dagegen keinen nennenswerten Einfluss auf die Neutronenmultiplikationsfaktoren.

**Tab. 7.7** Betragmäßig größte Sensitivitäten der Neutronenmultiplikationsfaktoren  $k_{\infty}$  auf die nuklidweisen totalen Wirkungsquerschnitte

Benchmark	Nuklid	Sensitivität $S_{k,\Sigma}$	Benchmark	Nuklid	Sensitivität $S_{k,\Sigma}$
KBR-18	U-235	0,5487	KBR-20	Th-232	-0,3651
	Th-232	-0,4649		U-235	0,2385
	O-16	-0,0228		H-1	0,1916
	Fe-56	-0,0183		Fe-56	-0,0227
	Al-27	-0,0119		U-238	-0,0105
	U-238	-0,0093		Ni-58	-0,0049
	Cr-52	-0,0057		Mn-55	-0,0032
	Ni-58	-0,0048		Al-27	-0,0029
	Fe-54	-0,0019		Cr-53	-0,0029
	Ni-60	-0,0010		Cr-52	-0,0027
KBR-19	U-235	0,4565	KBR-21	Th-232	-0,3482
	Th-232	-0,4214		U-235	0,3128
	H-1	0,0319		H-1	0,1274
	Fe-56	-0,0151		Fe-56	-0,0454
	U-238	-0,0131		U-238	-0,0239
	O-16	-0,0069		Ni-58	-0,0080
	Al-27	-0,0052		Cr-53	-0,0077
	Ni-58	-0,0038		Mn-55	-0,0046
	Cr-52	-0,0031		Cr-52	-0,0041
	Mn-55	-0,0016		Cr-50	-0,0029

Aus den ermittelten Sensitivitäten werden mit Hilfe der Kovarianzmatrix der Wirkungsquerschnitte die daraus resultierenden Unsicherheiten in den Neutronenmultiplikationsfaktoren bestimmt. Diese Unsicherheiten sind in Tab. 7.8 und ihre größten Unsicherheitsbeiträge, aufgeschlüsselt nach einzelnen Wirkungsquerschnitten, sind in Tab. 7.9 aufgelistet. Die Gesamtunsicherheiten in  $k_{\infty}$  aufgrund der Unsicherheiten der Wirkungsquerschnitte variiert somit von etwa 650 pcm bis 2.900 pcm (Tab. 7.8), wobei die größte Unsicherheit mit etwa 2.900 pcm für den Benchmark mit schnellem Neutronenspektrum KBR-18 vorliegt. Mit zunehmender Thermalisierung des Spektrums nimmt die Unsicherheit in  $k_{\infty}$  aufgrund der Unsicherheiten der Wirkungsquerschnitte ab und beträgt schließlich für den Benchmark KBR-21 etwa 650 pcm.

Beim Vergleich dieser Unsicherheiten mit den Abweichungen zwischen errechneten und erwarteten Neutronenmultiplikationsfaktoren (Tab. 7.5) fällt auf, dass die besagte Abweichung im Fall des Benchmarks KBR-18 ohne weiteres durch die Unsicherheiten in den

Wirkungsquerschnitten erklärt werden kann. Dagegen zeigt der Benchmark KBR-21 mit der größten Abweichung zwischen errechneten und erwarteten Neutronenmultiplikationsfaktor die geringste durch die Wirkungsquerschnitte induzierte Unsicherheit in  $k_{\infty}$ , so dass in diesem Fall die Abweichung nur zum Teil durch die Unsicherheiten in der Wirkungsquerschnitten erklärt werden kann.

**Tab. 7.8** Unsicherheit der Neutronenmultiplikationsfaktoren  $k_{\infty}$  aufgrund der Unsicherheiten der Wirkungsquerschnitte.

Benchmark	Unsicherheit	
	[% $\Delta k_{\infty}/k_{\infty}$ ]	[pcm]
KBR-18	2,974	2919
KBR-19	2,352	2305
KBR-20	1,061	1081
KBR-21	0,696	651

Die Analyse der einzelnen Beiträge der Unsicherheiten der Wirkungsquerschnitte zu den Unsicherheiten in den Neutronenmultiplikationsfaktoren (Tab. 7.9) zeigt zudem, dass hier nur die Wirkungsquerschnitte von  $^{232}\text{Th}$  und  $^{235}\text{U}$  relevante Beiträge liefern. Dabei sind die Gesamtbeiträge von  $^{232}\text{Th}$  und  $^{235}\text{U}$  jeweils ähnlich groß, so dass beide Nuklide einen vergleichbaren Einfluss auf die Unsicherheiten der Neutronenmultiplikationsfaktoren haben. Lediglich im Fall der beiden Benchmarks mit erhöhter Moderation KBR-20 und KBR-21 trägt auch der Einfangwirkungsquerschnitt von  $^{56}\text{Fe}$  nennenswert zur Unsicherheit in  $k_{\infty}$  bei. Dagegen tragen die übrigen Wirkungsquerschnitte von  $^{56}\text{Fe}$  bzw. der übrigen Nuklide nur geringfügig bei.

**Tab. 7.9** Betragmäßig größte Unsicherheitsbeiträge der Kovarianzmatrixelemente zur jeweiligen Unsicherheit der Neutronenmultiplikationsfaktoren  $k_{\infty}$  aufgrund der Unsicherheiten der Wirkungsquerschnitte

Benchmark	Kovarianzmatrix-Element		Unsicherheitsbeitrag [% $\Delta k_{\infty}/k_{\infty}$ ]
KBR-18	th-232 n,gamma	th-232 n,gamma	2,207
	u-235 n,gamma	u-235 n,gamma	1,870
	th-232 n,n'	th-232 n,n'	0,463
	u-235 chi	u-235 chi	0,360
	u-235 fission	u-235 fission	0,288
	th-232 elastic	th-232 n,gamma	0,142
	u-235 n,n'	u-235 n,n'	0,109
	u-235 nubar	u-235 nubar	0,102
	th-232 fission	th-232 n,gamma	-0,091
	u-235 elastic	u-235 n,gamma	-0,068
KBR-19	u-235 n,gamma	u-235 n,gamma	1,761
	th-232 n,gamma	th-232 n,gamma	1,494
	u-235 chi	u-235 chi	0,343
	u-235 fission	u-235 fission	0,238
	u-235 nubar	u-235 nubar	0,098
	th-232 n,n'	th-232 n,n'	0,098
	th-232 fission	th-232 n,gamma	-0,073
	u-235 fission	u-235 n,gamma	0,063
	u-235 elastic	u-235 n,gamma	-0,053
	th-232 fission	th-232 fission	0,052
KBR-20	th-232 n,gamma	th-232 n,gamma	0,784
	u-235 n,gamma	u-235 n,gamma	0,602
	u-235 nubar	u-235 nubar	0,238
	u-235 chi	u-235 chi	0,235
	u-235 fission	u-235 fission	0,114
	fe-56 n,gamma	fe-56 n,gamma	0,101
	u-235 fission	u-235 n,gamma	0,099
	th-232 fission	th-232 n,gamma	-0,049
	th-232 fission	th-232 fission	0,043
	th-232 elastic	th-232 n,gamma	0,032

Benchmark	Kovarianzmatrix-Element		Unsicherheitsbeitrag [% $\Delta k_{\infty}/k_{\infty}$ ]
KBR-21	th-232 n,gamma	th-232 n,gamma	0,460
	u-235 nubar	u-235 nubar	0,340
	fe-56 n,gamma	fe-56 n,gamma	0,252
	u-235 chi	u-235 chi	0,174
	u-235 n,gamma	u-235 n,gamma	0,162
	u-235 fission	u-235 fission	0,129
	u-235 fission	u-235 n,gamma	0,115
	u-238 n,gamma	u-238 n,gamma	0,039
	th-232 fission	th-232 fission	0,034
	th-232 fission	th-232 n,gamma	-0,031

#### 7.2.3.4 Zusammenfassung der Nachrechnung der kritischen Experimente KBR-18 bis KBR-21

Insgesamt zeigen die im Rahmen dieses Vorhabens durchgeführten Nachrechnungen eine zunehmend bessere Übereinstimmung zwischen den rechnerischen Ergebnissen und den Benchmark-Referenzwerten bei Verwendung zunehmend neuerer Wirkungsquerschnittsbibliotheken. So führen die älteren Wirkungsquerschnittsbibliotheken ENDF/B-VI.8 oder JEFF-3.1.2 noch zu Resultaten, deren relative Abweichungen zu den Benchmark-Werten mit bis zu über 4 % bzw. mit absoluten Abweichungen von bis zu 4.300 pcm teils sehr deutlich ausfallen. Dagegen zeigen sich bei Verwendung der aktuellsten Wirkungsquerschnittsbibliotheken ENDF/B-VIII.0 oder JEFF-3.3 merklich geringere Abweichungen. Im Fall der Benchmarks mit schnellem und epithermischem Neutronenenergiespektren KBR-18 bis KBR-20 liegen diese Abweichungen bei maximal 1 % bzw. 1.000 pcm, die zudem leicht durch die Unsicherheiten in den Benchmark-Referenzwerten bzw. der vergleichsweise großen Unsicherheiten in den errechneten Neutronenmultiplikationsfaktoren aufgrund der Unsicherheiten in den nuklearen Daten erklärt werden können. Lediglich für den Benchmark mit thermischem Neutronenenergiespektrum KBR-21 beträgt die Diskrepanz zwischen errechneten und erwarteten Neutronenmultiplikationsfaktor auch bei Verwendung der aktuellen Wirkungsquerschnittsbibliotheken ENDF/B-VIII.0 und JEFF-3.3 noch um 2,6 % bzw. 2.500 pcm, was in diesem Fall nur bedingt durch die Unsicherheit im Benchmark-Referenzwert bzw. in den nuklearen Daten erklärt werden kann.

Zusammenfassend zeigen die hier durchgeführten Nachrechnungen, dass Neutronen-transport- bzw. Kritikalitätsrechnungen für Thorium-haltigen Brennstoffanordnungen mit schnellen und epithermischem Neutronenenergiespektren mit akzeptabler Genauigkeit

durchgeführt werden können. Dagegen zeigt die Nachrechnung der Anordnungen KBR-21, dass bei Anordnungen mit thermischen Neutronenenergiespektren die errechneten Werte mit merklichen systematischen Unsicherheiten (Bias) in der Größenordnung von einigen Prozent der errechneten Werte behaftet sind.

#### **7.2.4 Zusammenfassung der Neutronentransport-Rechnungen und nuklearen Daten**

Die erforderlichen nuklearen Daten zur Simulation von Thorium-Systemen sind in der GRS vollständig verfügbar, sowohl mit kontinuierlicher Energieabhängigkeit als auch in Multigruppendarstellung. Die verfügbaren Monte Carlo-Codes sind für stationäre Neutronentransportrechnungen von Anordnungen beliebiger Geometrie geeignet. Für Kerntransienten sind die geeigneten Werkzeuge, Gittercodes zur Erzeugung homogener Weniggruppen-Wirkungsquerschnitte und Diffusionscodes zur Ganzkernsimulation mit diesen Weniggruppen-Daten, auch für Thorium-Systeme vorhanden, wenn diese in ihrem geometrischen Aufbau ähnlich zu konventionellen LWR- oder SFR-Systemen sind (quadratische oder hexagonale Stabgitter). Die Nachrechnung von ausgewählten Benchmark-Anordnungen mit  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{233}\text{U}$  und  $\text{D}_2\text{O}$  ergab für den Multiplikationsfaktor eine leichte bis deutliche Unterschätzung der experimentellen Werte auch mit aktuellen nuklearen Daten. Die Ergebnisunsicherheiten für Systeme mit  $^{233}\text{U}$  bezüglich der Unsicherheiten in den nuklearen Daten sind größer als die in entsprechenden LWR-Anordnungen mit  $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$  oder Plutonium.

#### **Ausblick – weitere reaktorphysikalische Kernberechnungen**

Bei Vorliegen entsprechender Wirkungsquerschnittsdaten, wie hier für  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{233}\text{U}$  und auch  $\text{D}_2\text{O}$ , ist eine weitere Prozessierung hin zu z. B. Weniggruppen-Wirkungsquerschnitten, wie sie in Diffusionscodes (z. B. QUABOX/CUBBOX, DYN3D) oder Kernsimulatoren (z. B. KMACS) verwendet werden, methodisch ohne weiteres möglich. Entsprechende Rechnungen mit diesen Werkzeugen (vgl. auch Kap. 8.1 bzw. Abb. 8.1) sind deshalb grundsätzlich durchführbar, und die relevanten Phänomene sind nach gegenwärtigem Kenntnisstand erfassbar. Allerdings sind diese Werkzeuge gegenwärtig nicht für den Einsatz mit  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{233}\text{U}$ , und  $\text{D}_2\text{O}$  validiert. Auf eine Demonstration wurde im Rahmen dieses Vorhabens verzichtet. Gleiches gilt, bei Vorhandensein entsprechender Varianz- und Kovarianzdaten in den Wirkungsquerschnitten, auch für den Einsatz des Unsicherheits- und Sensitivitätswerkzeuges XSUSA.

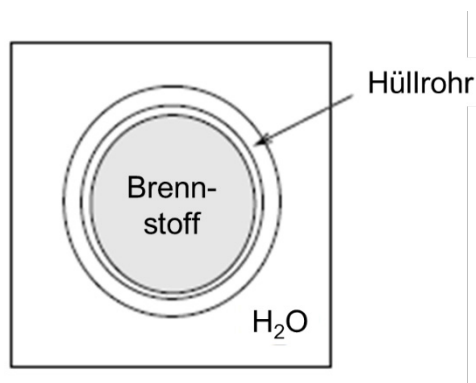


### 7.3 Abbrandrechnungen zu Thorium-haltigen Stabzellen

Die der GRS zur Verfügung stehenden Rechenprogramme wurden bezüglich ihrer Kapazität zur Durchführung von Abbrandrechnungen von Thorium-haltigem Brennstoff untersucht. Als Basis wurde dafür ein einfacher Stabzellen-Benchmark der IAEA aus dem Jahr 2000 ausgewählt /WEA 00/. Dieser wurde mit den der GRS zur Verfügung stehenden Abbrandprogrammen nachgerechnet. Die  $k_{\text{eff}}$ -Verläufe und berechneten Nukliddichten von insgesamt 65 Nukliden wurden untereinander verglichen. Die  $k_{\text{eff}}$ -Verläufe und die Nukliddichten von 17 ausgewählten Nukliden (ausschließlich Aktinoide) wurden mit den Berechnungen verglichen, die in der Benchmarkbeschreibung gegeben sind. Für den Vergleich unserer Rechnungen wurden die Anzahl der Nuklide darüber hinaus deutlich erweitert auf insg. 65. Bei unseren Nachrechnungen wurde nur der Leistungsfall betrachtet, nicht der kalte Nullleistungsfall.

#### 7.3.1 Definition des Abbrand-Benchmarks mit Thorium

Das verwendete Rechenmodell besteht aus einer einfachen Stabzelle eines generischen  $17 \times 17$  Standardbrennelements, das typisch für Druckwasserreaktoren von Westinghouse ist. Der sonst übliche Brennstoff wurde durch eine  $\text{ThO}_2$ - $\text{UO}_2$  Mischung mit 94 % der theoretischen Dichte ersetzt, dessen Schwermetallgehalt aus 75 Gew.-% Thorium und 25 Gew.-% Uran besteht. Für das Uran wird eine Anreicherung von 19,5 Gew.-%  $^{235}\text{U}$  angenommen, was zu einer integralen, rechnerischen Anreicherung von 4,869 Gew.-%  $^{235}\text{U}$  im Schwermetall führt. Abb. 7.18 zeigt das Modell der Stabzelle, in Tab. 7.10 sind die geometrischen Größen, Temperaturen und Dichten aufgelistet. Als Leistungsdichte werden  $38,1347 \text{ kW/kg}_{\text{SM}}$  angenommen.



**Abb. 7.18** Modell der Stabzelle des Rechenbenchmarks zum Thorium-Abbrand

Entnommen aus /WEA 00/, Beschriftung ins Deutsche übersetzt

**Tab. 7.10** Geometrische Größen, Temperaturen und Dichten der Stabzelle des Rechenbenchmarks zum Thorium-Abbrand

Größe	Wert
Außenradius Brennstoff	0,41274 cm
Innenradius Hüllrohr	0,41896 cm
Außenradius Hüllrohr	0,47609 cm
Brennstababstand	1,2626 cm
Temperatur Brennstoff	900 K
Temperatur Hüllrohr	621,1 K
Temperatur Kühlmittel	583,1 K
Dichte Brennstoff	9,424 g/cm <sup>3</sup>
Dichte Hüllrohr	6,505 g/cm <sup>3</sup>
Dichte Kühlmittel	0,705 g/cm <sup>3</sup>
Druck Kühlmittel	155,13 bar

Die anfängliche Zusammensetzung von Brennstoff, Hüllrohren und Kühlmittel ist in Tab. 7.11 wiedergegeben.

**Tab. 7.11** Anfängliche Zusammensetzung von Brennstoff, Hüllrohren und Kühlmittel des Rechenbenchmarks zum Thorium-Abbrand

	Nuklid	Gew. %	Kernzahldichte
Brennstoff	<sup>232</sup> Th	65,909	1,61215 · 10 <sup>-02</sup>
	<sup>234</sup> U	0,034	8,24518 · 10 <sup>-06</sup>
	<sup>235</sup> U	4,291	1,03615 · 10 <sup>-03</sup>
	<sup>238</sup> U	17,740	4,22957 · 10 <sup>-03</sup>
	<sup>16</sup> O	12,026	4,26835 · 10 <sup>-02</sup>
Hüllrohr	Zircaloy-4	100	4,31438 · 10 <sup>-02</sup>
Kühlmittel	<sup>1</sup> H	11,19	4,71053 · 10 <sup>-02</sup>
	<sup>16</sup> O	88,81	2,35662 · 10 <sup>-02</sup>

Die Stabzelle wurde gemäß den im Benchmark spezifizierten 10 Abbrandschritten bis zu einem Maximalabbrand von 72,189 GWd/t<sub>SM</sub> bestrahlt, siehe Tab. 7.12. Es ist ersichtlich, dass die Zeitschritte mit bis zu 300 Tagen teilweise als zu lang vorgegeben wurden. Im Rahmen der Untersuchungen wurden Rechnungen mit kleineren Zeitschritten von 100, 50, 20 und 10 Tagen durchgeführt.

**Tab. 7.12** Abbrandschritte des Rechenbenchmarks zum Thorium-Abbrand

Abbrand [GWd/t <sub>SM</sub> ]	Abbranddauer [t]	Zeitschritt [t]
0,114	3	3
5,835	153	150
10,411	273	120
19,563	513	240
31,004	813	300
40,156	1053	240
49,308	1293	240
51,596	1353	60
60,749	1593	240
72,189	1893	300

In der Beschreibung des Benchmarks wurden die Kernzahldichten folgender 17 Nuklide verglichen (ausschließlich Aktinoide):  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{231}\text{Pa}$ ,  $^{233}\text{Pa}$ ,  $^{232}\text{U}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{238}\text{Np}$ ,  $^{239}\text{Np}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ . Dieser Satz wurde um weitere sechs Aktinoide und 42 Spaltprodukte erweitert. Der vollständige Satz der 72 untersuchten Nuklide ist in Tab. 7.13 wiedergegeben.

**Tab. 7.13** Vollständiger Satz der 72 untersuchten Nuklide des Rechenbenchmarks zum Thorium-Abbrand.

Element	Untersuchte Nuklide
Thorium	$^{232}\text{Th}$
Palladium	$^{231}\text{Pa}$ , $^{233}\text{Pa}$
Uran	$^{232}\text{U}$ , $^{233}\text{U}$ , $^{234}\text{U}$ , $^{235}\text{U}$ , $^{236}\text{U}$ , $^{238}\text{U}$
Neptunium	$^{237}\text{Np}$ , $^{238}\text{Np}$ , $^{239}\text{Np}$
Plutonium	$^{238}\text{Pu}$ , $^{239}\text{Pu}$ , $^{240}\text{Pu}$ , $^{241}\text{Pu}$ , $^{242}\text{Pu}$
Americium	$^{241}\text{Am}$ , $^{242\text{m}}\text{Am}$ , $^{243}\text{Am}$
Curium	$^{243}\text{Cm}$ , $^{244}\text{Cm}$ , $^{245}\text{Cm}$
Strontium	$^{90}\text{Sr}$
Molybdän	$^{95}\text{Mo}$
Technetium	$^{99}\text{Tc}$
Ruthenium	$^{101}\text{Ru}$
Rhodium	$^{103}\text{Rh}$
Silber	$^{109}\text{Ag}$
Cadmium	$^{113}\text{Cd}$
Jod	$^{129}\text{I}$
Xenon	$^{131}\text{Xe}$ , $^{133}\text{Xe}$ , $^{135}\text{Xe}$
Cäsium	$^{133}\text{Cs}$ , $^{134}\text{Cs}$ , $^{135}\text{Cs}$ , $^{137}\text{Cs}$
Cer	$^{144}\text{Ce}$
Neodym	$^{143}\text{Nd}$ , $^{144}\text{Nd}$ , $^{145}\text{Nd}$ , $^{146}\text{Nd}$ , $^{148}\text{Nd}$ , $^{150}\text{Nd}$
Promethium	$^{147}\text{Pm}$ , $^{148\text{m}}\text{Pm}$ , $^{148}\text{Pm}$ , $^{149}\text{Pm}$
Samarium	$^{147}\text{Sm}$ , $^{149}\text{Sm}$ , $^{150}\text{Sm}$ , $^{151}\text{Sm}$ , $^{152}\text{Sm}$ , $^{154}\text{Sm}$
Europium	$^{151}\text{Eu}$ , $^{153}\text{Eu}$ , $^{154}\text{Eu}$ , $^{155}\text{Eu}$
Gadolinium	$^{154}\text{Gd}$ , $^{155}\text{Gd}$ , $^{156}\text{Gd}$ , $^{157}\text{Gd}$ , $^{158}\text{Gd}$ , $^{160}\text{Gd}$

### 7.3.2 Verwendete Rechencodes und Code-zu-Code Vergleiche

Der Benchmark wurde mit acht unterschiedlichen Rechencodes bzw. Versionen von Rechencodes bearbeitet, mit denen Abbrandrechnungen durchgeführt werden können: TRITON aus dem SCALE-Paket in den Versionen 6.1.2 /ORN 12/ und 6.2.3 /MER 18b/, Polaris 6.3 aus dem SCALE Paket 6.2.3 /MER 18b/, HELIOS in den Versionen 1.12 /CAS 91/ und 2.1.4 /STU 11/, MOTIVE 0.7.4 unter Verwendung von KENO-VI aus dem SCALE Paket 6.2.2 zur Flussberechnung /HAN 17/ (MO K), MOTIVE 0.7.4 unter Verwendung von OpenMC 0.9.0 zur Flussberechnung /HAN 17/ (MO OMC) und Serpent

/LEP 15/. Details zu den verwendeten Rechenprogrammen finden sich in den jeweiligen Referenzen. Eine Übersicht über die verwendeten Rechencodes mit der zugrundeliegenden Rechenmethode findet sich in Tab. 7.14.

**Tab. 7.14** Verwendete Rechencodes des Rechenbenchmarks zum Thorium-Abbrand

Rechencode	Rechenmethode
TRITON (SCALE 6.1.2)	Monte Carlo
TRITON (SCALE 6.2.3)	Monte Carlo
Polaris 6.3 (SCALE 6.2.3)	Deterministischer 2D $S_N$ -Neutronentransportcode
HELIOS 1.12	<i>current-coupling collision-probability method</i> (CCCP)
HELIOS 2.1.4	<i>current-coupling collision-probability method</i> (CCCP)
MOTIVE 0.7.4 mit KENO-VI als Flusslöser (MO K)	Monte Carlo
MOTIVE 0.7.4 mit OpenMC als Flusslöser (MO OMC)	Monte Carlo
Serpent	Monte Carlo

Mit den verwendeten Rechenprogrammen wurden teilweise weiterführende Analysen durchgeführt, wie z. B. die Verwendung unterschiedlicher Bibliotheken der nuklearen Daten, feinere Einteilungen der Abbrandschritte oder unterschiedliche Programmversionen. Im Folgenden sind die Besonderheiten der jeweiligen Rechenprogramme genannt und die Ergebnisse der Code-internen Vergleiche gezeigt und ausgewertet. Im Anschluss werden in Kap. 7.3.3 die Ergebnisse aller Rechenprogramme unter Einbeziehung der in dem Benchmark-Bericht gegebenen alten Rechnungen miteinander verglichen.

Dabei wird zum einen der Verlauf der errechneten  $k_{\text{eff}}$ -Werte über den gesamten Abbrand betrachtet, zum anderen die Kernzahldichten der 72 betrachteten Nuklide beim vorletzten Haupt-Abbrandschritt mit 60,749 GWd/ $t_{\text{SM}}$ .

### 7.3.2.1 TRITON

Die Abbrandsequenz TRITON aus dem SCALE-Paket in den Versionen 6.1.2 /ORN 12/ und 6.2.3 /MER 18b/ hat die Besonderheit, dass die  $k_{\text{eff}}$ -Werte nicht für die Zeitpunkte der Abbrandschritte ausgegeben werden, sondern jeweils für Zeitpunkte in der Mitte der angegebenen Abbrandschritte. Aus diesem Grund wurden zusätzliche Abbrandschritte von 0,02 Tagen Länge um die in Tab. 7.12 wiedergegebenen Haupt-Abbrandschritte

eingefügt, damit die  $k_{\text{eff}}$ -Werte auch zu den jeweiligen Abbrandschritten ausgegeben werden. Zusätzlich wurden, auch zu Vergleichszwecken, Rechnungen mit kürzeren Abbrandschritten von 100, 50, 20 und 10 Tagen durchgeführt.

Neben der Standardbibliothek basierend auf ENDF/B-VII.1 Daten mit 252 Energiegruppen wurden zusätzlich Rechnungen mit älteren Bibliotheken durchgeführt. Tab. 7.15 gibt eine Übersicht über sämtliche durchgeführte Rechnungen.

**Tab. 7.15** Durchgeführte Rechnungen des Rechenbenchmarks zum Thorium-Abbrand – TRITON

Versions-Bezeichnung der Rechnungen	Maximale Länge der Abbrandschritte	SCALE Version	Bibliothek	Energiegruppen	Rechenzeit
v01	300 d	6.2.3	ENDF/B-7.1	252	4,5 h
v02	100 d	6.2.3	ENDF/B-7.1	252	7 h
v03	50 d	6.2.3	ENDF/B-7.1	252	12 h
v04	20 d	6.2.3	ENDF/B-7.1	252	23 h
v05	10 d	6.2.3	ENDF/B-7.1	252	1,8 d
v07	50 d	6.2.3	ENDF/B-7.1	ce	23 d
v08	50 d	6.2.3	ENDF/B-7.1	56	11 h
v09	50 d	6.2.3	ENDF/B-7.0	238	11 h
v10	50 d	6.1.2	ENDF/B-7.0	238	19 h
v11	50 d	6.1.2	ENDF/B-5	238	19 h
v12	50 d	6.1.2	ENDF/B-6	238	19 h

Für alle Rechnungen wurde die TRITON-Option `addnux=4` gewählt. Dies bewirkt, dass statt der standardmäßigen 357 Nuklide insgesamt 388 Nuklide in der Abbrandrechnung verfolgt werden. Für die Monte-Carlo-Rechnung wurden 1.000 Generationen mit je 10.000 Neutronen/Generation gerechnet, wobei die ersten 20 Generationen vernachlässigt wurden. Dies führt zu einer Monte Carlo Unsicherheit von etwa  $1,8 \cdot 10^{-4}$ .

### Vergleich unterschiedlicher Zeitschritte

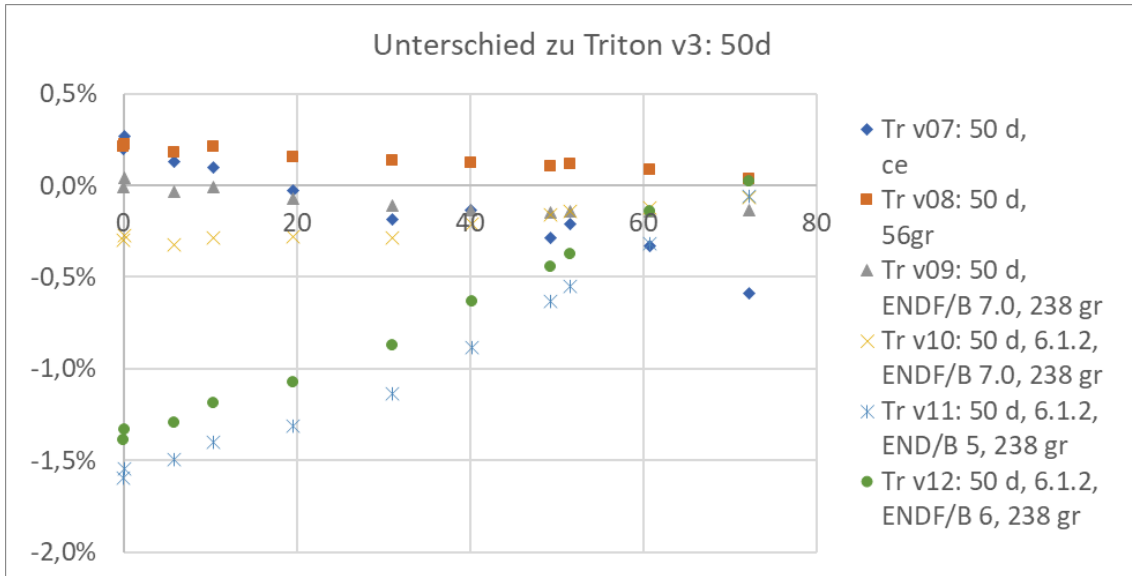
Der Vergleich der Rechnungen in 252 Energiegruppenstruktur mit unterschiedlichen Zeitschritten von 10 d ( $\sim 0,4 \text{ GWd}/t_{\text{SM}}$ ), 20 d ( $\sim 0,8 \text{ GWd}/t_{\text{SM}}$ ), 50 d ( $\sim 2 \text{ GWd}/t_{\text{SM}}$ ), maximal 100 d ( $3,8 \text{ GWd}/t_{\text{SM}}$ ) und maximal 300 d ( $11 \text{ GWd}/t_{\text{SM}}$ ) zeigt maximale Abweichungen von  $\pm 0,08 \%$ , bei denen keine weitere Systematik festgestellt werden kann. Daraus

lässt sich schließen, dass für die Berechnung des  $k_{\text{eff}}$ -Verlaufs eine feinere Einteilung der Zeitschritte nicht notwendig ist, die über die vorgegebene Einteilung hinaus geht.

Die meisten Nukliddichten der Aktinoiden stimmen für die Rechnungen mit 10 d, 20 d und 50 d innerhalb weniger zehntel Promille überein, bei den Curium-Nukliden zeigen sich etwas größere Abweichungen, die allerdings unter 0,2 % bleiben. Bei Zeitschritten von 100 d steigen die allgemeinen Abweichungen auf 0,3 %, bei 300 Tagen auf bis zu 1 % an. Die meisten Spaltprodukte stimmen für die Rechnungen mit 10 d, 20 d und 50 d innerhalb weniger Promille überein mit wenigen Ausnahmen, vor allem für Zeitschritte von 10 d:  $^{99}\text{Tc}$ : -2,5 %,  $^{239}\text{I}$ : 3 %,  $^{135}\text{Cs}$ : 6,5 %,  $^{157}\text{Gd}$ : 2 %. Auch für die Spaltprodukte zeigt sich ein Anstieg der Abweichungen für die Rechnungen mit 100 d bzw. 300 d. Daraus lässt sich schließen, dass für die Bestimmung des Nuklidinventars eine Einteilung in 50 d Schritte zu einer ausreichenden Genauigkeit führt bei vertretbarem Rechenaufwand für die Abbrandrechnung.

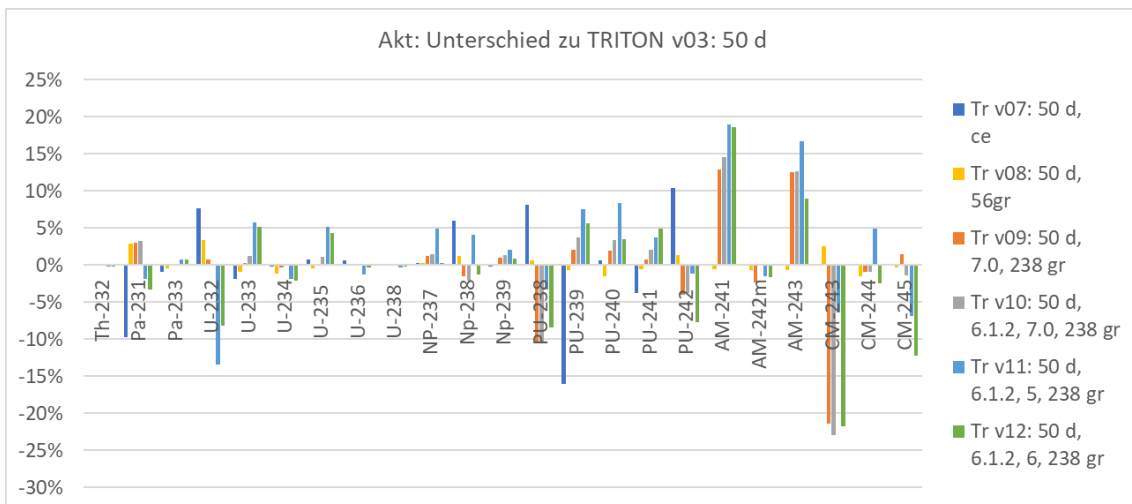
Abb. 7.19 zeigt die  $k_{\text{eff}}$ -Verläufe der TRITON Rechnungen mit unterschiedlichen Bibliotheken und unterschiedlichen SCALE Versionen, jeweils im Vergleich zu der Rechnung mit 50 d Zeitschritten und 252 Energiegruppenstruktur (v03). Alle Rechnungen unter Verwendung einer ENDF/B VII.x Bibliothek (v03, v07 bis v10) stimmen innerhalb  $\pm 0,25$  % miteinander überein.

Die beiden Rechnungen mit älteren Versionen der ENDF/B Bibliothek (v11: ENDF/B-V und v12: ENDF/B-VI) zeigen deutlich größere Abweichungen und unterschätzen  $k_{\text{eff}}$  um bis zu 1,5 % zu Anfang des Abbrands.



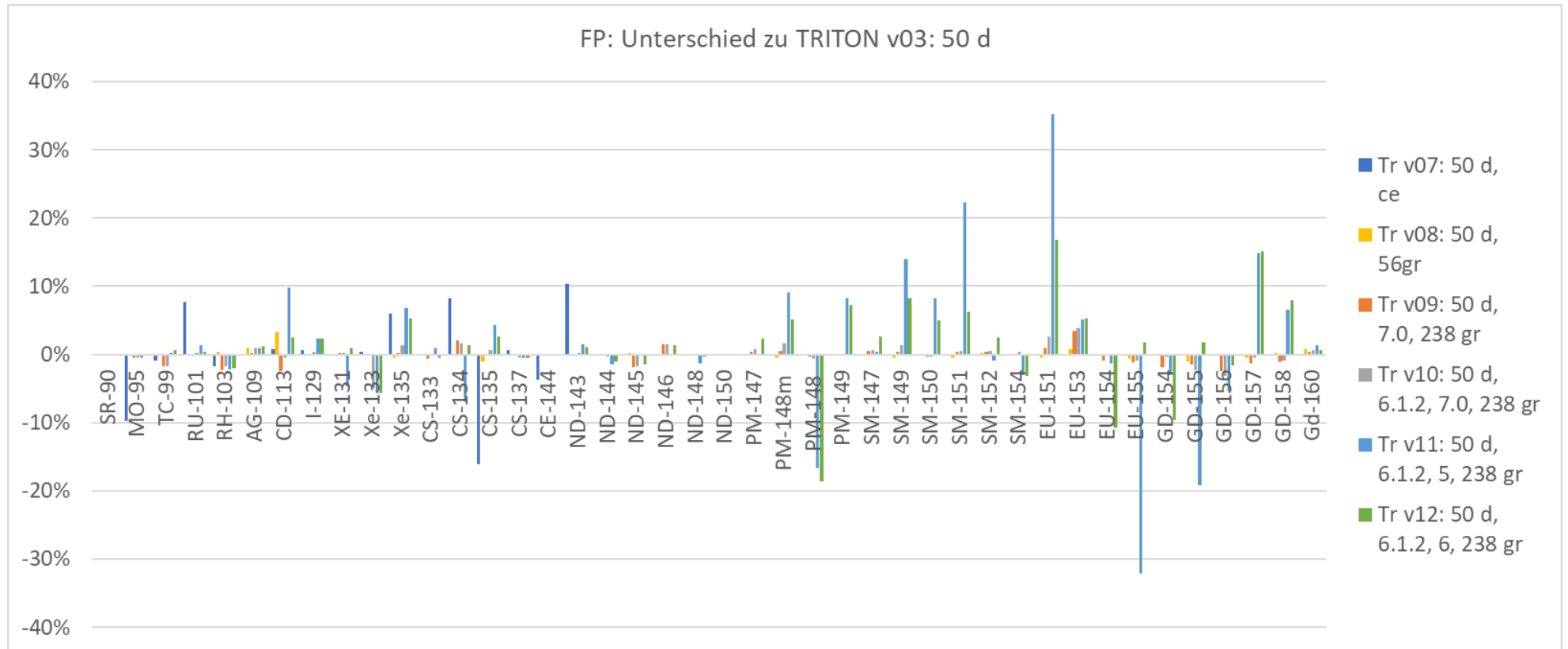
**Abb. 7.19** Vergleich der  $k_{\text{eff}}$ -Verläufe der TRITON Rechnungen mit unterschiedlichen Bibliotheken und SCALE Versionen

Der Vergleich der Nukliddichten der Aktinoide zeigt Abweichungen von bis zu  $\pm 20\%$ , abhängig von der verwendeten Bibliothek und des betrachteten Nuklids, siehe Abb. 7.20 Während die Unterschiede zu Rechnung v08 mit nur 56 Energiegruppen 3% nicht übersteigen, zeigt Rechnung v07 (continuous energy) für wenige Nuklide Abweichungen bis 15%. Die größten Abweichungen treten für einige Nuklide unter Verwendung der älteren Versionen der ENDF/B Bibliothek auf.



**Abb. 7.20** Vergleich der Nukliddichten der Aktinoide der TRITON Rechnungen mit unterschiedlichen Bibliotheken und SCALE Versionen





**Abb. 7.21** Vergleich der Nukliddichten der Spaltprodukte der TRITON Rechnungen mit unterschiedlichen Bibliotheken und SCALE Versionen

Beim Vergleich der Nukliddichten der Spaltprodukte, siehe Abb. 7.21, zeigt sich ein ähnliches Bild. Während die Verwendung einer der zwei älteren ENDF/B Versionen V oder VI zu Abweichungen von bis zu 35 % führt, zeigen sich bei der Verwendung von ENDF/B-VII maximale Unterschiede von  $\pm 15$  % für einige wenige Nuklide ( $^{95}\text{Mo}$ ,  $^{101}\text{Ru}$ ,  $^{135}\text{Xe}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{135}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$  und  $^{143}\text{Nd}$ ) bei Verwendung der CE-Bibliothek. Alle anderen Rechnungen und Nuklide zeigen maximale Abweichungen von  $\pm 5$  %, die sich auf wenige Nuklide beschränkt. Bei einem Großteil liegen die Abweichungen unter 1 %.

### 7.3.2.2 Polaris

Mit der Rechensequenz Polaris 6.3 aus SCALE 6.2.3 /MER 18b/ wurden die Rechnungen mit der ENDF/B-VII.1 Gruppenbibliothek mit 252 Energiegruppen durchgeführt. Dabei wurden als Abbrandschritte wie in Tab. 7.12 angegeben (v01), 50 Tage (v02) und 10 Tage (v03) gewählt.

Für die Rechnung wurde der Brennstoff in drei radiale und vier azimuthale Sektoren, das Hüllrohr in vier azimuthale und der Moderator in acht azimuthale Sektoren unterteilt.

Die Abweichungen von  $k_{\text{eff}}$  zwischen den Rechnungen mit verschiedenen Abbrandschritten beträgt maximal vernachlässigbare 0,09 %. Bei den Nukliddichten zeigt sich ein maximaler Unterschied von 6 %.

### 7.3.2.3 HELIOS

Mit dem Rechenprogramm HELIOS Version 1.12 /CAS 91/ wurden die Rechnungen mit der 190 Energiegruppen Bibliothek durchgeführt, die auf ENDF/B-VI Daten basiert. Dabei wurden als Abbrandschritte 50 Tage (v02) und 10 Tage (v03) gewählt.

Mit dem Rechenprogramm HELIOS 2.1.4 /CAS 91/ wurden die Rechnungen mit der 177 Energiegruppen-Bibliothek durchgeführt, die hauptsächlich auf ENDF/B-VII-Daten basiert, die mit zusätzlichen Daten aus den Bibliotheken JENDL-4, TENDL-2014 und TENDL-2015 ergänzt wurden. Die genaue Zusammensetzung der Bibliothek ist aus /STU 11/ ersichtlich. Dabei wurden die Abbrandschritte wie in Tab. 7.12 angegeben (v01), mit 50-Tage-Schritten (v02) und mit 10-Tage-Schritten (v03) gewählt.

Für den Spalt zwischen Brennstoff und Hüllrohr wurde jeweils Stickstoff mit einer Kernzahldichte von  $1,0 \times 10^{-10}$  gewählt, da es in HELIOS keine Möglichkeit der Definition von Vakuum gibt.

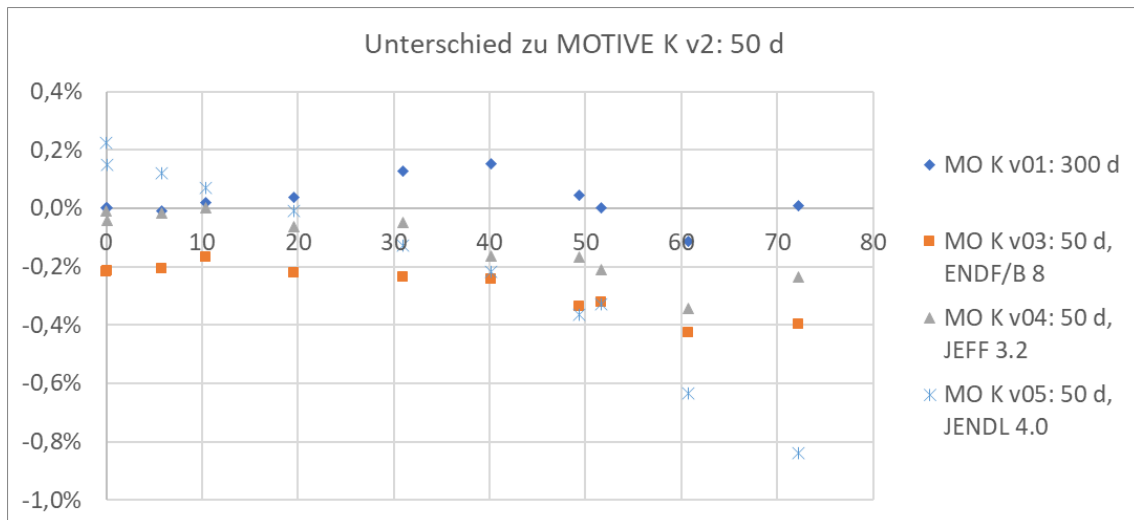
Sowohl zwischen den Rechnungen mit verschiedenen Zeitschritten als auch zwischen den Versionen 1.12 und 2.1.4 bzw. zwischen den zwei verwendeten Bibliotheken zeigen sich in  $k_{\text{eff}}$  nur vernachlässigbare Unterschiede kleiner 0,1 %.

Die Kernzahldichten zeigen zwischen den verschiedenen Rechnungen mit verschiedenen Zeitschritten innerhalb einer HELIOS Version sowohl für Aktinoide als auch für Spaltprodukte maximale Abweichungen von  $\pm 4$  %. Dabei zeigt sich, dass die Unterschiede mit zunehmender Aufbaukette zunehmen, z. B. für  $^{243}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{245}\text{Cm}$ . Dabei werden die Kernzahldichten bei langen Abbrandschritten überschätzt. Daraus lässt sich schließen, dass für die korrekte Berechnung der  $k_{\text{eff}}$ -Verläufe und Nukliddichten eine Unterteilung in kürzere Abbrandschritte nicht notwendig ist.

Während für die meisten Nuklide die Abweichungen zwischen den HELIOS- und Bibliotheksversionen sowohl für Aktinoide als auch für Spaltprodukte unterhalb von 5 % liegen, gibt es einige Nuklide mit teils gravierenden Abweichungen:  $^{231}\text{Pa}$ : 40 %,  $^{232}\text{U}$ : 30 %,  $^{242\text{m}}\text{Am}$ : 20 %,  $^{155}\text{Eu}$ : 45 %,  $^{155}\text{Gd}$ : 25 %. Im Vergleich mit den anderen gerechneten Abbrandprogrammen ergibt sich für HELIOS 2.1.4 eine deutlich bessere Übereinstimmung.

#### **7.3.2.4 MOTIVE 0.7.4 mit KENO-VI**

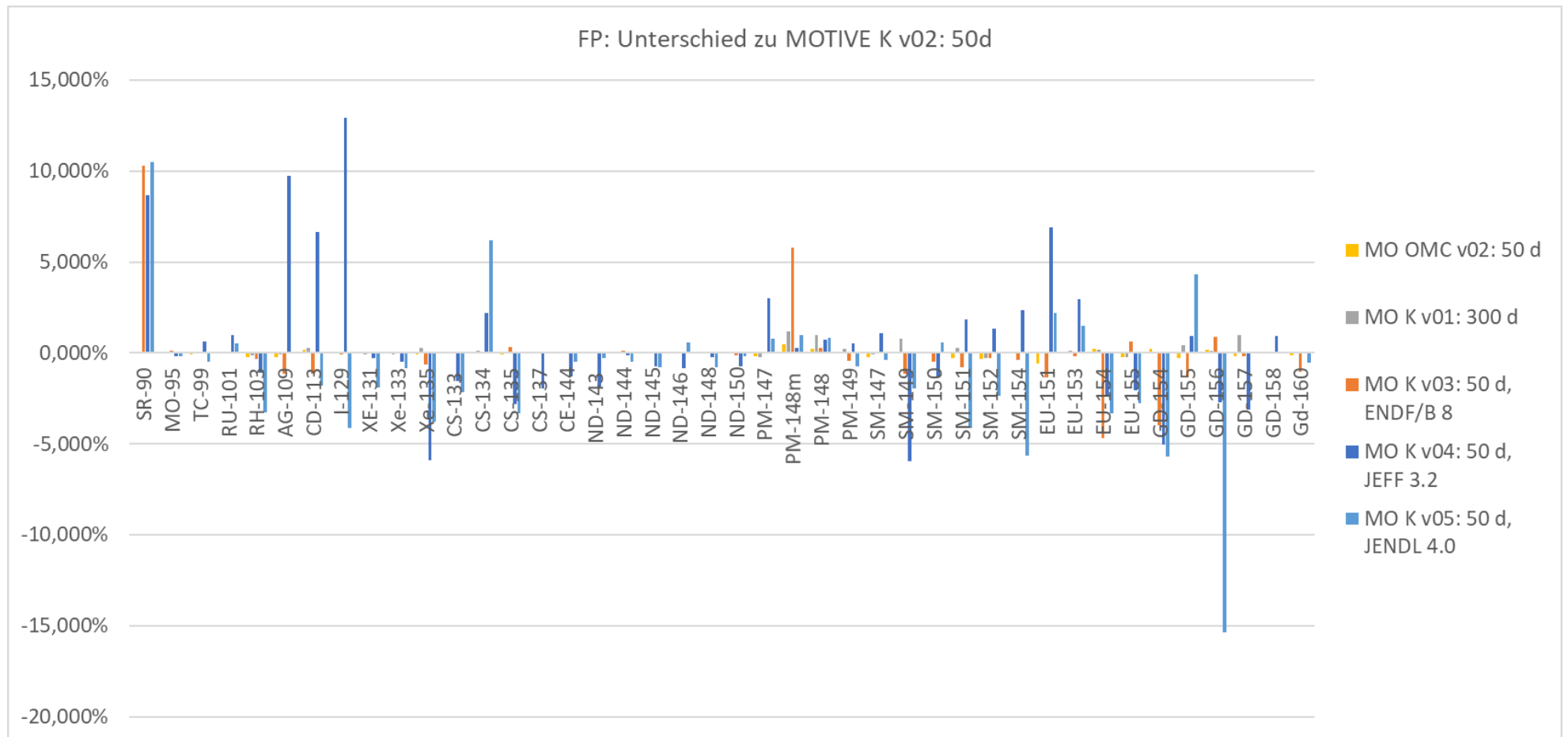
Das Rechenprogramm MOTIVE wurde zum einen mit KENO-VI als Sequenz zur Flussberechnung angewendet (MO K) /HAN 17/. Dabei wurden für eine Rechnung (v01) die Abbrandschritte wie in Tab. 7.12 angegeben gewählt, für alle anderen Rechnungen auf 50-Tage-Schritte vergrößert. Es wurden Rechnungen mit den Querschnittsbibliotheken ENDF/B-VII.1 (v01, v02), ENDF/B-VIII (v03), JEFF-3.2 (v04) und JENDL4.0 (v05) durchgeführt. Die verschiedenen Bibliotheken in kontinuierlicher Energiedarstellung wurden jeweils in eine 27.687 Gruppen-Bibliothek mit gleichem Format und Energiegruppen Grenzen umgewandelt. Für die Neutronenstatistik der Monte-Carlo-Rechnungen wurden die MOTIVE-internen Standardwerte verwendet.



**Abb. 7.22** Vergleich der  $k_{\text{eff}}$  Werte der MOTIVE 0.7.4 Rechnungen mit KENO-VI als Flusslöser (MO K) mit unterschiedlichen Abbrandschritten und Bibliotheken

Abb. 7.22 zeigt den Vergleich der  $k_{\text{eff}}$ -Verläufe aller Rechnungen mit Rechnung v02 mit Abbrandschritten von 50 d Länge. Die Abweichungen zu der Rechnung mit größeren Abbrandschritten von maximal 300 d (v01) liegt nur knapp außerhalb von  $\sigma_{\text{MC}}$ . Auch die Abweichungen mit den beiden Rechnungen unter Verwendung der Bibliotheken ENDF/B-VIII und JEFF-3.2 liegt mit unter  $\pm 0,2\%$  sehr niedrig. Nur bei Verwendung der Bibliothek JENDL 4.0 kann man etwas größere und systematische Abweichungen feststellen. Zu Beginn wird  $k_{\text{eff}}$  um 0,2 % höher berechnet, zum Ende des Abbrands um 0,8 % niedriger berechnet.

Für die Aktinoide liegen die Unterschiede in den Nukliddichten zwischen den Rechnungen mit unterschiedlich langen Abbrandschritten und den Rechnungen mit ENDF/B-VII und ENDF/B-VIII innerhalb  $\pm 2\%$ , für JENDL 4.0 leicht höher bei bis zu 4 % Abweichung. Bei Verwendung der JEFF-3.2 Bibliothek ergeben sich für die meisten Nuklide ähnliche Werte, für einige wenige Nuklide zeigen sich Abweichungen von bis zu 15 %, z.B.:  $^{241}\text{Am}$ : -10 %,  $^{242\text{m}}\text{Am}$ : -15 %.



**Abb. 7.23** Vergleich der Nukliddichten der Spaltprodukte der MOTIVE Rechnungen mit KENO-VI als Flusslöser (MO K) mit unterschiedlichen Abbrandschritten und Bibliotheken (ohne  $^{160}\text{Gd}$  für Rechnung v04 und  $^{157}\text{Gd}$  und  $^{158}\text{Gd}$  für Rechnung v05)

Für die Spaltprodukte ergibt sich i. W. eine ähnliche Situation mit einigen Abweichungen: Für die meisten Nuklide liegen alle Rechnungen wenige Prozent auseinander, bei einigen wenigen Nukliden der Rechnungen v04 mit JEFF-3.2 und v05 mit JENDL 4.0 ergeben sich Abweichungen bis 15 %, siehe Abb. 7.23.

Ausnahmen bilden für die Rechnung v04 mit Jeff 3.2 die Nuklide  $^{160}\text{Gd}$  und für die Rechnung v05 mit JENDL4.0 die Nuklide  $^{157}\text{Gd}$  und  $^{158}\text{Gd}$ , die jeweils um die 100 % überschätzt werden. Um den Maßstab der Abbildung nicht zu stark zu stauchen, sind die Nukliddichten dieser Isotope nicht eingezeichnet.

### 7.3.2.5 MOTIVE 0.7.4 mit OpenMC 0.9

Das Rechenprogramm MOTIVE wurde außerdem mit OpenMC 0.9 als Sequenz zur Flussberechnung angewendet (MO OMC) /HAN 17/. Dabei wurden für eine Rechnung (v01) die Abbrandschritte, wie in Tab. 7.12 angegeben, gewählt, für alle anderen Rechnungen auf 50-d-Schritte vergrößert. Es wurden Rechnungen mit den Querschnittsbibliotheken ENDF/B-VII.1 (v01, v02), ENDF/B-VIII (v03) und JEFF-3.2 (v04) durchgeführt. Die verschiedenen *continuous energy* Bibliotheken wurden jeweils in eine 27.687 Gruppen-Bibliothek mit gleichem Format und Energiegruppengrenzen umgewandelt. Für die Neutronenstatistik der Monte-Carlo-Rechnungen wurden die codeinternen Standardwerte verwendet.

Für die  $k_{\text{eff}}$ -Verläufe der Rechnungen v01 (300 d) und v03 (ENDF/B-VIII) ergeben sich mit Abweichungen von  $\pm 0,3$  % sehr ähnliche Verhältnisse wie bei den Rechnungen mit MOTIVE 0.7.4 und KENO-VI als Flusslöser (MO K). Die Rechnung v04 mit JEFF-3.2 zeigt eine wachsende Überschätzung von  $k_{\text{eff}}$  von 0 zum Beginn des Abbrands auf 1 % beim Ende des Abbrands. Im Vergleich zu derselben Rechnung mit KENO-VI als Flusslöser ergeben sich um ca. 0,1 % höhere  $k_{\text{eff}}$  Werte.

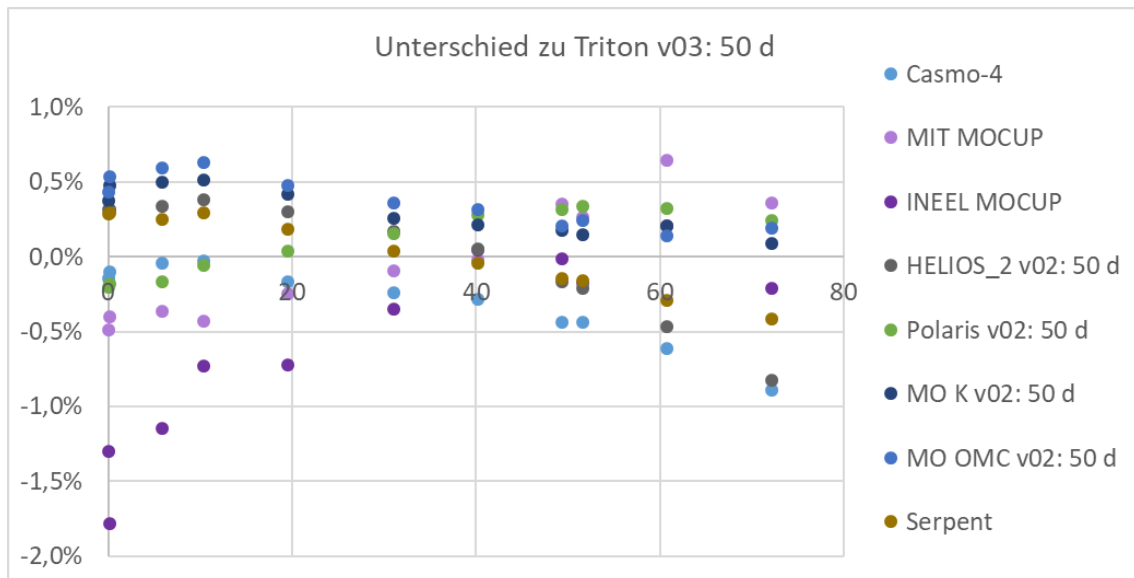
Betrachtet man die Kernzahldichten ergibt sich ein fast identisches Bild verglichen mit den Rechnungen von MOTIVE 0.7.4 mit KENO-VI als Flusslöser (MO K): Die Abweichungen zwischen den jeweiligen Rechnungen (selbe Zeitschritte und Bibliothek) mit KENO-VI bzw. OpenMC als Flusslöser liegen für alle Nuklide bei maximal 1,5 %. Dies zeigt eine sehr gute Anwendbarkeit des Flusslösers OpenMC für dieses Problem eine Stabzellenrechnung.

### 7.3.3 Code-zu-Code-Vergleiche unter Einbeziehung früherer Rechnungen

Im letzten Schritt wurden die Rechnungen aller Codes mit Abbrandschritten von 50 d miteinander verglichen, auch mit den Daten für  $k_{\text{eff}}$ -Verläufe und Nukliddichten, die in der Benchmarkbeschreibung gegeben sind.

#### 7.3.3.1 $k_{\text{eff}}$ -Vergleich

Der Vergleich der  $k_{\text{eff}}$ -Verläufe aller gerechneter Codes mit der TRITON Rechnung v03 ist in Abb. 7.24 gezeigt. Bis auf die Rechnung mit INEEL MOCUP stimmen alle Verläufe innerhalb  $\pm 1\%$  überein, allerdings mit teils unterschiedlichen Verläufen. Dabei haben die Code-Paare MO K und MO OMC, HELIOS-2 und Serpent, Polaris und MIT MOCUP vergleichbare Verläufe.

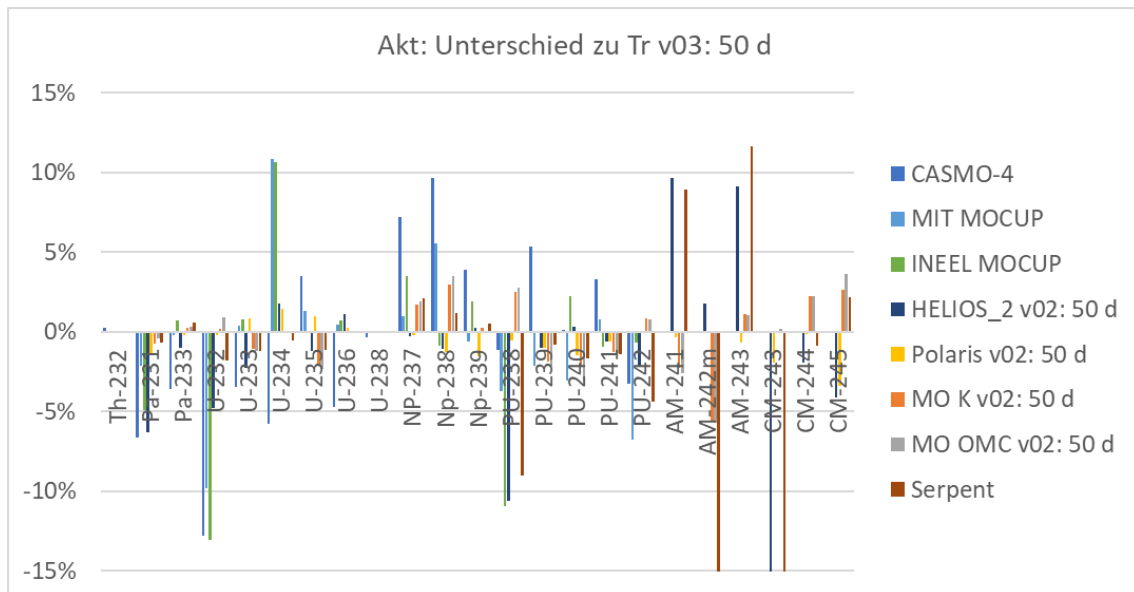


**Abb. 7.24** Vergleich der mit TRITON errechneten  $k_{\text{eff}}$ -Werte zu den früheren Benchmark-Teilnehmern

#### 7.3.3.2 Vergleich der errechneten Nukliddichten

Der Vergleich der errechneten Nukliddichten der Aktinoiden aller verwendeten Codes ist in Abb. 7.25 gezeigt. Für die drei in der Benchmarkbeschreibung gegebenen Codes (CASMO-4, MIT MOCUP und INEEL MOCUP) liegen nur Daten bis  $^{242}\text{Pu}$  vor. Bei den meisten Nukliden liegen die Abweichungen im Bereich von unter  $\pm 5\%$ . Die Isotope  $^{232}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ , Americium und  $^{243}\text{Cm}$  bilden die Ausnahmen, mit Abweichungen für einzelne Codes zwischen 10 und 25 %. Für einen besseren Vergleich wurde eine Skala nur bis -

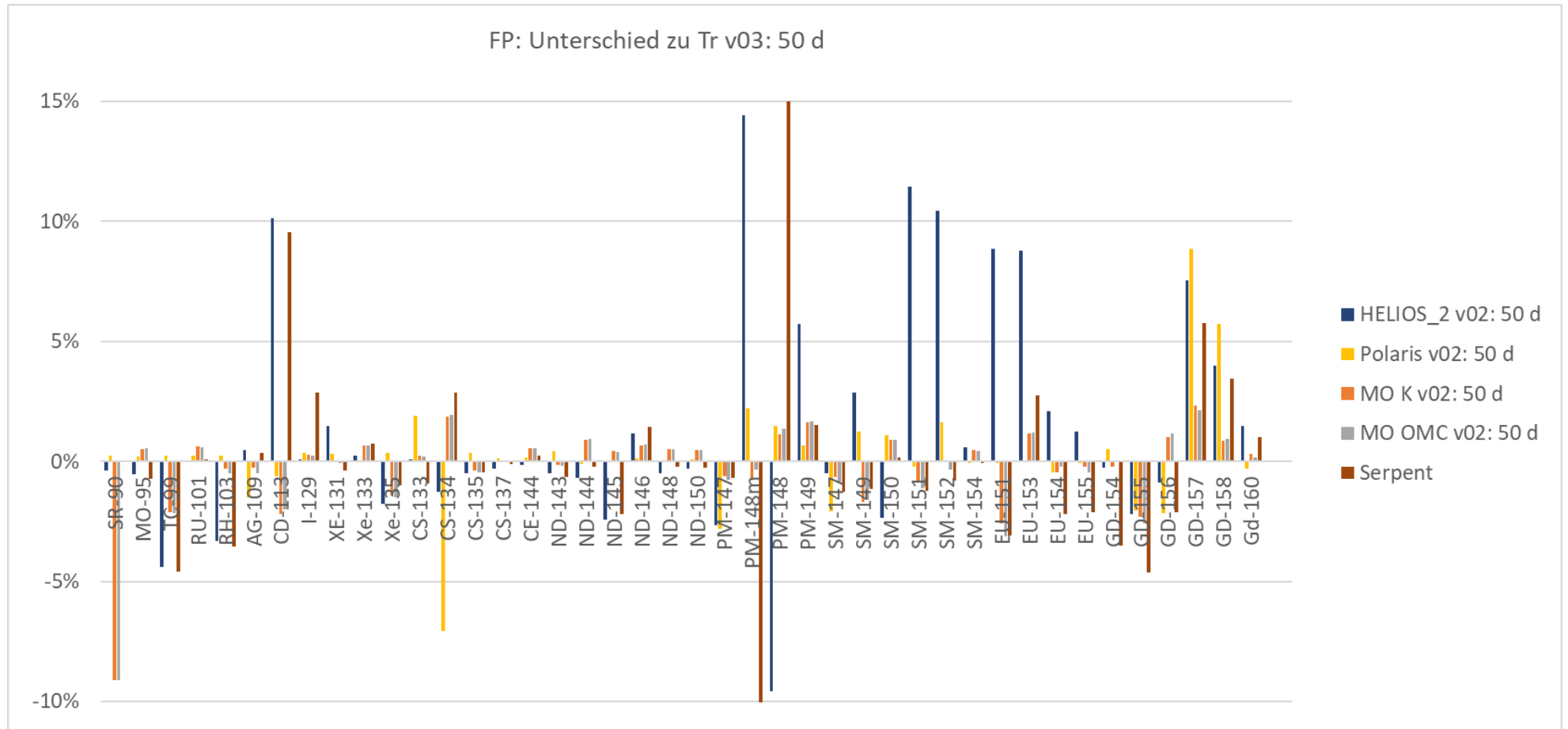
15 % verwendet, weshalb die Werte für folgende Nuklide außerhalb der Skala liegen:  
 Serpent:  $^{242m}\text{Am}$ : -27 % und  $^{245}\text{Cm}$ : -20 %; HELIOS 2:  $^{243}\text{Cm}$ : -22 %.



**Abb. 7.25** Vergleich der Nukliddichten der Aktinoiden aller Rechnungen und der in der Benchmarkbeschreibung angegebenen Werte mit der Triton Rechnung v03

Für einen besseren Vergleich wurde eine Skala nur bis -15 % verwendet. Für Serpent ergeben sich darüber hinaus folgende Abweichungen:  $^{242m}\text{Am}$ : -27 % und  $^{245}\text{Cm}$ : -20 %, für HELIOS 2:  $^{243}\text{Cm}$ : -22 %





**Abb. 7.26** Vergleich der Nukliddichten der Spaltprodukte aller Rechnungen mit der Triton Rechnung v03

In der Benchmarkbeschreibung sind keine Nukliddichten für Spaltprodukte angegeben. Für einen besseren Vergleich wurde eine Skala nur von -10 % bis + 15 % gewählt. Für Serpent ergeben sich folgende Abweichungen darüber hinaus:  $^{148m}\text{Pm}$ : -30 % und  $^{148}\text{Pm}$ : 43 %.

Für die Spaltprodukte zeigt sich ein ähnliches Bild, siehe Abb. 7.26. Für die meisten Nuklide liegen die Abweichungen bei wenigen Prozent mit ein paar Ausnahmen:

- $^{90}\text{Sr}$  wird von den Motive Rechnungen 9 % niedriger berechnet als von den TRITON, Polaris und Serpent Rechnungen. Die Ursache liegt hierbei in einem fehlerhaften Wert der zugrundeliegenden Datenbibliothek begründet, der in der Zwischenzeit korrigiert wurde.
- $^{113}\text{Cd}$  wird von den Rechnungen Mit HELIOS und Serpent um 10 % höher berechnet.
- Während  $^{148\text{m}}\text{Pm}$  von Serpent um 30 % niedriger berechnet wird, wird  $^{148}\text{Pm}$  um 44 % höher berechnet. Dies lässt auf einen Fehler bei der Berechnung des metastabilen Zustands dieses Isotops schließen.
- Für die HELIOS-2-Rechnungen geht der Trend in die entgegengesetzte Richtung:  $^{148\text{m}}\text{Pm}$  wird um 14 % höher berechnet,  $^{148}\text{Pm}$  um 10 % niedriger.
- HELIOS-2 berechnet die Isotope  $^{151}\text{SM}$ ,  $^{152}\text{SM}$ ,  $^{151}\text{EU}$  und  $^{153}\text{EU}$  um die 10 % höher als die anderen Rechenprogramme.
- Bei den Gadolinium-Isotopen  $^{157}\text{Gd}$  und  $^{157}\text{Gd}$  rechnen HELIOS, Polaris und Serpent etwas über 5 % höhere Dichten aus als TRITON.

#### 7.3.4 Zusammenfassung der Abbrandrechnungen

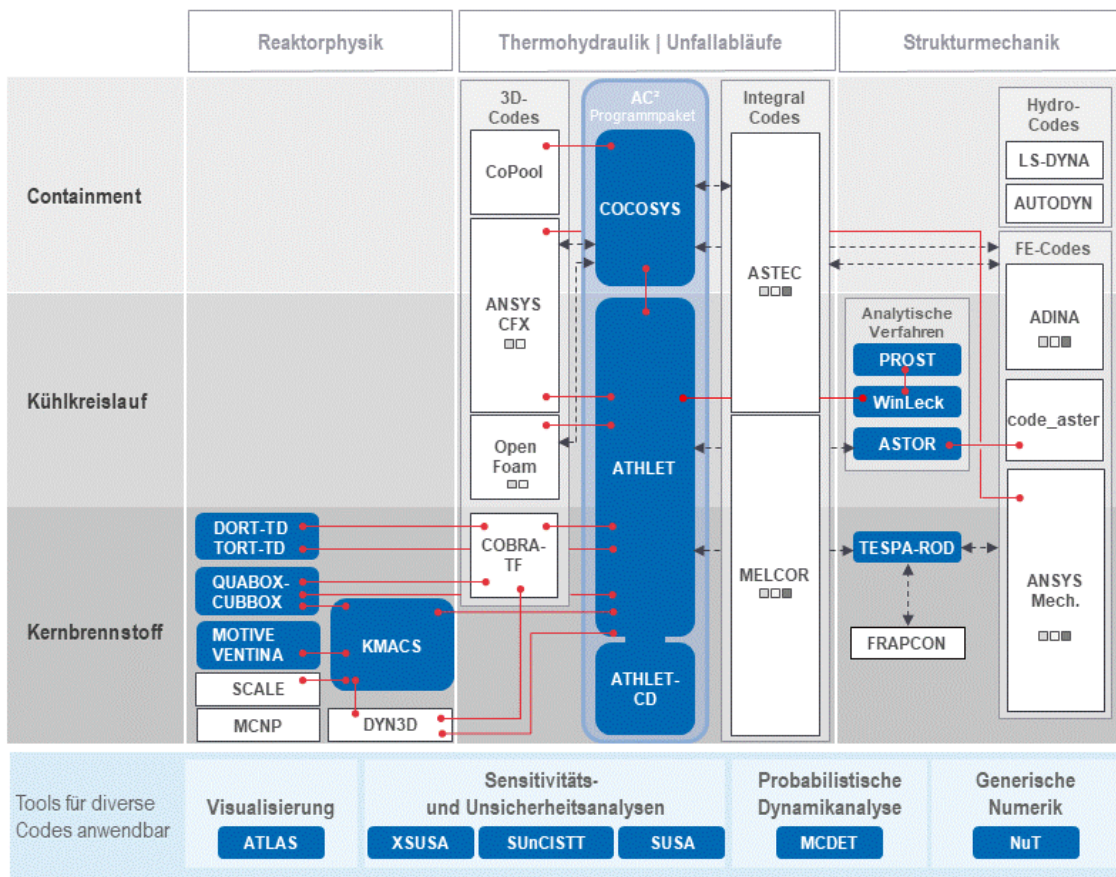
Aus den Vergleichen der Rechnungen mit unterschiedlich langen Abbrandschritten lässt sich schließen, dass eine Einteilung in Abbrandschritte von 50 Tage Länge zu einer sehr hohen Genauigkeit bei der hier behandelten Abbrandrechnung einer Stabzelle führt und eine weitere Unterteilung keine erkennbaren Vorteile bietet. Dies entspricht in etwa Abbrandschritten von knapp 2 GWd/ $t_{\text{SM}}$ . Je nach angestrebter Genauigkeit reicht unter Umständen eine deutlich gröbere Einteilung.

Die Untersuchungen haben gezeigt, dass die der GRS zur Verfügung stehenden Abbrandprogramme durchwegs sehr ähnliche Ergebnisse für den  $k_{\text{eff}}$ -Verlauf der Abbrandrechnung und das Nuklidinventar nach etwa 60 GWd/ $t_{\text{SM}}$  Endabbrand ergeben, solange aktuelle Versionen der Bibliotheken der nuklearen Daten verwendet werden. Da eine Reihe von Programmen mit teils sehr unterschiedlichen Rechenmethoden und drei un-

terschiedliche Bibliotheken verwendet wurden, lässt sich davon ausgehen, dass die berechneten Werte vertrauenswürdig sind, soweit sich dies ohne Validierung gegen Experimente bewerten lässt.

## 8 Möglichkeiten der programmgestützten Sicherheitsbewertung mit den Werkzeugen der GRS

In den Programmen der nuklearen Rechenkette der GRS (siehe Abb. 8.1) gibt es eine Reihe von Codes, in denen der Einsatz von Thorium-basierten Brennstoffen anstelle von  $UO_2$  oder U-Pu-MOX dediziert berücksichtigt werden muss. Dabei hängt die Anwendbarkeit der Werkzeuge der GRS nicht nur vom Einsatz von Thorium selbst, sondern wesentlich auch von dem jeweils verfolgten Reaktorkonzept ab. Einige dieser Konzepte, wie z. B. MSR oder CANDU, können mit vielen derzeitigen Werkzeugen der GRS grundsätzlich nicht mit befriedigender Genauigkeit modelliert oder analysiert werden. Für andere Konzepte wie z. B. modifizierte LWR-Reaktoren stellt sich die Frage, welche Änderungen oder Ergänzungen für die Programme der GRS-Rechenkette ggf. notwendig sind, um eine belastbare Sicherheitsbewertung im Hinblick auf einen Thorium-Einsatz zu ermöglichen oder weiter zu verbessern. Diese Fragen werden im Folgenden diskutiert.



**Abb. 8.1** Schematische Übersicht über die nukleare Rechenkette der GRS

Dunkelblau hinterlegt: GRS-Rechenwerkzeuge; weiß hinterlegt: externe Rechenwerkzeuge.

Das Einsatzgebiet der wesentlichen, von der GRS entwickelten und eingesetzten Rechenprogramme (in Abb. 8.1 dunkelblau hinterlegt) werden sortiert nach Forschungsgebieten im Folgenden kurz erläutert:

– **Reaktorphysik**

- DORT-/TORT-TD: Lösung der zeitabhängigen Neutronentransportgleichung für zweidimensionale bzw. dreidimensionale Transienten
- QUABOX/CUBBOX: Nodales 3D Neutronenkinetik-Kernmodell
- MOTIVE: Abbrand-Rechenverfahren zur Charakterisierung von bestrahlten Kernbrennstoffen
- VENTINA: Berechnung von Nuklidinventaren bei Abbrand und Aktivierung
- KMACS: Modularer, adaptierbarer Kernsimulator

– **Thermohydraulik / Unfallabläufe**

- AC<sup>2</sup>: Code System bestehend aus ATHLET, ATHLET-CD und COCOSYS
  - ATHLET: Systemcode zur Analyse von Leckagen und Transienten im Kühlkreislauf
  - ATHLET-CD: Erweiterung von ATHLET zur Analyse von Unfallabläufen im Kühlkreislauf einschließlich Kernschmelze und Spaltproduktfreisetzung
  - COCOSYS: Detaillierter Systemcode zur Analyse der Bedingungen innerhalb des Containments und der Gebäude eines Kernkraftwerks bei Stör- und Unfallabläufen

– **Strukturmechanik**

- PROST: Probabilistische Analysen zur Bestimmung der Zuverlässigkeit von Strukturen wie Rohrleitungen und Behältern
- WinLeck: Analyse von Leckagen und Ausflussraten auf Basis von Geometrie, Material und Medien
- ASTOR: Vereinfachte Prozeduren zur Integritätsbewertung von Reaktor-druckgefäßen und Rohrleitungsbelastungen unter Druck und hohen Temperaturen in Bezug auf die Versagenszeit
- TESPA-ROD: Brennstabverhalten, insb. Spannungs- und Bruchverhalten von Brennstäben unter Bedingungen des Kühlmittelverluststörfalls (KMV)

– **Sonstige**

- ATLAS: Benutzeroberfläche zur Visualisierung von Ergebnissen und zur interaktiven Kontrolle der Simulationen unterschiedlicher Rechenverfahren
- SUnCISTT: Bestimmung von Sensitivitäten und Unsicherheiten in Berechnungen zu Kritikalität, Nuklidinventar und Quelltermen
- SUSAs: Software zu Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen
- XSUSA: Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen auf Basis der Unsicherheiten in nuklearen Wirkungsquerschnittsdaten
- MCDET: Dynamische Ereignisbaumanalysen gekoppelt zu Simulationscodes für eine dynamische PSA und fortschrittliche Unsicherheitsanalysen

Bei der Diskussion der Werkzeuge der GRS-Rechenkette hilft es, sich an diesen unterschiedlichen Teilgebieten (Reaktorphysik, Thermohydraulik und Strukturmechanik) sowie Barrieren eines Kernreaktors (Kernbrennstoff, Kühlkreislauf und Containment) zu orientieren. Dabei nimmt der Salzschnmelze-Reaktor aufgrund seines deutlich von traditionellen Reaktortypen abweichenden Aufbaus eine gewisse Sonderstellung ein. So erfüllt hier der Brennstoff selbst aufgrund seines Vorliegens als Schmelze keine Barrierefunktion gegen Aktivitätsfreisetzung.

Bezüglich der Strukturmechanik ist festzustellen, dass sich neue Herausforderungen an GRS-Werkzeuge bezüglich des Containments oder Kühlkreislaufs vor allem durch von Leichtwasser abweichende Primärkühlmittel ergeben (z. B. Salzschnmelzen oder LBE), nicht aber durch den Einsatz von Thorium im Brennstoff. Daher kann hier auf eine vertiefte Diskussion Thorium-spezifischer Aspekte verzichtet werden.

Auch für die Analyse der Thermohydraulik im Containment kann man feststellen, dass es hier keine relevanten Aspekte durch einen Einsatz von Thorium-haltigen Kernbrennstoffen gibt, sondern der Verbesserungsbedarf der Rechenkette durch die Reaktorkonzepte und insbesondere die verwendeten Primärkühlmittel bedingt wird.

Die verbleibenden Aspekte werden im Folgenden systematisch diskutiert und an den Werkzeugen der GRS gespiegelt. Dabei wird insbesondere der Verbesserungsbedarf an GRS-Programmen aufgezeigt.

## 8.1 Reaktorphysikalische Analysen des Kernbrennstoffs

Bei Verfügbarkeit entsprechender Neutronen-Wirkungsquerschnitte ist die Rechenkette der GRS grundsätzlich dazu in der Lage, neutronenphysikalische Phänomene und Prozesse in Thorium-basierten Reaktorkonzepten zu beschreiben, vgl. auch Kap. 7.2.4 und 7.3.4. Dies gilt insbesondere für Reaktorkerne mit definiertem Stabgitter sowohl mit thermischem als auch mit schnellem Neutronenspektrum. Speziell statische Neutronentransportrechnungen können für alle Anordnungen durchgeführt werden. Die Erzeugung von Weniggruppen-Wirkungsquerschnitten mit NEWT, HELIOS oder SERPENT für Kernanalysen ist auf dieser Grundlage für quadratische und hexagonale Brennstabgitter durchführbar. Kritikalitäts-, Abbrand- und Nuklidinventarberechnungen können mit den in der GRS vorhandenen Werkzeugen, insbesondere dem hauseigenen Code MOTIVE, für diese Systeme durchgeführt werden. Reaktordynamische Berechnungen mit Diffusionsverfahren wie QUABOX/CUBBOX und DYN3D oder Transportverfahren wie TORT-TD können ebenfalls entsprechend durchgeführt werden.

Der Kernsimulator KMACS ist in der Lage, Zyklusberechnungen für LWR-Systeme mit quadratischen Brennelementen durchzuführen, und wird gegenwärtig für hexagonale Brennelementstrukturen ertüchtigt. Für schnelle Neutronensysteme sind gegenüber thermischen Systemen weitere Anpassungen in den Wirkungsquerschnittsbibliotheken erforderlich, wobei die erforderlichen Querschnittsdaten prinzipiell bereits vorliegen. Spezielle Beschränkungen in Bezug auf Thorium-haltige Kernbrennstoffe liegen hier vorbehaltlich der Verfügbarkeit und Qualität der Wirkungsquerschnittsbibliotheken nicht vor. Gekoppelte neutronenkinetisch-thermohydraulische Analysen können durchgeführt werden, wobei hier die in Kap. 8.2 diskutierten Fähigkeiten und Einschränkungen der thermohydraulischen Werkzeuge berücksichtigt werden müssen.

Die Anwendung von XSUSA auf Thorium-basierte Kernbrennstoffe zu Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen ist prinzipiell möglich, da sie methodisch von den betrachteten Spaltmaterialien unabhängig ist. Sie hängt wie oben beschrieben an der Verfügbarkeit und Qualität der vorliegenden Wirkungsquerschnittsdaten.

Die GRS-Rechenkette verfügt im Bereich der reaktordynamischen Transientenrechnungen für CANDU noch über eine Reihe von bekannten Defiziten. Neutronenphysikalisch ist dies u. a. in den senkrecht zwischen die Brennelement-Bündel einfahrenden Steuerstäben begründet. Schwierigkeiten liegen in der Erzeugung eines vollständigen Satzes an Wirkungsquerschnittsdaten, u. a. aufgrund der horizontal liegenden Brennelement-

Bündel. Weitere thermohydraulische Aspekte mit Auswirkungen auf reaktordynamische Analysen hierzu werden in Kap. 8.2 diskutiert. Diese Problematik ist jedoch nicht spezifisch für Thorium-basierte Kernbrennstoffe, sondern von grundsätzlicher Natur. Bezüglich Salzschmelze-Reaktoren (MSR) wird an dieser Stelle auf Kap. 8.5 verwiesen.

Eine wesentliche Herausforderung stellt die Validierung aller genannten Rechenwerkzeuge in Bezug auf Thorium-basierte Kernbrennstoffe dar. Während im Bereich der statischen Kritikalitätsanalysen geeignete Benchmark-Experimente zumindest in geringer Anzahl vorliegen, sind entsprechende Experimente im Bereich der Reaktordynamik nicht bekannt bzw. frei verfügbar. Dies stellt bei der Qualifizierung der Rechenwerkzeuge einen erheblichen Nachteil dar, so dass hier überwiegend auf numerische Code-zu-Code-Vergleiche ausgewichen werden muss. Da eine ausreichende Anzahl an geeigneten Rechenverfahren (unter den oben genannten Einschränkungen für bestimmte Reaktortypen) vorliegt, ist dies grundsätzlich praktizierbar. Für die Validierung von Abbrandrechnungen liegt als einzige den Autoren bekannte Datenquelle ein Benchmark basierend auf dem Bestrahlungsversuch im Kernkraftwerk Obrigheim vor /SCH 11/. Dieser umfasst neben der notwendigen Leistungsgeschichte auch die relevanten Brennelementdaten und die Ergebnisse der radiochemischen Analyse der Brennstoffprobe, so dass eine Auswertung der berechneten Nuklidinventare möglich ist.

Zur Berechnung der neutronenphysikalischen Eigenschaften von Beschleunigergetriebenen Systemen (ADS) wurde der in der GRS entwickelte dreidimensionale deterministische Code TORT-TD zur Berücksichtigung externer, zeitlich variabler Neutronenquellen erweitert /SEU 09/, /MAN 17/. Diese Entwicklung wurde anhand eines Benchmarks der OECD/NEA verifiziert. Weiterhin wurden vorläufige Ergebnisse für gekoppelte Neutronenkinetik/Thermohydraulik-Rechnungen mit dem Programmsystem PARCS/ATHLET erzielt. Für einige andere wesentliche Aspekte zur Beschreibung von ADS stehen in der GRS Rechenwerkzeuge zur Verfügung, jedoch ist eine Modellierung bisher noch nicht erfolgt und ist mit einigem Aufwand verbunden. Hierzu zählen beispielsweise die Simulation der Quellneutronenverteilung aus dem Spallationstarget, die mit MCNP erfolgen kann, und die Modellierung der thermischen Belastung des Spallationstargets mit ATHLET. Für eine Berechnung des Nuklidinventars des Brennstoffs und der Aktivierung des Kühlmittels und von Anlagenkomponenten steht das Programm VENTINA zur Verfügung. Hierzu ist dessen Kopplung an ein geeignetes



Neutronentransportprogramm notwendig, beispielsweise TORT-TD für die Nuklidinventarberechnung oder MCNP für die Aktivierung, die bislang nicht realisiert ist<sup>5</sup>. Aus Ergebnissen dieser Rechnungen können relevante Größen wie Nachzerfallsleistung und Strahlenbelastungen bei Revisionen oder beim Rückbau abgeleitet werden.

## **8.2 Thermohydraulische Analysen des Kerns und des Kühlkreislaufs**

Für den Thorium-Einsatz sind unter den wassergekühlten Reaktoren insbesondere die Schwerwasser-moderierten Druckröhrenreaktoren von CANDU bzw. AHWR-Konzept relevant. Der AHWR-300 wird in Indien mit Nachdruck entwickelt und wird nach aktuellem Kenntnisstand mittel- bis langfristig realisiert werden. Bei Bewertung der Werkzeuge in der GRS-Rechenkette ist festzustellen, dass es für Druckröhrenreaktoren der CANDU-Bauart keine wesentlichen konzeptionellen Herausforderungen für CFD-Werkzeuge wie z. B. OpenFOAM gibt. Für den in der GRS verwendeten Unterkanal-Code CTF stehen jedoch keine spezifischen Modelle für Reaktoren vom CANDU-Typ zur Verfügung; hier müsste auf CANDU-spezifische Werkzeuge wie z. B. ASSERT oder andere dafür qualifizierte Codes zurückgegriffen werden, die in der GRS nicht vorliegen. Für den AHWR kommt hinzu, dass hier anders als beim CANDU vertikale Druckröhren verwendet werden und Sieden im Kühlkanal während des Betriebs auftritt. Es ist unklar, ob dies mit CANDU-Programmen simuliert werden kann oder ob hier für SWR-Reaktoren entwickelte Werkzeuge eingesetzt werden müssen. In jedem Fall ist eine Anpassung an die Spezifika der Brennelemente des AHWR notwendig.

Hinsichtlich der Systemcodes in AC<sup>2</sup> kann ATHLET zwar grundsätzlich schweres Wasser simulieren und lässt sich damit im Prinzip auf Druckröhrenreaktoren wie den AHWR anwenden. Jedoch fehlen spezifische und für die Druckröhren validierte Wärmeübergangs- und Druckverlustkorrelationen für den Kernbereich ebenso wie ein erweitertes Punktkinetik-Modell. Ebenso fehlen spezifische Modelle und Validierung für typische Elemente eines Druckröhrenreaktors mit horizontalen wie auch vertikalen Röhren wie Verteiler und Sammler sowie die Simulation der Calandria. Aufgrund der Anpassungen in ATHLET für RBMK-Reaktoren sind hier entsprechende Anpassungen grundsätzlich umsetzbar, sofern ausreichend detaillierte Informationen zu den thermohydraulischen

---

<sup>5</sup> Eine Kopplung von VENTINA an MCNP wird im Rahmen des BMWi-geförderten Forschungsvorhabens RS1582 „MODENA“ realisiert, ist jedoch zum Zeitpunkt der Berichtserstellung noch nicht abgeschlossen.

Eigenschaften der Druckröhren und der Brennelemente vorliegen, die letztlich experimentell abgeleitet werden müssen. Daraus folgender Weiterentwicklungsbedarf besteht unabhängig vom Einsatz Thorium-haltiger Brennelemente. Insofern ergeben sich spezifisch für Thorium keine neuen Aspekte.

Da in ATHLET auch die Eigenschaften von Brennstoff und Hüllrohren spezifiziert werden müssen, ist die Bereitstellung geeigneter Materialeigenschaften für Thorium-haltige Brennstoffe eine sinnvolle Weiterentwicklung.

Für metallgekühlte Reaktorkonzepte besteht für ATHLET grundsätzlicher Weiterentwicklungs- und Validierungsbedarf. Die derzeit in ATHLET vorhandenen Modelle erlauben zwar die Simulation Natrium-gekühlter Reaktoren, jedoch sind manche eingebundenen Modelle – so z. B. bestimmte Wärmeübergangs- und Phasenaustauschmodelle – nicht für Natrium bzw. Flüssigmetalle validiert bzw. müssen durch besser geeignete Modelle ersetzt werden. Auch kann ATHLET derzeit das Einfrieren des Fluids nicht rechnen, was für Störfallanalysen von Unterkühlungstransienten in diesen Reaktorkonzepten eine Beschränkung darstellt. Auch hier sind – unabhängig von Thorium – weitere Entwicklungs- und Validierungsarbeiten erforderlich. Diese können im Rahmen der GRS-Strategie zu metallgekühlten Reaktorkonzepten erfolgen<sup>6</sup>.

### **8.3 Unfallanalysen im Kühlkreislauf und Containment mit Kerndegradation bzw. Kernschmelze**

Ein Spezifikum Thorium-haltiger Brennstoffe sind die gegenüber Uran oder U-Pu-Mischoxid (MOX) veränderte Isotopenzusammensetzung sowie veränderte Materialeigenschaften. Die veränderte Isotopenzusammensetzung beeinflusst die Höhe und den zeitlichen Verlauf der Nachzerfallswärme und die Freisetzung von im Kühlkreislauf transportieren Radionukliden. Da das Spaltproduktspektrum und der zeitliche Verlauf der Nachzerfallsleistung qualitativ nicht von etablierten Brennstoffen verschieden sind (vgl. Kap. 2.3), reicht hierfür eine Ergänzung von ATHLET-CD mit zusätzlichen spezifischen Daten. Die veränderten Materialeigenschaften, hier insbesondere der für (reines) Thoriumoxid erhöhte Schmelzpunkt und Unterschiede in der Viskosität, haben einen starken Einfluss auf den Verlauf einer Kernzerstörung (z. B. durch veränderte Ausbildung

---

<sup>6</sup> Arbeiten zum Themenkomplex der metallgekühlten Reaktorkonzepte werden derzeit in dem vom BMWi geförderten Forschungsvorhaben RS1589 „INNOSYS-II“ weitergeführt.

von Blockaden oder Ausbildung von Schmelzepools). Schließlich ist zu beachten, dass sich andere eutektische Mischungen ergeben, sowohl mit  $\text{UO}_2$  und  $\text{PuO}_2$  als auch mit den Strukturmaterialien des Reaktorkerns und des Reaktordruckbehälters. Diese Phänomene müssen in den Modellen von ATHLET-CD ergänzt werden, wozu es Zugang zu spezifischen Informationen zum Brennstoff und zu weiteren experimentellen Ergebnissen zum Verhalten Thorium-basierter Brennstoffe unter Unfallbedingungen bedarf.

Für Unfallanalysen zu Druckröhrenreaktoren vom CANDU-Konzept mit ATHLET-CD fehlen geeignete Modelle für Kernschmelzen in horizontalen Kanälen und für den weiteren Unfallablauf im Bereich der Calandria. Für vertikale Druckröhren müssten die Modelle für den SWR geeignet angepasst werden, wofür designspezifische Informationen und zusätzliche experimentelle Daten notwendig wären. Ebenso müsste ein Modell für die Calandria erarbeitet werden. Insgesamt ist der Weiterentwicklungsbedarf zu Unfallanalysen hierzu nicht spezifisch für Thorium-haltige Brennstoffe, sondern bereits für schon in Betrieb befindliche CANDU-Reaktoren vorhanden.

Hinsichtlich Containmentanalysen mit COCOSYS stehen die wesentlichen relevanten Modelle grundsätzlich zur Verfügung. Dazu ist eine Validierung an Hand von für Druckröhrenreaktoren wie dem AHWR typischen Geometrien und Schmelzeeinträge z. B. für *Molten-Corium-Concrete Interaction* (MCCI) zur sicherheitstechnischen Bewertung erforderlich. In den bestehenden Modellen fehlt dazu bislang eine Erweiterung für die spezifischen Stoffwerte Thoriumoxid-haltiger Schmelzen. Gegenüber sonstigen LWR mit Thorium-Einsatz ergeben sich keine neuen Aspekte.

Für metallgekühlte Reaktoren stehen in ATHLET-CD und COCOSYS derzeit keine ausreichenden Modelle zur Verfügung, um umfassende Unfallanalysen durchführen zu können. Diese Beschränkungen sind unabhängig von Thorium-basierten Brennstoffen und müssen als Teil der GRS-Strategie zu diesen Reaktorsystemen bearbeitet werden.

#### **8.4 Strukturmechanische Brennstabanalysen**

Gegenwärtig ist der GRS-Brennstabcode TESP-ROD zur Berechnung des thermo-mechanischen Verhaltens von LWR-Brennstäben konzipiert. Der Einsatz von Thorium spielte dabei bisher keine Rolle. Für die Nutzung eines neuen Brennstoffs oder Brennstoffgemischs anders als Urandioxid oder U-Pu-Mischoxid, hier also Thoriumoxid

bzw. U-Th- oder Pu-Th-Mischoxid, müssen wichtige physikalische und material-spezifische Parameter ergänzt werden. Dies sind z.B. grundlegende neutronische Eigenschaften (für die Punktkinetik), Wärmekapazität, Wärmeleitkoeffizienten, thermische Ausdehnungskoeffizienten, Schmelztemperaturen etc. in Abhängigkeit der Temperatur und evtl. des Abbrands. Auch die Kenntnis über fertigungsspezifische Parameter wie Korngröße und Verdichtung sowie betriebliche Korrelationen wie die Spaltgasrückhaltung und die radiale Leistungsverteilung als Funktion des Abbrands sind erforderlich. Diese Änderungen gelten für reines ThO<sub>2</sub> bzw. eine einzelne Mischung von ThO<sub>2</sub>/UO<sub>2</sub>. Bei variablen Mischungsverhältnissen von Uran und Thorium im Oxid werden entsprechende Korrelationen bzw. Funktionen in Abhängigkeit der Massenanteile benötigt. Damit ließe sich ein einfaches Modell erstellen, wobei für reaktivitätsinduzierte Störfälle (*reactivity-induced accidents*, RIA) und bedingt auch für Kühlmittelverluststörfälle (KMV; *loss-of-coolant accidents*, LOCA) eine experimentelle Validierung zwingend erforderlich wird, da hier bislang keine Erfahrung besteht.

Desweiteren fehlen in der GRS gegenwärtig, unabhängig vom Einsatz von Thorium, Brennstabcodes für Nicht-LWR-Systeme wie SFR und CANDU. Dies trifft auch auf ADS-Brennstoffe zu.

## 8.5 Salzschnmelze-Reaktoren

Relevante physikalische Effekte und Größen für die Simulation und Störfallanalyse als Vorarbeiten zu einer PIRT (*Phenomena Identification and Ranking Table*) findet man in /DIA 18/. Der Benchmark /TIB 20/ beschreibt einen Vergleich von Multiphysik-Simulationsprogrammen zur Berechnung des MSFR im Rahmen des SAMOFAR-Projekts. Der Übersichtsartikel /WOO 18/ vergleicht verschiedene Reaktorkinetikmodelle.

Die Simulation von Salzschnmelze-Reaktoren mit in Salz gelöstem, insbesondere mobilem Brennstoff erfordert die Modellierung mehrerer physikalischer Phänomene, die zurzeit nicht in den GRS-Programmen zur Berechnung von Neutronik (QUABOX/CUBBOX, DORT-/TORT-TD) und Thermohydraulik (AC<sup>2</sup>) abgebildet sind. Mit dem Transport des Brennstoffsalzes durch den Primärkreislauf werden diejenigen angeregten Spaltprodukt-Atomkerne, die Vorläuferkerne verzögerter Neutronen sind, vom Reaktionsort weg und zum Teil aus der aktiven Zone hinaus transportiert. Dieser Neutronenanteil geht der nuklearen Kettenreaktion zunächst verloren, und muss über Verlustterme berücksichtigt werden. Weil aber die Umlaufzeit des Salzes im Bereich mehrerer Sekunden und somit

in der gleichen Größenordnung wie die Zeitskalen verzögerter Neutronen liegt, ist es erforderlich, auch den beim Kernwiedereintritt der Schmelze verbleibenden Anteil dieser Neutronen zu berechnen. Dies erfordert die Verfolgung der zeitlichen Ausbreitung von Vorläuferkernen (*precursor drift*) außerhalb der aktiven Zone. Im Gegensatz dazu werden bei einem Pumpenausfall im Primärkreislauf die verzögerten Neutronen weitgehend im Reaktorkern freigesetzt, was zu einer Reaktivitätserhöhung in der aktiven Zone gegenüber dem Normalbetrieb führt.

MSR-Simulationsprogramme müssen weiterhin die nicht abbrandbedingten Änderungen des Nuklidvektors und deren Auswirkungen auf Wirkungsquerschnitte explizit berücksichtigen. Dazu gehören eine eventuell durchgeführte physisch-/chemische Entfernung von Reaktionsprodukten, z. B. von gasförmigen Spaltprodukten wie Xenon, sowie ggf. eine kontinuierliche Brennstoffbeschickung. Neben der Inventaränderungen hat die Spaltproduktkontrolle auch über die dreidimensionale Verteilung von Gasblasen bei der Abtrennung von Neutronengiften über Heliumdurchperlung (*sparging, helium bubbling method*) einen Einfluss auf die Thermohydraulik und die Neutronik /CER 19/. Kontrollstäbe verdrängen im MSR zudem beim Einfahren nicht nur wie bei Leichtwasser-Reactoren Kühlmittel, sondern meist auch Brennstoff. Ebenso führt ein Temperaturanstieg im Kern durch die Verringerung der Dichte des Primärsalzes zu einem Transport des Brennstoffs aus der aktiven Zone.

Die genannten Effekte sind nicht Bestandteil der Modelle von QUABOX/CUBBOX, DORT-/TORT-TD und auch nicht in der Punktkinetik von ATHLET enthalten. Allerdings verwendet die GRS für neutronenphysikalische Simulationen zunehmend das Programm DYN3D des Helmholtz-Zentrums Dresden-Rossendorf (HZDR), vom dem die auf Salzschnmelze-Reactoren zugeschnittene Variante DYN3D-MSR /KŘE 07/ existiert. Diese Variante wurde in der GRS bislang nicht erprobt. Hier ist zu prüfen, ob Modifikationen für eine gekoppelte Rechnung mit ATHLET notwendig sind.

Auf der Seite der Thermohydraulik bewirkt die Aussendung verzögerter Neutronen zwischen Kern-Aus- und -Eintritt, dass auch in Leitungen, Pumpen und Wärmetauschern Wärme freigesetzt wird. Außerdem existiert in thermischen Salzschnmelze-Reactoren mit einem Grafitmoderatorblock eine große Masse mit hoher Wärmekapazität, deren Aufheizung auch durch radiative Prozesse zu berücksichtigen ist. Der Wärmetransport zum und im Grafit und die Rückwirkung auf die Neutronik führen in der transienten Dynamik des Reactors zum Auftreten von verzögerten Effekten. Rechenmodelle müssen dabei die Abmessungen und Anzahldichten der Kernkanäle als Parameter beinhalten, deren

Werte auch die Härte des Neutronenspektrums und damit unter Umständen die Wahl der Energiegruppenstruktur in Neutronikprogrammen beeinflussen. Die Quasi-1D-Struktur der aktiven Zone in Systemen mit Kernkanälen fehlt bei schnellen Salzschnmelze-Reaktoren, in denen die Kühlmitteldynamik und der daran gekoppelte Transport von Vorläuferkernen dreidimensionalen Charakter haben, wie er sich auch generell im unteren und oberen Plenum ausprägt. In Korrelationen zum Wärmeübergang ist zu berücksichtigen, dass die Energie aus Kernzerfällen direkt im Kühlmittel freigesetzt wird.

Bisher sind in ATHLET in der aktuellen Version 3.2 nur Thermodynamik- und Transportkorrelationen zu den Salztypen *FLiNaK* und *FLiBe* /LER 18/, aber noch keine Chloridsalze implementiert, wie sie in einigen schnellen System eingesetzt werden. Es existieren allerdings Modelle für den Wärmetransport in Kugelhaufenreaktoren, die sich möglicherweise für grafitmoderierte Salzschnmelze-Reaktoren adaptieren lassen. Angesichts der gegenüber sonstigen Fluiden stark veränderten Kenngrößen zur Viskosität und Wärmeleitfähigkeit der Flüssigsalze ist jedoch kritisch zu überprüfen, welche der Wärmeübergangs- sowie Wandreibungmodelle in den AC<sup>2</sup>-Codes für MSR weiter verwendet werden können und welche durch spezifischere Modelle ersetzt werden müssen. Die Weiterentwicklung von ATHLET für Anwendungen in Salzschnmelze-Reaktoren wird gegenwärtig am Lehrstuhl für Nukleartechnik der Technischen Universität München im Rahmen einer Promotionsarbeit vorangetrieben.

In Salzschnmelze-Reaktoren werden Brennstoff und Spaltprodukte kontinuierlich durch den Kreislauf transportiert. Deshalb sind effiziente und schnell rechnende Modelle für einen Radionuklidtransport, -ablagerung, -mobilisierung und -freisetzung aus dem Kühlmittel erforderlich, wobei auch die wesentlichen chemischen Reaktionen berücksichtigt werden müssen. Diese Modelle fehlen derzeit in AC<sup>2</sup> für Salzschnmelzen. Ebenso fehlen Modelle, die zur Beschreibung einer mit dem Reaktor verbundenen Kühlmittelreinigung und den davon ausgehenden Störfällen verbunden sind. Auch diese Modelle müssen neu entwickelt werden. Da mit dem Flüssigsalz auch nicht-kondensierbare Gase (in kleinen Mengen) transportiert werden, ist auch eine kritische Prüfung und Anpassung bestimmter Zweiphasen-Modelle, z. B. zur Zwischenphasenreibung, notwendig. Ebenso wie in metallgekühlten Reaktoren kann es in Salzschnmelze-Reaktoren zum Erstarren des Kühlmittels kommen, wodurch Strömungswege blockiert werden. Hierfür müssen – ggf. unter Berücksichtigung eutektischer Mischungen – geeignete Modelle zur Verfügung gestellt werden.



## 9 Zusammenfassung

Der vorliegende Bericht beschreibt die relevanten Eigenschaften von Thorium als Grundlage für Kernbrennstoffe sowie Implikationen für radiologische, Entsorgungs- und Proliferationsaspekte. Historische Entwicklungen zum Einsatz von Thorium in Kernreaktoren werden kurz zusammengefasst. Der Schwerpunkt der Arbeiten liegt auf der Zusammenstellung und Bewertung aktuell verfolgter Reaktorkonzepte mit Potential für den Einsatz von Thorium. Weiterhin wird die Eignung der GRS-Rechenkette zur sicherheitstechnischen Bewertung dieser Konzepte überprüft. Ein zusätzlicher Schwerpunkt liegt auf Beschleuniger-getriebenen Hybridreaktoren (ADS).

Aktuell befindet sich nach unserer Kenntnis keine kommerzielle nukleare Anlage zur Stromerzeugung in Betrieb, die Thorium-basierte Kernbrennstoffe in nennenswertem Umfang einsetzt. Auf dem Reißbrett hingegen werden gegenwärtig eine Reihe von Konzepten diskutiert, die primär oder zumeist optional alternativ oder in Ergänzung zu Uran/Plutonium Thorium-basierte Kernbrennstoffe einsetzen können. Zumeist handelt es sich dabei um fortschrittliche oder innovative Anlagenkonzepte aus der Klasse der *Small Modular Reactors* (SMR) und hierbei wiederum häufig um verschiedene Varianten von Salzschnmelze-Reaktoren, wie im Generation IV Forum (GIF) diskutiert. Die weitere Entwicklung mehrerer dieser Konzepte wurde in den letzten Jahren wieder aufgegeben bzw. wird großtechnisch nicht weiterverfolgt. Auf einer akademischen Basis bleiben sie jedoch weiterhin von Interesse, und bleiben eine Option für künftige Entwicklungen.

Je nach Entwicklungsstand ist die frei verfügbare Informationsbasis zu diesen Konzepten unterschiedlich ausgeprägt. Eine dedizierte, strukturierte Bewertung der meisten Konzepte analog zur „SMR-Studie“ /BUC 15/ ist auf dieser Basis gegenwärtig nicht möglich. Grundsätzlich lässt sich feststellen, dass die meisten Thorium-basierten Konzepte heute von einer großtechnischen Einsatzfähigkeit relativ weit entfernt sind. Gegenwärtig erscheint den Autoren eine Realisierung des *Molten Salt Reactor* Konzepts der Firma Moltex Energy Ltd, der sog. *Stable Salt Reactor*, als mittelfristig wahrscheinlich, vermutlich jedoch zunächst nicht in seiner Thorium-Variante sondern als Aktinoidenverbrenner. In China soll bis 2030 eine Demonstrationsanlage des *Thorium Molten Salt Reactors* (TMSR) in Betrieb gehen. Weiterhin wird der Einsatz von Thorium bzw.  $^{233}\text{U}$  in Schwerwasser-moderierten Druckröhren-Reaktoren in Indien punktuell grundsätzlich praktiziert, derzeit offenbar jedoch nicht als Schwerpunkt. Hierzu liegen den Autoren gegenwärtig zu wenige Informationen vor.



Je nach zugrunde liegendem Konzept können Anlagen mit Thorium-basierten Kernbrennstoffen mit den Werkzeugen der GRS unterschiedlich gut sicherheitstechnisch bewertet werden. Konzepte, welche im Aufbau weitgehend den klassischen Leichtwasser-Reaktoren oder Flüssigmetall-gekühlten Reaktoren ähneln, können analog zu diesen prinzipiell bewertet werden. Nukleare Wirkungsquerschnittsdaten für die für Thorium-Systeme relevanten Nuklide liegen vor und können prozessiert werden. Sie erfordern jedoch eine dedizierte Unsicherheitsbetrachtung, da Erfahrungswerte mit  $^{235}\text{U}$  oder Plutonium nicht direkt übertragbar sind, und höhere Unsicherheiten als bei diesen zu erwarten sind. Im Bereich der Thermohydraulik und der Unfallanalyse müssen die – weitgehend, aber nicht vollumfänglich bekannten – Stoffwerte für Thorium bzw. Thoriumdioxid in das AC<sup>2</sup> Programmsystem implementiert werden. Ähnliches gilt für das GRS-Rechenprogramm zum Brennstabverhalten, TESP-ROD. Eine Herausforderung bleibt die Validierung der unterschiedlichen Rechenprogramme gegen Experimente; hier ist die verfügbare Datenlage von Nuklidinventar- und Quelltermbestimmung über Thermohydraulik bis zu Kernschmelzen unter Beteiligung von Thorium sehr gering bis nicht vorhanden.

Zur Beschreibung von anderen Reaktorkonzepten mit Potential zum Einsatz von Thorium wie z. B. CANDU oder Salzschnmelze-Reaktoren (MSR) ist eine grundsätzliche Er-tüchtigung nahezu aller GRS Rechencodes (in unterschiedlichem Ausmaß) erforderlich. Dies begründet sich nicht primär am Einsatz von Thorium, sondern vielmehr an der be-grenzten Abbildbarkeit dieser Systeme mit den gegenwärtigen GRS-Codes. Allerdings basieren gerade diejenigen Konzepte bei denen der künftige Einsatz von Thorium nach gegenwärtigem Stand als am wahrscheinlichsten erscheint, auf diesen begrenzt abbild-baren Konzepten.

## 10 Literaturverzeichnis

- /ADE 14/ Ade, B., Worrall, A., Powers, J., Bowman, S., Flanagan, G., Gehin, J.: Safety and Regulatory Issues of the Thorium Fuel Cycle. NUREG/CR-7176: Oak Ridge, TN, USA, 2014.
- /AEC 11a/ AECL: Status Report 68 - Enhanced CANDU 6 (EC6). Hrsg.: IAEA, ARIS Status Reports, Bd. 68, 42 S., Stand vom 4. Januar 2011, erreichbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/EC6.pdf>, abgerufen am 5. Mai 2020.
- /AEC 11b/ AECL: Status Report 69 - Advanced CANDU Reactor 1000 (ACR-1000). Hrsg.: IAEA, ARIS Status Reports, Bd. 69, 31 S., Stand vom 4. Januar 2011, erreichbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/ACR-1000.pdf>, abgerufen am 5. Mai 2020.
- /ALL 18/ Allelein, H.-J., Verfondern, K.: Major Milestones of HTR Development in Germany and still open Research Issues. *Annals of Nuclear Energy*, Bd. 116, S. 114–127, 2018.
- /AND 95/ Andriamonje, S., Angelopoulos, A., Apostolakis, A., Attale, F., Brillard, L., Bueno, S., Calero, J., Carminati, F., Casagrande, F., Cennini, P., Charalambous, S., Del Moral, R., Eleftheriadis, C., Gallego, E., et al.: Experimental Determination of the Energy generated in Nuclear Cascades by a High Energy Beam. *Physics Letters B*, Bd. 348, Nr. 3-4, S. 697–709, DOI 10.1016/0370-2693(95)00154-D, 1995.
- /AND 14/ Andreades, C., Cisneros, A. T., Choi, J. K., Chong, A. Y.K., Fratoni, M., Hong, S., Huddar, L. R., Huff, K. D., Krumwiede, D. L., Laufer, M. R., Munk, M., Scarlat, R. O., Zweibaum, N., Greenspan, E., Peterson, P. F.: Technical Description of the “Mark 1” Pebble-Bed Fluoride-Salt-Cooled High-Temperature Reactor (PB-FHR) Power Plant. Department of Nuclear Engineering, University of California, Berkeley, UCBTH-14-002, 2014.
- /AUL 12/ Ault, T., Brozek, K., Lingchen, F., Folsom, M., Kim, J., Zeismer, J.: Lithium Isotope Enrichment: Feasible Domestic Enrichment Alternatives. Department of Nuclear Engineering, University of California, Berkeley, Report UCBTH-12-005, 5. Mai 2012.

- /BAE 14/ Baeten, P., Schyns, M., Fernandez, R., De Bruyn, D., Van den Eynde, G.: MYRRHA: A Multipurpose Nuclear Research Facility. EPJ Web of Conferences, Bd. 79, S. 3001, DOI 10.1051/epjconf/20147903001, 2014.
- /BAU 00/ Bauer, G. S., Salvatores, M., Heusener, G.: MEGAPIE, a 1 MW Pilot Experiment for a Liquid Metal Spallation Target. In: JAERI: 15th Meeting of the International Collaboration on Advanced Neutron Sources. ICANS-15, Tsukuba, Japan, 6. - 9. November 2000, KEK-Proceedings-2000-22 ; JAERI-Conf-2001-0002, 2000.
- /BÄU 90/ Bäumer, R., Kalinowski, I., Röhler, E., Schöning, J., Wachholz, W.: Construction and Operating Experience with the 300-MW THTR Nuclear Power Plant. Nuclear Engineering and Design, Bd. 121, Nr. 2, S. 155–166, 1990.
- /BET 86/ Bettis Atomic Power Laboratory: Shipping Port Operations with the Light Water Breeder Reactor Core, LWBR Development Program. Report WAPD-TM-1542: West Mifflin, PA, USA, März 1986.
- /BHA 13/ Bhabha Atomic Research Centre (BARC): Advanced Heavy Water Reactor (AHWR), Design Description 11.06.2013. Hrsg.: IAEA, ARIS Status Reports, Bd. 67, Stand vom 11. Juni 2013, erreichbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/AHWR.pdf>, abgerufen am 2. Dezember 2019.
- /BIA 16/ Biarrotte, J.-L., Bouly, F., Romao, L. M., Vandeplassche, D., Uriot, D.: Euratom MAX Project: The MYRRHA Accelerator eXperiment R&D Program. In: Revol, J.-P., Bourquin, M., Kadi, Y., Lillestol, E., Mestral, J.-C. de, Samec, K. (Hrsg.): Thorium Energy for the World, Proceedings of the ThEC13 Conference. CERN, Globe of Science and Innovation, Geneva, Switzerland, 27. - 31. Oktober 2013, Bd. 184, S. 259–264, ISBN 978-3-319-26542-1, DOI 10.1007/978-3-319-26542-1\_38, Springer: Cham, 2013.
- /BIL 20/ Bilodid, I., Kukhotskyi, O., Nemtsova, S., Ovdiienko, I., Kovbasenko, I.: Expert Safety Assessment to Support the Licensing of Accelerator-Driven Nuclear Facility in Ukraine. In: EUROSAFE Forum (Hrsg.): Proceedings EUROSAFE 2019, Cologne 4. -5. November 2019. ISBN 978-3-947685-51-6: Köln, Februar 2020.

- /BRO 13/ Brovchenko, M., Heuer, D., Merle-Lucotte, E., Allibert, M., Ghetta, V., Laureau, A., Rubiolo, P.: Design-related Studies for the Preliminary Safety Assessment of the Molten Salt Fast Reactor. Nuclear Science and Engineering, Bd. 175, Nr. 3, S. 329–339, DOI 10.13182/NSE12-70, 2013.
- /BRO 18/ Brown, D. A., Chadwick, M. B., Capote, R., Kahler, A. C., Trkov, A., Herman, M. W., Sonzogni, A. A., Danon, Y., Carlson, A. D., Dunn, M., Smith, D. L., Hale, G. M., Arbanas, G., Arcilla, R., et al.: ENDF/B-VIII.0: The 8th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO-project Cross Sections, New Standards and Thermal Scattering Data. Nuclear Data Sheets, Nr. 148, S. 1–142, DOI 10.1016/j.nds.2018.02.001, 2018.
- /BRO 19/ Brovchenko, M., Kloosterman, J.-L., Luzzi, L., Merle, E., Heuer, D., Laureau, A., Feynberg, O., Ignatiev, V., Aufiero, M., Cammi, A., Fiorina, C., Alcaro, F., Dulla, S., Ravetto, P., et al.: Neutronic Benchmark of the Molten Salt Fast Reactor in the Frame of the EVOL and MARS collaborative projects. EPJ Nuclear Sci. Technol., Bd. 5, S. 2, DOI 10.1051/epjn/2018052, 2019.
- /BUC 15/ Buchholz, S., Krüssenberg, A., Schaffrath, A., Zipper, R.: Studie zur Sicherheit und zu internationalen Entwicklungen von Small Modular Reactors (SMR), Abschlussbericht. GRS-376, DOI 10.2314/GBV:883073838, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, Mai 2015.
- /BUN 15/ Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 22. November 2012 (Si-Anf) in der Fassung von 3. März 2015 - Neufassung (BAnz AT 30.03.2015 B2).
- /BUN 19/ Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) (Hrsg.): BGR Energiestudie 2018, Daten und Entwicklungen der deutschen und globalen Energieversorgung. Nr. 22: Hannover, März 2019.
- /CAS 91/ Casal, J. J., Stamm'ler, R.J.J., Villarino, E. A., Ferri, A. A.: HELIOS: Geometric Capabilities of a New Fuel-assembly Program. Proc. Int. Topl. Mtg. Advances in Mathematics, Computations, and Reactor Physics, Vol. II, Sect. 10.2.1, pp. 1-13: Pittsburgh, PA, USA, 28. April 1991.

- /CER 19/ Cervi, E., Lorenzi, S., Luzzi, L., Cammi, A.: Multiphysics Analysis of the MSFR Helium Bubbling System: A Comparison between Neutron Diffusion, SP3 Neutron Transport and Monte Carlo Approaches. *Annals of Nuclear Energy*, Bd. 132, S. 227–235, DOI 10.1016/j.anucene.2019.04.029, 2019.
- /CHA 11/ Chadwick, M. B., Herman, M., Obložinský, P., Dunn, M. E., Danon, Y., Kahler, A. C., Smith, D. L., Pritychenko, B., Arbanas, G., Arcilla, R., Brewer, R., Brown, D. A., Capote, R., Carlson, A. D., et al.: ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data. *Nuclear Data Sheets*, Bd. 112, Nr. 12, S. 2887–2996, DOI 10.1016/j.nds.2011.11.002, 2011.
- /CHA 15/ Chauhan, A.: Utilization of Thorium in Indian PHWRs. In: *Thorium Energy World (Hrsg.): Thorium Energy Conference 2015. ThEC15, Mumbai, India, 12. - 15. Oktober 2015*: <http://www.thoriumenergyworld.com/thec15-mumbai.html>, 2015.
- /CHE 09/ Chen, F., Dong, Y., Zheng, Y., Shi, L., Zhang, Z.: Benchmark Calculation for the Steady-State Temperature Distribution of the HTR-10 under Full-Power Operation. *Journal of Nuclear Science and Technology*, Bd. 46, Nr. 6, S. 572–580, 2009.
- /CHE 11/ Chetal, S. C.: 500 MWe PFBR: Concept to Realisation and Approach for Future 500 MWe FBRs. Präsentation, IAEA: Vienna, 11. Oktober 2011.
- /CON 18/ Conlin, J. L., Haeck, W., Neudecker, D., Parsons, D. K., White, M. C.: Release of ENDF/B-VIII.0-Based ACE Data Files. Nuclear Data Team, XCP-5, Los Alamos National Laboratory, LA-UR-18-24034, 13 S., Mai 2018.
- /COP 20/ Copenhagen Atomics: Engineering the Future of Energy, Clean, Cheap, Safe and Abundant Energy Using Thorium. Erreichbar unter <https://www.copenhagenatomics.com/>, abgerufen am 4. August 2020.
- /DEB 15/ De Bruyn, D., Abderrahim, H. A., Baeten, P., Leysen, P.: The MYRRHA ADS Project in Belgium enters the Front End Engineering Phase. *Physics Procedia*, Bd. 66, S. 75–84, DOI 10.1016/j.phpro.2015.05.012, 2015.

- /DEB 18/ De Bruyn, D., Ait Abderrahim, H., Baeten, P., Angulo Carmen: The Belgian MYRRHA ADS Programme. Part 1: The new phased Implementation Plan. In: ANS (Hrsg.): ICAPP 2018, International Congress on Advances in Nuclear Power Plants. Charlotte, NC, 8. - 11. April 2018, S. 1066–1073, ISBN ISBN: 978-0-89448-755-2, 2018.
- /DIA 18/ Diamond, D. J., Brown, N. R., Denning, R., Bajorek, S.: Phenomena important in Molten Salt Reactor Simulations. Brookhaven National Laboratory (BNL), Upton, NY (United States), BNL-114869-2017-INRE, 2018.
- /DOL 17/ Dolan, T. J. (Hrsg.): Molten Salt Reactors and Thorium Energy. 1. Aufl., 840 S., ISBN 978-0-08-101126-3, Woodhead Publishing Series in Energy, imprint of Elsevier: Duxford, UK, Cambridge MA, USA, Kidlington, UK, Juni 2017.
- /DRE 13/ Drera, S. S., Kelly, J. F., Asphjell, Ø., Insulander Björk, K.: Overview of the Thor Energy Thorium Fuel Development Program. In: Revol, J.-P., Bourquin, M., Kadi, Y., Lillestol, E., Mestral, J.-C. de, Samec, K. (Hrsg.): Thorium Energy for the World, Proceedings of the ThEC13 Conference. CERN, Globe of Science and Innovation, Geneva, Switzerland, 27. - 31. Oktober 2013, S. 155–159, ISBN 978-3-319-26542-1, Springer: Cham, 2013.
- /ELY 17/ Elysium Industries: The Molten Chloride Salt Fast Reactor, (MCSFR). Stand von 2017, erreichbar unter <http://www.elysiumindustries.com/>, abgerufen am 27. August 2020.
- /ÉNE 19/ Énergie NB Power: NB Power pleased with Progress on Small Modular Reactor Work, 25.07.2019. Erreichbar unter <https://www.nbpower.com/en/about-us/news-media-centre/news/2019/nb-power-pleased-with-progress-on-small-modular-reactor-work/>, abgerufen am 3. August 2020.
- /ENG 79/ Engelmann, P., Hansen, U., Kolb, G., Leushacke, D., Teuchert, E., Werner, H.: Potential der Thorium-Nutzung im Hochtemperaturreaktor Uranverbrauch und Kosten langfristiger HTR-Strategien im Vergleich zu LWR und SBR. Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Jül-1612, 1979.

- /EUR 13/ Europäische Kommission: EVOL, Evaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor System. Stand von 2013, erreichbar unter <https://cordis.europa.eu/project/rcn/97054/reporting/en>, abgerufen am 27. August 2020.
- /EUR 19/ Europäische Kommission: SAMOFAR, SAfety features of the MOlten salt FAst Reactor. Stand von 2019, erreichbar unter <http://samofar.eu/>, abgerufen am 27. August 2020.
- /FIS 20/ Fission Liquide: Premier béton en Chine. Hrsg.: [fissionliquide@gmail.com](mailto:fissionliquide@gmail.com), Stand vom 31. Mai 2020, erreichbar unter <https://fissionliquide.fr/2020/05/31/premier-beton-en-chine/>, abgerufen am 31. August 2020.
- /FLI 20/ Flibe Energy: Liquid Fluoride Thorium Reactor. Stand von 2020, erreichbar unter <http://flibe-energy.com/>, abgerufen am 27. August 2020.
- /FLO 19a/ Flora, E. M.: ETA-I: D2O Moderated Lattice of UO<sub>2</sub>-ThO<sub>2</sub>, HEU-COMP-THERM-018. In: OECD/NEA (Hrsg.): International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP), Handbook 2019. NEA/NSC/DOC(95)03, DOI 10.1787/e2703cd5-en: Paris, Juni 2019.
- /FLO 19b/ Flora, E. M., Bridges, A. H.: ETA-II: D2O Moderated Lattice of <sup>233</sup>UO<sub>2</sub>-<sup>232</sup>ThO<sub>2</sub>, U<sup>233</sup>-COMP-THERM-004. In: OECD/NEA (Hrsg.): International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP), Handbook 2019. NEA/NSC/DOC(95)03, DOI 10.1787/e2703cd5-en: Paris, Juni 2019.
- /GAN 13/ Ganesan, S.: Nuclear Data Development Related to Th-U Fuel Cycle in India. In: Revol, J.-P., Bourquin, M., Kadi, Y., Lillestol, E., Mestral, J.-C. de, Samec, K. (Hrsg.): Thorium Energy for the World, Proceedings of the ThEC13 Conference. CERN, Globe of Science and Innovation, Geneva, Switzerland, 27. - 31. Oktober 2013, ISBN 978-3-319-26542-1, Springer: Cham, 2013.
- /GER 17/ Geraci, N. C.: Initiating Event Analysis of a Lithium Fluoride Thorium Reactor. DOI 10.25777/zbn3-zr14, Engineering Management, Old Dominion University, 2017.

- /GOL 78/ Goldberg, I., Spahr, G. L., White, L. S., Waldman, L. A., Giovengo, J. F., Pfennigwerth, P. L., Sherman, J.: Fission Gas Release from ThO<sub>2</sub> and THO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> Fuels, (LWBR Development Program), DOE Research and Development Report. Bettis Atomic Power Laboratory, WAPD-TM-1350, August 1978.
- /GRE 07/ Greneche, D., Szymczak, W. J., Buchheit, J. M., Delpech, M., Vasile, A., Golfier, H.: Rethinking the Thorium Fuel Cycle: An Industrial Point of View. Proceedings of ICAPP 2007, 2007.
- /GRE 15/ Greenspan, E., Gorman, P. M., Bogetic, S., Seifried, J.E., Zhang, G., Varela, C. R., Fratoni, M., Vijic, J. J., Downar, T., Hall, A., et al.: Self-Sustaining Thorium Boiling Water Reactors, Reactor Concepts - Summary Report, Project No. 11-3023. Hrsg.: U.S. Department of Energy, Nuclear Energy University Programs (NEUP), 11-3023 NEUP, 28. Februar 2015.
- /GUP 10/ Gupta, M., Kellet, M. A., Nichols, A. L., Bersillon, O.: Decay Heat Calculations: Assessment of Fission Product Decay Data Requirements for Th/U Fuel. Hrsg.: INDC International Nuclear Data Committee, IAEA Nuclear Data Section, INDC(NDS)-0577, Mai 2010.
- /HAM 16/ Hammer-Rotzler, B., Neuhausen, J., Boutellier, V., Wohlmuther, M., Zanini, L., David, J.-C., Türler, A., Schumann, D.: Distribution and Surface Enrichment of Radionuclides in Lead-Bismuth Eutectic from Spallation Targets. The European Physical Journal Plus, Bd. 131, Nr. 7, S. 505, 2016.
- /HAN 17/ Hannstein, V., Behler, M., Sommer, F.: MOTIVE - A New Modular Burn-up Code. In: American Nuclear Society (ANS): International Conference on Mathematics & Computational Methods Applied to Nuclear Science & Engineering. M&C 2017, Jeju, Korea, 16. - 20. April 2017, ISBN 978-1-5108-5645-5, Curran Associates, Inc.: Red Hook, NY, USA, 2017.
- /HAS 20/ Hasini, D.: Moltex Energy selects Jacobs to develop Stable Salt Reactor. NS Energy Business, Stand vom 6. August 2020, erreichbar unter <https://www.nsenergybusiness.com/news/moltex-energy-selects-jacobs-to-develop-stable-salt-reactor/>, abgerufen am 31. August 2020.



- /HAU 70/ Haubenreich, P. N., Engel, J. R.: Experience with the Molten-Salt Reactor Experiment. Nuclear Applications and technology, Bd. 8, Nr. 2, S. 118–136, 1970.
- /HEI 19/ Heinrichs, D.: Uranyl-Fluoride (<sup>233</sup>U) Solutions in Spherical Stainless Steel Vessels with Reflectors of Be, CH<sub>2</sub>, and Be-CH<sub>2</sub> Composites, Part II, U233-SOL-THERM-015. In: OECD/NEA (Hrsg.): International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP), Handbook 2019. NEA/NSC/DOC(95)03, DOI 10.1787/e2703cd5-en: Paris, Juni 2019.
- /HEU 14/ Heuer, D., Merle-Lucotte, E., Allibert, M., Brovchenko, M., Ghetta, V., Rubiolo, P.: Towards the Thorium Fuel Cycle with Molten Salt Fast Reactors. Annals of Nuclear Energy, Bd. 64, S. 421–429, 2014.
- /HEX 16/ He, X.: Validation of the TRACE Code for the System Dynamic Simulations of the Molten Salt Reactor Experiment and the Preliminary Study on the Dual Fluid Molten Salt Reactor. Dissertation, Fakultät für Maschinenwesen, Lehrstuhl für Nukleartechnik, Technische Universität München, 2016.
- /HIN 14/ Hino, T., Ohtsuka, M., Moriya, K., Matsuura, M.: Light Water Reactor System Designed to Minimize Environmental Burden of Radioactive Waste. Hitachi Review, Bd. 63, Nr. 9, S. 602–609, 2014.
- /HUK 15/ Huke, A., Ruprecht, G., Weißbach, D., Gottlieb, S., Hussein, A., Czerski, K.: The Dual Fluid Reactor – A novel Concept for a Fast Nuclear Reactor of high Efficiency. Annals of Nuclear Energy, Bd. 80, S. 225–235, DOI 10.1016/j.anucene.2015.02.016, 2015.
- /IAE 05/ IAEA: Thorium fuel cycle — Potential Benefits and Challenges. IAEA-TECDOC-1450, ISBN 92-0-103405-9, International Atomic Energy Agency: Vienna, 2005.
- /IAE 06/ IAEA: Thermophysical Properties Database of Materials for Light Water Reactors and Heavy Water Reactors. IAEA-TECDOC-1496, Juni 2006.

- /IAE 10a/ IAEA: Technical Features to enhance Proliferation Resistance of Nuclear Energy Systems. IAEA nuclear energy series, No. NF-T-4.5, 55 S., ISBN 978-92-0-106210-9, 2010.
- /IAE 10b/ IAEA: Evaluated Nuclear Data for Nuclides within the Thorium-Uranium Fuel Cycle. International Atomic Energy Agency (IAEA), STI/PUB/1435, 71 S., ISBN 978-92-0-101010-0: Vienna, Mai 2010.
- /IAE 11a/ IAEA: Status Report 70 - Pebble Bed Modular Reactor (PBMR). Stand von 2011, erreichbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/PBMR.pdf>, abgerufen am 21. Oktober 2020.
- /IAE 11b/ IAEA: Status Report 96 - High Temperature Gas Cooled Reactor - Pebble-Bed Module (HTR-PM). Erreichbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/HTR-PM.pdf>, abgerufen am 18. Dezember 2019.
- /IAE 13/ IAEA: Status of Innovative Fast Reactor Designs and Concepts, A Supplement to the IAEA Advanced Reactors Information System. ARIS Status Reports, 70 S., 2013.
- /IAE 14/ IAEA: Options to Enhance Proliferation Resistance of Innovative Small and Medium Sized Reactors. IAEA nuclear energy series, No. NP-T-1.11, 79 S.: Vienna, 2014.
- /IAE 15/ IAEA: Status of Accelerator Driven Systems Research and Technology Development. IAEA-TECDOC-1766, ISBN 978-92-0-105315-2: Vienna, 2015.
- /IAE 16/ IAEA: Status Report – MSR-FUJI. ARIS Status Reports, Stand vom 28. Juli 2016, erreichbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/MSR-FUJI.pdf>, abgerufen am 14. Oktober 2020.

- /IAE 18a/ IAEA: Fast Reactors and related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Proceedings of an International Conference organized by the International Atomic Energy Agency, hosted by the Government of the Russian Federation through the State Atomic Energy Corporation "ROSATOM" and held in Yekaterinburg, Russian Federation, 26-29 June 2017. Proceedings series, 247 S., ISBN 978-92-0-108618-1, International Atomic Energy Agency: Vienna, 2018.
- /IAE 18b/ IAEA: Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) 2018 Edition. ARIS Status Reports: Vienna, 2018.
- /IFA 20a/ Institut für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung (IFA) (Hrsg.): Gefahrstoffinformationssystem GESTIS, Suchbegriff "Lithiumfluorid". Stand vom 2. Oktober 2020, erreichbar unter [http://gestis.itrust.de/nxt/gateway.dll/gestis\\_de/000000.xml?f=templates\\$fn=default.htm\\$vid=gestisdeu:sdbdeu\\$3.0](http://gestis.itrust.de/nxt/gateway.dll/gestis_de/000000.xml?f=templates$fn=default.htm$vid=gestisdeu:sdbdeu$3.0), abgerufen am 9. Oktober 2020.
- /IFA 20b/ Institut für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung (IFA) (Hrsg.): Gefahrstoffinformationssystem GESTIS, Suchbegriff "Natriumfluorid". Stand vom 2. Oktober 2020, erreichbar unter [http://gestis.itrust.de/nxt/gateway.dll/gestis\\_de/000000.xml?f=templates\\$fn=default.htm\\$vid=gestisdeu:sdbdeu\\$3.0](http://gestis.itrust.de/nxt/gateway.dll/gestis_de/000000.xml?f=templates$fn=default.htm$vid=gestisdeu:sdbdeu$3.0), abgerufen am 9. Oktober 2020.
- /IFK 20/ Institut für Festkörper-Kernphysik gGmbH (IFK): Dual Fluid Reaktor. Stand von 2020, erreichbar unter <https://dual-fluid-reaktor.de/>, abgerufen am 27. August 2020.
- /IGN 07/ Ignatiev, V., Feynberg, O., Gnidoi, I., Merzlyakov, A., Smirnov, V., Surenkov, A., Tretiakov, I., Zakirov, R., Afonichkin, V., Bovet, A., et al.: Progress in Development of Li, Be, Na/F Molten Salt Actinide Recycler & Transmuter Concept. In: Proceedings of ICAPP. Bd. 7, S. 13–18, 2007.
- /IGN 12/ Ignatiev, V., Feynberg, O., Merzlyakov, A., Surenkov, A., Zagnitko, A., Afonichkin, V., Bovet, A., Khokhlov, V., Subbotin, V., Fazilov, R., et al.: Progress in Development of MOSART Concept with Th Support. In: Proceedings of ICAPP. Bd. 12, S. 24–28, 2012.

- /ING 05/ Ingersoll, D. T., Parma, E. J., Forsberg, C. W., Renier, J. P.: Core Physics Characteristics and Issues for the Advanced High Temperature Reactor (AHTR). NEA Nuclear Science Committee, Proc. Advanced Reactors with Innovative Fuels (ARWIF): Oak Ridge, TN, USA, 16. Februar 2005.
- /KIM 16/ Kim, W.: Status Report – SSR-U, as of July 28, 2016. Hrsg.: IAEA, erreichbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/SSR.pdf>, abgerufen am 7. Oktober 2020.
- /KNE 09/ Knebel, J., Aït Abderrahim, H., Caron-Carles, M., De Bruyn, D., Delage, F., Fazio, C., Gior, M., Gonzalez, E., Granger, G., Mansani, L., Monti, S., Mueller, A. C.: European Research Programme for the Transmutation of High Level Nuclear Waste in an Accelerator Driven System Towards a Demonstration Device of Industrial Interest. In: FISA 2009. Seventh European Commission Conference on Euratom Research and Training in Reactor Systems, Prague, Juni , 2009.
- /KŘE 04/ Křepel, J., Grundmann, U., Rohde, U.: Development and Verification of a 1D Dynamics Code for Molten Salt Reactors. In: International Conference on Nuclear Engineering. Bd. 46873, S. 629–634, 2004.
- /KŘE 07/ Křepel, J., Rohde, U., Grundmann, U., Weiss, F.-P.: DYN3D-MSR Spatial Dynamics Code for Molten Salt Reactors. Annals of Nuclear Energy, Bd. 34, Nr. 6, S. 449–462, 2007.
- /LAT 16/ Latge, C., Wohlmuther, M., Dai, Y., Gavillet, D., Gessi, A., Guertin, A., Hammer, B., Heinitz, S., Henry, J., Konstantinovic, M., Lindau, R., Fazio, C., Maloy, S., Neuhausen, J., et al.: MEGAPIE: The World's First High-Power Liquid Metal Spallation Neutron Source. In: Revol, J.-P., Bourquin, M., Kadi, Y., Lillestol, E., Mestral, J.-C. de, Samec, K. (Hrsg.): Thorium Energy for the World, Proceedings of the ThEC13 Conference. CERN, Globe of Science and Innovation, Geneva, Switzerland, 27. - 31. Oktober 2013, Bd. 296, S. 279–287, ISBN 978-3-319-26542-1, DOI 10.1007/978-3-319-26542-1\_41, Springer: Cham, 2013.

- /LEP 15/ Leppänen, J., Pusa, M., Viitanen, T., Valtavirta, V., Kaltiaisenaho, T.: The Serpent Monte Carlo Code, Status, Development and Applications in 2013. *Annals of Nuclear Energy*, Bd. 82, S. 142–150, DOI 10.1016/j.anucene.2014.08.024, 2015.
- /LER 18/ Lerchl, G.: ATHLET-Erweiterungen zur Simulation von Salzschnmelzen in Kühlkreisläufen, TN-LER-18/01. Technische Notiz, TN-LER-18/01, 2018.
- /LIG 20/ Li, G., Bentoumi, G., Hartling, K., Molnar, I., Neggers, C., Rogge, R., Yamani, Z.: Validation of ENDF/B-VIII Thermal Neutron Scattering Data of Heavy Water by Differential Cross Section Measurements at Various Temperatures. *Annals of Nuclear Energy*, Bd. 135, Nr. 106932, DOI 10.1016/j.anucene.2019.07.034, Januar 2020.
- /MAC 85/ MacPherson, H. G.: The Molten Salt Reactor Adventure. *Nuclear Science and Engineering*, Bd. 90, Nr. 4, S. 374–380, 1985.
- /MAN 17/ Mantout, A., Seubert, A., Velkov, K.: Time-Dependent External Distributed Neutron Source Capability in PARCS and Comparison with TORT-TD. In: American Nuclear Society (ANS): International Conference on Mathematics & Computational Methods Applied to Nuclear Science & Engineering. M&C 2017, Jeju, Korea, 16. - 20. April 2017, ISBN 978-1-5108-5645-5, Curran Associates, Inc.: Red Hook, NY, USA, 2017.
- /MAT 09/ Mathieu, L., Heuer, D., Merle-Lucotte, E., Brissot, R., Le Brun, C., Liatard, E., Loiseaux, J.-M., Méplan, O., Nuttin, A., Lecarpentier, D.: Possible Configurations for the Thorium Molten Salt Reactor and Advantages of the Fast Nonmoderated Version. *Nuclear Science and Engineering*, Bd. 161, Nr. 1, S. 78–89, 2009.
- /MER 13/ Merle, E.: The Concept of Fast Spectrum Molten Salt Reactor (MSFR). Präsentation, Institut National de Physique Nucléaire et de Physique des Particules, French-Swedish Seminar on Future Nuclear Systems - KTH – Stockholm, Sweden, 3. Dezember 2013.

- /MER 18a/ Merle, E., Allibert, M., Beils, S., Cammi, A., Carlucci, B., Carpignano, A., Delpéch, S., Di Ronco, A., Dulla, S., Flauw, Y., et al.: Design and Safety Studies of the Molten Salt Fast Reactor Concept in the Frame of the SAMOFAR H2020 Project. In: Generation IV International Forum Symposium. S. 1–7, 2018.
- /MER 18b/ Mertzyurek, U., Betzler, B. R., Jessee, M. A., Bowman, S. M.: SCALE 6.2 Lattice Physics Code Accuracy Assessment For Light Water Reactor Fuel. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): PHYSOR 2018, Reactor Physics paving the Way towards More Efficient Systems. Cancun, 2018.
- /MOL 20/ Moltex Energy Ltd.: Stable Salt Reactor. Stand von 2020, erreichbar unter <http://www.moltexenergy.com/>, abgerufen am 27. August 2020.
- /NAB 97/ Na, B. C., Hahn, D. H.: Review of Core Disruptive Accident Analysis for Liquid-Metal Cooled Fast Reactors. KAERI, KAERI/AR-463/97, 1997.
- /NAG 14/ Nagy, K., Lathouwers, D., T'Joel, C.G.A., Kloosterman, J.-L., Van der Hagen, T.H.J.J.: Steady-State and Dynamic Behavior of a Moderated Molten Salt Reactor. *Annals of Nuclear Energy*, Bd. 64, S. 365–379, 2014.
- /NPC 11a/ Nuclear Power Corporation of India Limited (NPCIL): Indian 220 MWe PHWR (IPHWR-220), Status Report 74. Hrsg.: IAEA, ARIS Status Reports, Bd. 74, 37 S., Stand vom 4. April 2011, erreichbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/IPHWR-220.pdf>, abgerufen am 27. November 2019.
- /NPC 11b/ Nuclear Power Corporation of India Limited (NPCIL): Indian 700 MWe PHWR (IPHWR-700), Status report 105. Hrsg.: IAEA, ARIS Status Reports, Bd. 105, 44 S., Stand vom 1. August 2011, erreichbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/IPHWR-700.pdf>, abgerufen am 6. Mai 2020.
- /NUT 05/ Nuttin, A., Heuer, D., Billebaud, A., Brissot, R., Le Brun, C., Liatard, E., Loiseaux, J.-M., Mathieu, L., Meplan, O., Merle-Lucotte, E., et al.: Potential of Thorium Molten Salt Reactors - Detailed Calculations and Concept Evolution with a View to Large Scale Energy Production. *Progress in Nuclear Energy*, Bd. 46, Nr. 1, S. 77–99, 2005.

- /OEC 15/ OECD Nuclear Energy Agency: Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle, Short- to Long-Term Considerations. OECD/NEA Division of Nuclear Science, 2015.
- /OEC 16/ OECD-NEA/IAEA: Uranium 2016, Resources, Production and Demand, A Joint Report by the Nuclear Energy Agency and the International Atomic Energy Agency. Hrsg.: OECD Nuclear Energy Agency, Nr. 7301, 2016.
- /OEC 19a/ OECD/NEA (Hrsg.): International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP), Handbook 2019. NEA/NSC/DOC(95)03, DOI 10.1787/e2703cd5-en: Paris, Juni 2019.
- /OEC 19b/ OECD Nuclear Energy Agency (Hrsg.): Joint Evaluated Fission and Fusion (JEFF) Nuclear Data Library. Erreichbar unter <http://www.oecd-nea.org/dbdata/jeff/>, abgerufen am 23. Juli 2020.
- /ORN 12/ Oak Ridge National Laboratory (ORNL): SCALE: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design. Version 6.1.2, ORNL/TM-2005/39, available from Radiation Safety Information Computational Center as CCC-785: Oak Ridge, TN, USA, 2012.
- /ORN 18/ Oak Ridge National Laboratory (ORNL): SCALE Code System. Version 6.2.3, ORNL/TM-2005/39, available from Radiation Safety Information Computational Center as CCC-834.: Oak Ridge, TN, USA, März 2018.
- /ORN 20/ ORNL: How SNS Works | Neutron Science at ORNL. Erreichbar unter <https://neutrons.ornl.gov/content/how-sns-works>, abgerufen am 10. Januar 2020.
- /OSU 18/ O'Sullivan, R.: A Technical Introduction to the Stable Salt Reactor. Moltex Energy, Januar 2018.
- /PAT 19/ Pater, M.: Multiphysics Simulations of Molten Salt Reactors using the Moltres Code. Master Thesis, Université Paris-Saclay, September 2019.

- /PBM 17/ PBMR Ltd.: Pebble Bed Modular Reactor. Stand vom 16. Mai 2017, erreichbar unter <http://www.pbmr.com/index2.asp>, abgerufen am 27. August 2020.
- /PEE 87/ Peehs, M., Schlosser, G. J., Pinheiro, R. B., Maly, V., Hrovat, M.: Th-Utilization in PWRs: Status of Work in the Cooperative Brazilian/German Program. In: IAEA (Hrsg.): Thorium-based Nuclear Fuel: Current Status and Perspectives, Proceedings of a Technical Committee Meeting organized by the IAEA and held in Vienna, 2-4 December 1985. IAEA-TECDOC-412, 1987.
- /PEL 13/ Pelowitz, D. B.: MCNP6 User's Manual, Version 1.0, Manual Rev. 0. Los Alamos National Laboratory, LA-CP-13-00634, Rev. 0, 765 S., Mai 2013.
- /PER 49/ Perlman, I., Ghiorso, A., Seaborg, G. T.: Relation Between Half-Life and Energy in Alpha-Decay. *Physical Review*, Bd. 75, Nr. 7, 1. April 1949.
- /PER 72/ Perry, A. M., Weinberg, A. M.: Thermal breeder reactors. *Annual Review of Nuclear Science*, Bd. 22, Nr. 1, S. 317–354, 1972.
- /PIN 88/ Pinheiro, R. B., Lameiras, F. S., Peehs, M., Maly, V., et al.: Program of Research and Development on the Thorium Utilization in PWRs, Final Report (1979-1988). Jül-Spez-488, ISBN 3-89336-019-0, KFA Jülich GmbH Zentralbibliothek: Jülich, 1988.
- /PLO 20/ Plompen, A. J. M., Cabellos, O., Saint Jean, C. de, Fleming, M., Algora, A., Angelone, M., Archier, P., Bauge, E., Bersillon, O., Blokhin, A., Cantargi, F., Chebboubi, A., Diez, C., Duarte, H., et al.: The Joint Evaluated Fission and Fusion Nuclear Data Library, JEFF-3.3. *The European Physical Journal A*, Bd. 56, Nr. 7, S. 1, DOI 10.1140/epja/s10050-020-00141-9, 2020.
- /PON 98/ Пономарев-Степной, Н. Н., Лунин, Г. Л., Морозов, А. Г., Кузнецов, В. В., Кевролев, В. В., Кузнецов, В. Ф.: Легководный ториевый реактор ВВЭР-Т. *Атомная энергия*, Bd. 85, Nr. 4, S. 263–277, 1998.



- /RAD 98/ Radkowsky, A., Galperin, A.: The Nonproliferative Light Water Thorium Reactor: A New Approach to Light Water Reactor Core Technology. Nuclear Technology, Bd. 124, Nr. 3, S. 215–222, DOI 10.13182/NT98-A2921, 1998.
- /RAG 04/ Raghupaty, S., Singh, O. P., Govindarajan, S., Chetal, S. C., Bhoje, S. B.: Design of 500 MWe Prototype Fast Breeder Reactor. 9 S., IGCAR, erreichbar unter <https://web.archive.org/web/20120417081309/http://www.dae.gov.in/ni/nimar04/design.pdf>, abgerufen am 18. Juni 2020.
- /REN 13/ Renn, O. (Hrsg.): Partitionierung und Transmutation, Forschung - Entwicklung - Gesellschaftliche Implikationen. acatech STUDIE, 292 S., Herbert Utz Verlag: München, Dezember 2013.
- /REV 16/ Revol, J.-P.: Accelerator-Driven Systems (ADS) Physics and Motivations. In: Revol, J.-P., Bourquin, M., Kadi, Y., Lillestol, E., Mestral, J.-C. de, Samec, K. (Hrsg.): Thorium Energy for the World, Proceedings of the ThEC13 Conference. CERN, Globe of Science and Innovation, Geneva, Switzerland, 27. - 31. Oktober 2013, S. 235–242, ISBN 978-3-319-26542-1, Springer: Cham, 2013.
- /ROB 65/ Robertson R. C.: MSRE Design and Operations Report, Part I: Description of Reactor Design. Oak Ridge National Laboratory, ORNL-TM- 728, 1965.
- /ROB 70/ Robertson, R. C., Briggs, R. B., Smith, O. L., Bettis, E. S.: Two-fluid Molten-Salt Breeder Reactor Design Study, Status as of January 1, 1968. Oak Ridge National Laboratory, USA, ORNL-4528, 1970.
- /ROB 71/ Robertson, R. C.: Conceptual Design Study of a Single-Fluid Molten-Salt Breeder Reactor. Oak Ridge National Laboratory, USA, 1971.
- /RUB 95/ Rubbia, C., Rubio, J. A., Buono, S., Carminati, F., Fiétier, N., Galvez, J., Gelès, C., Kadi, Y., Klapisch, R., Mandrillon, P., Revol, J. P., Roche, C.: Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier. CERN, CERN/AT/95-44 (ET): Genf, 29. September 1995.

- /SCH 97/ Schroeder, H.: Helium in Metallen und sein Einfluss auf deren mechanische Eigenschaften, ISSN 0944-2952, Jül-3453. Habilitationsschrift, Forschungszentrum Jülich, Institut für Festkörperforschung, 1997.
- /SCH 11/ Schitthelm, O., Nabbi, R., Vezzoni, B., Rineiski, A., Mittag, S., Insulander Björk, K.: A Thorium-Plutonium Pin Benchmark based on the Experimental Results from the KWO Irradiation, Light Water Reactor Fuels for Deep Burning of Pu in Thermal Systems, LWR-DEPUTY - DELIVERABLE 11. Forschungszentrum Jülich, Oktober 2011.
- /SCK 16/ SCK-CEN: MYRRHA, Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications, MYRRHA technical brochure. 2016.
- /SCK 20/ SCK-CEN: MYRRHA Webseite. Erreichbar unter <https://myrrha.be/>, abgerufen am 22. Januar 2020.
- /SCO 15/ Scott, I., Abram, T., Negri, O.: Stable Salt Reactor Design Concept. In: Thorium Energy World (Hrsg.): Thorium Energy Conference 2015. ThEC15, Mumbai, India, 12. - 15. Oktober 2015: <http://www.thoriumenergyworld.com/thec15-mumbai.html>, 2015.
- /SEH 13/ Sehgal, B. R.: Feasibility and Desirability of Employing the Thorium Fuel Cycle for Power Generation. In: Revol, J.-P., Bourquin, M., Kadi, Y., Lillestol, E., Mestral, J.-C. de, Samec, K. (Hrsg.): Thorium Energy for the World, Proceedings of the ThEC13 Conference. CERN, Globe of Science and Innovation, Geneva, Switzerland, 27. - 31. Oktober 2013, ISBN 978-3-319-26542-1, DOI 10.1007/978-3-319-26542-1, Springer: Cham, 2013.
- /SEU 09/ Seubert, A., Pautz, A., Becker, M., Dagan, R.: Time-Dependent Anisotropic Distributed Source Capability In Transient 3-D Transport Code TORT-TD. In: American Nuclear Society (ANS): International Conference on Mathematics & Computational Methods Applied to Nuclear Science & Engineering. M&C 2009, Saratoga Springs, New York, 3. - 7. Mai 2009, ISBN 978-0-89448-069-0: La Grange Park, IL, USA, 2009.

- /SOP 17/ Soppera, N., Bossant, M., Cabellos, O., Dupont, E., Díez, C. J.: JANIS: NEA JAVa-based Nuclear Data Information System. EPJ Web of Conferences, Bd. 146, S. 7006, DOI 10.1051/epjconf/201714607006, 2017.
- /SOW 15/ Sowder, A., Krahn, S., Burkhardt, B., et al.: Program on Technology Innovation: Technology Assessment of a Molten Salt Reactor design: The Liquid-Fluoride Thorium Reactor (LFTR), 3002005460 Final Report. EPRI, 2015.
- /STA 12/ Stanculescu, A., Monti, S.: Status of Fast Reactor Research and Technology Development. IAEA, IAEA-TECDOC-, Bd. 1691, 830 S., ISBN 978-92-0-130610-4, International Atomic Energy Agency: Vienna, 2012.
- /STU 11/ Studsvik: HELIOS-2 Methods Manual, (Version 2.1). SSP-11/452 Rev 1, 16. Dezember 2011.
- /TER 20a/ TerraPower: Molten Chloride Fast Reactor Technology. Stand von 2020, erreichbar unter <https://www.terrapower.com/our-work/molten-chloride-fast-reactor-technology/>, abgerufen am 27. August 2020.
- /TER 20b/ Terrestrial Energy: Integral Molten Salt Reactor®. Stand vom 28. Mai 2020, erreichbar unter <https://www.terrestrialenergy.com/technology/>, abgerufen am 27. August 2020.
- /THO 74/ Thomas, W.: Problematik der Abtrennung und Verarbeitung von U 233 aus HTR-Brennelementen. GRS interne Mitteilung: Garching b. München, 15. November 1974.
- /THO 15/ Thorium Energy World (Hrsg.): Thorium Energy Conference 2015. ThEC15, Mumbai, India, 12. - 15. Oktober 2015: <http://www.thoriumenergyworld.com/thec15-mumbai.html>, 2015.
- /THO 20a/ ThorCon: 500 MW Molten Salt Fission Reactor. Stand von 2020, erreichbar unter <https://thorconpower.com/>, abgerufen am 27. August 2020.

- /THO 20b/ ThorCon: 500 MW Molten Salt Fission Reactor - Indonesia. Stand von 2020, erreichbar unter <http://thorconpower.com/indonesia/>, abgerufen am 27. August 2020.
- /TIB 20/ Tiberga, M., de Oliveira, Rodrigo Gonzalez Gonzaga, Cervi, E., Blanco, J. A., Lorenzi, S., Aufiero, M., Lathouwers, D., Rubiolo, P.: Results from a Multi-Physics Numerical Benchmark for Codes dedicated to Molten Salt Fast Reactors. *Annals of Nuclear Energy*, Bd. 142, Nr. 107428, 2020.
- /TRA 18/ Transatomic Power: Molten Salt Reactor. Stand von 2018, erreichbar unter <http://www.transatomicpower.com/>, abgerufen am 27. August 2020.
- /TSI 19a/ Tsiboulia, A., Golubev, V., Ivanova, T., Rozhikhin, Y., Nikolaev, M., Lell, R. M.: K-infinity Measurements with enriched Uranium mixed with Thorium and Polyethylene (KBR-18, KBR-19, KBR-20, and KBR-21 Assemblies), IEU-COMP-FAST-002, Revision 0, Date September 30, 2002. In: OECD/NEA (Hrsg.): International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP), Handbook 2019. NEA/NSC/DOC(95)03, DOI 10.1787/e2703cd5-en: Paris, Juni 2019.
- /TSI 19b/ Tsiboulia, A., Golubev, V., Ivanova, T., Rozhikhin, Y., Nikolaev, M., Lell, R. M.: K-infinity Measurements with enriched Uranium mixed with Thorium and Polyethylene (KBR-18, KBR-19, KBR-20, and KBR-21 Assemblies), IEU-COMP-INTER-001, Revision 0, Date September 30, 2002. In: OECD/NEA (Hrsg.): International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP), Handbook 2019. NEA/NSC/DOC(95)03, DOI 10.1787/e2703cd5-en: Paris, Juni 2019.
- /TSI 19c/ Tsiboulia, A., Golubev, V., Ivanova, T., Rozhikhin, Y., Nikolaev, M., Lell, R. M.: K-infinity Measurements with enriched Uranium mixed with Thorium and Polyethylene (KBR-18, KBR-19, KBR-20, and KBR-21 Assemblies), IEU-COMP-THERM-005, Revision 0, Date September 30, 2002. In: OECD/NEA (Hrsg.): International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP), Handbook 2019. NEA/NSC/DOC(95)03, DOI 10.1787/e2703cd5-en: Paris, Juni 2019.

- /TTS 16/ Thorium Tech Solution Inc. (TTS): The Thorium Molten Salt Reactor (Th-MSR). Stand von 2016, erreichbar unter <http://ttsinc.jp/indexenglish.html>, abgerufen am 27. August 2020.
- /UGA 20/ Université Grenoble Alpes (UGA): The Concept of Molten Salt Fast Reactor (MSFR): Molten Salt Reactor with a Fast Neutron Spectrum. Laboratory of Subatomic Physics & Cosmology IN2P3 (CNRS), Stand von 2020, erreichbar unter <http://lpsc.in2p3.fr/index.php/en/106-groupes-de-physique/msfr>, abgerufen am 27. August 2020.
- /UNE 14/ UNENE: The Essential CANDU, A Textbook on the CANDU Nuclear Power Plant Technology. ISBN 0-9730040, 2014.
- /VAN 15/ Van den Eynde, G., Malambu, E., Stankovskiy, A., Fernandez, R., Baeten, P.: An updated Core Design for the Multi-Purpose Irradiation Facility MYRRHA. Journal of Nuclear Science and Technology, Bd. 52, Nr. 7-8, S. 1053–1057, DOI 10.1080/00223131.2015.1026860, 2015.
- /VIJ 15/ Vijayan, P. K., Basu, S., Sinha, R. K.: Indian Nuclear Power Programme - Role of Thorium and the Challenges Ahead. In: Thorium Energy World (Hrsg.): Thorium Energy Conference 2015. ThEC15, Mumbai, India, 12. - 15. Oktober 2015: <http://www.thoriumenergyworld.com/thec15-mumbai.html>, 2015.
- /WAN 17/ Wang, X.: Analysis and Evaluation of the Dual Fluid Reactor Concept. Dissertation, NTech Lehrstuhl für Nukleartechnik, Technische Universität München, 19. Januar 2017.
- /WEA 00/ Weaver, K. D., Zhao, X., Pilat, E. E., Hejzlar, P.: A PWR Thorium Pin Cell Burnup Benchmark. Idaho National Laboratory (INL), Conference: Advances in Reactor Physics and Mathematics and Computation into the Next Millennium (PHYSOR 2000), Pittsburgh, PA, 05/07/2000, 05/11/2000, INEEL/CON-00-00227, 1. Mai 2000.
- /WIL 06/ Williams, D. F., Toth, L. M., Clarno, K. T.: Assessment of Candidate Molten Salt Coolants for the Advanced High-Temperature Reactor (AHTR). ORNL/TM-2006/12, März 2006.

- /WNA 20/ World Nuclear Association (WNA): Nuclear Power in Canada. Stand vom April 2020, erreichbar unter <https://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/canada-nuclear-power.aspx>, abgerufen am Mai 2020.
- /WOO 18/ Wooten, D., Powers, J. J.: A Review of Molten Salt Reactor Kinetics Models. Nuclear Science and Engineering, Bd. 191, Nr. 3, S. 203–230, 2018.
- /ZIE 97/ Ziermann, E., Ivens, G.: Abschlußbericht über den Leistungsbetrieb des AVR-Versuchskernkraftwerkes. Forschungszentrum Jülich, Jül-3448, 538 S.: Jülich, Oktober 1997.
- /ZIE 13/ Ziegler, A., Allelein, H.-J.: Reaktortechnik, Physikalisch-technische Grundlagen. 2. Aufl., 634 S., ISBN 978-3-642-33845-8, DOI 10.1007/978-3-642-33846-5, Springer: Berlin, 2013.
- /ZOU 19/ Zou, Y.: China's TMSR Programm. Präsentation, SAMOFAR Final Meeting: Delft, Netherlands, 4. Juli 2019.



## Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Vergleich der Einfang-Wirkungsquerschnitte von $^{232}\text{Th}$ und $^{238}\text{U}$ .....	5
Abb. 2.2	Thermische Spaltproduktspektren für die Nuklide $^{233}\text{U}$ , $^{235}\text{U}$ und $^{239}\text{Pu}$ .....	9
Abb. 3.1	Radioaktive Zerfallsreihe von $^{232}\text{U}$ bis hin zum stabilen $^{208}\text{Pb}$ .....	12
Abb. 4.1	Design des LWBR-Kerns der <i>Shippingport Atomic Power Station</i> .....	18
Abb. 4.2	Schema eines CANDU-Reaktors am Beispiel des ACR 1000 .....	21
Abb. 5.1	Abschalt- und Nachwärmeabfuhrsysteme des PFBR-500.....	32
Abb. 5.2	Schematische Darstellung eines Kernmoduls des Moltex Energy <i>Stable Salt Reactor (SSR)</i> .....	41
Abb. 5.3	Reaktorbereich des AHWR-300.....	54
Abb. 6.1	Schematische Darstellung des Beschleunigerdesigns der MYRRHA.....	67
Abb. 6.2	Schematischer Querschnitt durch den MYRRHA-Reaktor .....	68
Abb. 6.3	Darstellung des MYRRHA-Reaktorkerns für die kritische Anordnung .....	69
Abb. 7.1	Uranyl( $^{233}\text{U}$ )-Fluorid-Lösung: Skizze der Anordnungen .....	77
Abb. 7.2	Uranyl( $^{233}\text{U}$ )-Fluorid-Lösung in Anordnung 9 von U233-SOL-THERM- 015: Beiträge zur Unsicherheit des Multiplikationsfaktors aus individuellen Reaktionen .....	79
Abb. 7.3	Uranyl( $^{233}\text{U}$ )-Fluorid-Lösung: Berechnete Multiplikationsfaktoren und Benchmark-Werte.....	80
Abb. 7.4	Differentieller Streuquerschnitt $d\sigma/d\Omega$ von thermischen Neutronen an $\text{D}_2\text{O}$ ; gemessene und mit ENDF/B-VII-Daten berechnete Werte .....	81
Abb. 7.5	Differentieller Streuquerschnitt $d\sigma/d\Omega$ von thermischen Neutronen an $\text{D}_2\text{O}$ ; gemessene und mit ENDF/B-VIII-Daten berechnete Werte .....	82
Abb. 7.6	Vertikaler Schnitt durch die kritische Anordnung ETA-I.....	83
Abb. 7.7	Horizontaler Schnitt durch die kritische Anordnung ETA-I.....	84
Abb. 7.8	$\text{D}_2\text{O}$ -moderierte Stabgitter: Mit unterschiedlichen Wirkungsquerschnittsbibliotheken berechnete Multiplikationsfaktoren und Benchmark-Werte .....	85
Abb. 7.9	ETA-I-Stabzelle: Beiträge zur Unsicherheit des Multiplikationsfaktors $k_{\text{eff}}$ aus individuellen Nuklid-Reaktionen .....	86



Abb. 7.10	ETA-II-Stabzelle: Beiträge zur Unsicherheit des Multiplikationsfaktors $k_{\text{eff}}$ aus individuellen Nuklid-Reaktionen .....	86
Abb. 7.11	Brennstabanordnungen am Beispiel des kritischen Experiments KBR-18 .....	88
Abb. 7.12	Vertikaler Aufbau der Brennstäbe am Beispiel des Experiments KBR-18 .....	89
Abb. 7.13	Pellet-Anordnungen und Materialabfolgen in den jeweiligen Testzonen der verschiedenen KBR-Experimente.....	90
Abb. 7.14	Schematische Darstellung der Probenposition im zentralen Brennstab mit verschiedenen Konfigurationen am Beispiel des Experiments KBR-18 .....	91
Abb. 7.15	Differenz $\Delta k_{\infty}$ bei Verwendung verschiedener ENDF/B-Wirkungsquerschnittsbibliotheken.....	95
Abb. 7.16	Differenz $\Delta k_{\infty}$ bei Verwendung verschiedener JEFF-Wirkungsquerschnittsbibliotheken.....	96
Abb. 7.17	Differenz $\Delta k_{\infty}$ bei Verwendung aktueller Wirkungsquerschnittsbibliotheken.....	96
Abb. 7.18	Modell der Stabzelle des Rechenbenchmarks zum Thorium-Abbrand ...	104
Abb. 7.19	Vergleich der $k_{\text{eff}}$ -Verläufe der TRITON Rechnungen mit unterschiedlichen Bibliotheken und SCALE Versionen .....	111
Abb. 7.20	Vergleich der Nukliddichten der Aktinoide der TRITON Rechnungen mit unterschiedlichen Bibliotheken und SCALE Versionen.....	111
Abb. 7.21	Vergleich der Nukliddichten der Spaltprodukte der TRITON Rechnungen mit unterschiedlichen Bibliotheken und SCALE Versionen .....	112
Abb. 7.22	Vergleich der $k_{\text{eff}}$ Werte der MOTIVE 0.7.4 Rechnungen mit KENO-VI als Flusslöser (MO K) mit unterschiedlichen Abbrandschritten und Bibliotheken .....	115
Abb. 7.23	Vergleich der Nukliddichten der Spaltprodukte der MOTIVE Rechnungen mit KENO-VI als Flusslöser (MO K) mit unterschiedlichen Abbrandschritten und Bibliotheken (ohne $^{160}\text{Gd}$ für Rechnung v04 und $^{157}\text{Gd}$ und $^{158}\text{Gd}$ für Rechnung v05).....	116
Abb. 7.24	Vergleich der mit TRITON errechneten $k_{\text{eff}}$ -Werte zu den früheren Benchmark-Teilnehmern.....	118

Abb. 7.25	Vergleich der Nukliddichten der Aktinoiden aller Rechnungen und der in der Benchmarkbeschreibung angegebenen Werte mit der Triton Rechnung v03 .....	119
Abb. 7.26	Vergleich der Nukliddichten der Spaltprodukte aller Rechnungen mit der Triton Rechnung v03 .....	120
Abb. 8.1	Schematische Übersicht über die nukleare Rechenkette der GRS .....	123



## Tabellenverzeichnis

Tab. 4.1	Kernreaktoren mit signifikantem Thoriumeinsatz in der Vergangenheit .....	17
Tab. 5.1	Schwerwasser-moderierte Reaktorkonzepte, für die nach aktuellem Stand der Einsatz von Thorium potenziell vorgesehen ist .....	28
Tab. 5.2	Ausgewählte Kenndaten des PBFR-500 .....	30
Tab. 5.3	Spiegelung der Sicherheitseigenschaften des PFBR-500 am Sicherheitsebenenkonzept .....	34
Tab. 5.4	Kenndaten der Reaktorauslegung AHWR-300 .....	55
Tab. 5.5	Spiegelung der Sicherheitseigenschaften des AHWR-300 am Sicherheitsebenenkonzept .....	57
Tab. 6.1	Technische Charakteristika des MYRRHA Reaktors .....	70
Tab. 6.2	Spiegelung der Sicherheitseigenschaften von Hybridreaktoren am Sicherheitsebenenkonzept .....	74
Tab. 7.1	Isotopenzusammensetzung der Uranyl( <sup>233</sup> U)-Fluorid-Lösung .....	77
Tab. 7.2	Uranyl( <sup>233</sup> U)-Fluorid-Lösung: Berechnete Multiplikationsfaktoren für die betrachteten Anordnungen .....	78
Tab. 7.3	Infinite Neutronenmultiplikationsfaktoren $k_{\infty}$ der Benchmark-Modelle für die Experimente KBR-18 bis KBR-21 .....	92
Tab. 7.4	Mit MCNP 6.1 errechnete infinite Neutronenmultiplikationsfaktoren in Abhängigkeit der jeweils verwendeten Wirkungsquerschnittsbibliothek .....	95
Tab. 7.5	Differenzen $\Delta k_{\infty}$ zwischen errechneten und erwarteten Neutronenmultiplikationsfaktoren (C-E) und deren Unsicherheiten $\sigma(\Delta k_{\infty})$ in Abhängigkeit der jeweils verwendeten Wirkungsquerschnittsbibliotheken .....	95
Tab. 7.6	Mit MCNP 6.1 sowie CSAS6 und TSUNAMI-3D-K6 aus SCALE 6.2.3 unter Verwendung der Wirkungsquerschnittsbibliothek ENDF/B-VII.1 errechneten infiniten Neutronenmultiplikationsfaktoren .....	97
Tab. 7.7	Betragsmäßig größte Sensitivitäten der Neutronenmultiplikationsfaktoren $k_{\infty}$ auf die nuklidweisen totalen Wirkungsquerschnitte .....	99

Tab. 7.8	Unsicherheit der Neutronenmultiplikationsfaktoren $k_{\infty}$ aufgrund der Unsicherheiten der Wirkungsquerschnitte.....	100
Tab. 7.9	Betragsmäßig größte Unsicherheitsbeiträge der Kovarianzmatrixelemente zur jeweiligen Unsicherheit der Neutronenmultiplikationsfaktoren $k_{\infty}$ aufgrund der Unsicherheiten der Wirkungsquerschnitte .....	101
Tab. 7.10	Geometrische Größen, Temperaturen und Dichten der Stabzelle des Rechenbenchmarks zum Thorium-Abbrand.....	105
Tab. 7.11	Anfängliche Zusammensetzung von Brennstoff, Hüllrohren und Kühlmittel des Rechenbenchmarks zum Thorium-Abbrand.....	105
Tab. 7.12	Abbrandschritte des Rechenbenchmarks zum Thorium-Abbrand .....	106
Tab. 7.13	Vollständiger Satz der 72 untersuchten Nuklide des Rechenbenchmarks zum Thorium-Abbrand.....	107
Tab. 7.14	Verwendete Rechencodes des Rechenbenchmarks zum Thorium-Abbrand.....	108
Tab. 7.15	Durchgeführte Rechnungen des Rechenbenchmarks zum Thorium-Abbrand – TRITON.....	109

## Abkürzungsverzeichnis

ADS	Accelerator Driven System
AHWR	Advanced Heavy Water Reactor
ARE	Aircraft Reactor Experiment
AVR	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor
AWBR	Advanced Water Breeder Reactor
BMWi	Bundesministerium für Wirtschaft und Energie
CANDU	CANada Deuterium Uranium
CMSR	Compact Molten Salt Reactor
CNRS	Centre National de Recherche Scientifique
DFR	Dual Fluid Reactor
DWR	Druckwasser-Reaktor
DYN3D-MSR	DYNAmical 3-Dimensional code for thermal cores – Molten Salt Reactors
EVOL	Evaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor System
FBR	Fast Breeder Reactor
FBTR	Fast Breeder Test Reactor
GDWP	Gravity Driven Water Pool
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH
HALEU	High Assay Low Enriched Uranium, Uran mit einer Anreicherung von knapp unter 20 % $^{235}\text{U}$
HEU	Highly enriched uranium, Uran mit einer Anreicherung von über 20 % $^{235}\text{U}$
HTR	Hochtemperaturreaktor
HZDR	Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf
ICSBEP	International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project
IFK	Institut für Festkörper-Kernphysik (IFK), Berlin
IMSR	Integral Molten Salt Reactor

IPS	In-Pile test Sections
LBE	Lead Bismuth Eutectic
LEU	Low enriched uranium, niedrig angereichertes Uran mit einer Anreicherung von (deutlich) unter 20 % <sup>235</sup> U
LFTR	Liquid Fluoride Thorium Reactor
LPSC	Louisiana Public Service Commission
LWBR	Light Water Breeder Reactor Programm
LWR	Leichtwasser-Reaktor
MCNP	Monte Carlo N-Particle (Rechenprogramm)
MEGAPIE	Megawatt Pilot Target Experiment (Paul Scherrer Institut, Schweiz)
MFC	Multi-Functional Channels
MOSART	Molten Salt Actinide Recycler & Transformer
MSBR	Molten Salt Breeder Reactor
MSFR	Molten Salt Fast Reactor
MSR	Molten Salt Reactor
MSRE	Molten Salt Reactor Experiment
MYRRHA	Multi-purpose Hybrid Research Reactor for High-tech Applications
ORNL	Oak Ridge National Laboratory
PBMR	Pebble Bed Modular Reactor
PFBR	Prototype Fast Breeder Reactor
PHWR	Pressurized Heavy Water Reactor
RBWR	Resource-Renewable Boiling Water Reactor
RMPW	Reduced Moderation PWR
RVACS	Reactor Vessel Air Cooling System
SAMOFAR	SAfety features of the MOlten salt FAst Reactor
SCALE	Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation
SC-HTGR	Dampfzyklus-Hochtemperatur-Gas-Kühlreaktor
SCK-CEN	Studienzentrum für Kernenergie

SFR	Schnelle natriumgekühlte Anordnungen
SINAP	Shanghai Institute of Applied Physics Chinese Academy of Sciences
SSR	Stable Salt Reactor
SWR	Siedewasser-Reaktor
THTR	Thorium-Hochtemperatur-Reaktor
TMSR-LF	Liquid-fueled Thorium Salt Reactor
TRU	Transurane Elemente
X-Energy	Privates amerikanisches Unternehmen für Kernreaktoren
XSDRN	Deterministischer 1D $S_N$ -Code aus dem SCALE-Paket



**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](http://www.grs.de)