

Projektnummer 94110

# **Gutachterliche Stellungnahme zum Kernbrennstoff des Forschungsreaktors München II (FRM II), Zwi- schen- und Endlagerung des Kernbrennstoffs**

von

Dr. Robert Kilger  
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH  
Forschungszentrum  
Boltzmannstraße 14  
85748 Garching b. München

Im Auftrag des Umweltbundesamtes

Abschlussdatum 15. November 2017



## Zusammenfassung

Der Einsatz, die Lagerung und die Perspektiven zur Endlagerung von Kernbrennstoffen mit HEU in Deutschland wurden beschrieben. Dabei wurde auf Aspekte der Sicherheit, der Sicherung, sowie der Proliferationsresistenz insbesondere der Kernbrennstoffe des FRM II eingegangen. Perspektivische Brennstoffe des FRM II wurden in die Überlegungen mit einbezogen.

Die Zwischenlagerung von Kernbrennstoffen mit HEU aus dem Betrieb kerntechnischer Anlagen in Deutschland ist gängige Praxis. Die geltenden gesetzlichen Rahmenbedingungen zu Sicherheit, Sicherung und Proliferationsvermeidung berücksichtigen die besonderen Eigenschaften dieser Art von radioaktiven Abfällen. Über die Brennelemente des FRM II hinaus existieren dabei noch eine ganze Reihe von weiteren HEU-basierten radioaktiven Abfällen. Der Großteil dieser Abfälle steht nach heutigem Stand zur Verbringung in ein nationales Endlager für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle an.

Eine Verringerung der Anreicherung der Kernbrennelemente des FRM II auf niedriges Niveau (LEU), d. h. unter 20 % Uran-235, ist bei Beibehaltung des für die Forschung erforderlichen hohen Neutronenflusses im FRM II aus physikalischen und technischen Gründen nicht möglich. Hierzu müsste die aufgrund natürlicher Randbedingungen maximal mögliche Dichte an Uran im Kernbrennstoff überschritten werden. Längerfristig erscheint jedoch der Einsatz von weniger angereichertem HEU ohne Einbußen für die Forschung möglich.

Die Umstellung des FRM II auf weniger angereichertes HEU führt unter Beibehaltung seiner Eigenschaften als Neutronenquelle nicht zu einer Reduktion der radioaktiven Abfälle aus dem Kernbrennstoff. Vielmehr erzeugt ein Kernbrennelement mit weniger angereichertem HEU bei gleicher Ausbeute an Neutronen mehr, stärker und länger strahlende radioaktive Abfälle.

Für die Endlagerung der radioaktiven Abfälle aus den Kernbrennelementen des FRM II erscheint eine vorge-schaltete Abtrennung des spaltbaren Urans und Stabilisierung der Abfallprodukte, zur Führung des Langzeitsicherheitsnachweises als vorteilhaft. Dies betrifft sowohl die Einhaltung der Unterkritikalität als auch die Langzeitbeständigkeit der Gebinde und die Rückhaltung der radioaktiven Stoffe in den Abfallgebinden.

## Summary

The usage, storage and perspective for the disposal of nuclear fuel with HEU in Germany have been described. Aspects of safety, security and proliferation resistance, in particular of the nuclear fuel of FRM II, were discussed. Perspective fuels of the FRM II were included in the considerations.

The storage of nuclear fuel with HEU from the operation of nuclear facilities in Germany is common practice. The current legal framework regarding safety, security and prevention of proliferation takes into account the special characteristics of this type of radioactive waste. In addition to the fuel elements of the FRM II there are a whole series of other HEU-based radioactive wastes. Most of this waste is currently destined for transfer to a national repository for heat-generating radioactive waste.

A reduction in the enrichment of FRM II nuclear fuel elements to a low level (LEU), i.e. less than 20% of uranium-235, is not possible due to physical and technical constraints, while retaining the high neutron flux required for research in the FRM II. For this purpose, the maximum possible density of uranium in the nuclear fuel due to natural boundary conditions would have to be exceeded. In the longer term, however, the use of less enriched HEU appears possible without disadvantage to research.

The conversion of FRM II to less enriched HEU, while retaining its properties as a neutron source, does not result in a reduction of radioactive waste from the nuclear fuel. Rather, a nuclear fuel element with less enriched HEU produced with the same yield of neutrons more, stronger and longer radiating radioactive waste.

For the final disposal of radioactive waste from the nuclear fuel elements of the FRM II, a separation of the fissile uranium and stabilization of the waste products, in terms of the long-term safety case would be of advantage. This applies both to compliance with subcriticality as well as the long-term stability of the casks and the retention of the radioactive substances in the waste packages.

## Kurzbeschreibung

Der Forschungsreaktor München II (FRM II) der Technischen Universität München (TUM), auch als „Forschungs-Neutronenquelle Heinz Maier-Leibniz“ bezeichnet, verwendet für die Erzeugung der in den verschiedenen Anwendungen erforderlichen Neutronen im Reaktorkern jeweils ein einzelnes Brennelement aus Uransilizid/Aluminium. Es enthält 8,1 kg Uran mit einem Anteil von ca. 93% des Isotops Uran-235. Dieses Brennelement enthält nach der planmäßigen Entladung aus dem Reaktorkern nach etwa 60 Volllasttagen ca. 6,8 kg an verbleibendem Uran mit einer Restanreicherung von ca. 87% an U-235. Ungeachtet der vorliegenden chemischen Form und seines Gehalts an Spaltprodukten im bestrahlten Zustand wird dieses Uran nach IAEO-Definition aufgrund seiner Anreicherung von größer als 20% Uran-235 als hoch angereichert (HEU) bezeichnet. Das angereicherte Uran der Brennelemente stammt ursprünglich aus Russland und den USA, und wurde bzw. wird in Frankreich zu Brennelementen verarbeitet.

Nach dem Einsatz und der Entladung aus dem Moderatortank des Schwimmbadreaktors wird das Brennelement des FRM II in das Nasslagerbecken vor Ort verbracht, wo die Radioaktivität und die Nachzerfallswärme für mindestens 6,5 Jahre abklingen. Darauf sollen die Brennelemente in Behälter eingebracht und zwischengelagert werden. Danach wiederum sollen die radioaktiven Abfälle gemäß den Anforderungen von AtG und StandAG schlussendlich der Endlagerung zugeführt werden, was voraussichtlich eine geeignete Konditionierung beinhalten wird. Dieses Endlager soll nach gegenwärtigem Stand ab etwa 2050 zur Verfügung stehen.

Das vorliegende wissenschaftlich-technische Gutachten für das gemäß § 8 StandAG eingesetzte Nationale Begleitgremium zur unabhängigen Begleitung des Standortauswahlverfahrens, insbesondere der Öffentlichkeitsbeteiligung, soll diesem Gremium Informationen sowie eine gutachterliche Einschätzung zu den in dem Forschungsreaktor FRM II eingesetzten Kernbrennstoffen zur Verfügung stellen. Mithilfe der gutachterlichen Stellungnahme will sich das Gremium über die Verwendung hoch angereichten Urans als Kernbrennstoff in dem Forschungsreaktor und über mögliche Folgen der Verwendung dieses Kernbrennstoffs für die Zwischen- und Endlagerung hochradioaktiver Abfälle informieren. Auftragsgemäß werden auch Aspekte der Proliferationsresistenz sowie der Möglichkeit der Verringerung der Anreicherung des Brennstoffs und deren möglichen Konsequenzen auf die Entsorgung behandelt.

## Abstract

The Research Reactor Munich II (FRM II) of the “Technische Universität München” (TUM), also known as the “Research Neutron Source Heinz Maier-Leibniz”, uses a single nuclear fuel element from uranium silicide/aluminum, in order to produce the neutrons required in the various applications in the reactor core. It includes about 8.1 kg uranium with an enrichment of about 93% of the isotope  $^{235}\text{U}$  in uranium. After approximately 60 full load days, this fuel element contains about 6.8 kg of remaining uranium with a residual enrichment of approx. 87% of  $^{235}\text{U}$  after the scheduled discharge from the reactor core. Notwithstanding the present chemical form and its content of fission products in the irradiated state, this uranium is still designated as highly enriched (HEU) according to IAEA definition because of its enrichment of more than 20%  $^{235}\text{U}$ . The enriched uranium of the fuel elements originates from Russia and the USA, and has been or is being processed into fuel elements in France.

After the use and discharge from the moderator tank of the pool-type reactor, the fuel element of the FRM II is placed in the on-site cooling pond, where the radioactivity and the decay heat decrease for at least 6.5 years. The fuel elements are then to be placed in casks and stored. In turn, the arising radioactive waste is to be delivered to final disposal in accordance with the requirements of the Atomic Energy Act (AtG) and the Repository Site Selection Act (StandAG), which is expected to include suitable conditioning. This repository is expected to be available from about 2050.

The present expert opinion paper for the National Advisory Board (“Nationales Begleitgremium”, NBG) for independent monitoring of the site selection procedure, in particular public participation, is to provide this

NBG with information and assessment on the fuels used in the research reactor FRM II. It provides further information on the possible consequences of the use of this particular nuclear fuel, for storage and disposal of its highly radioactive waste. According to request, additional aspects of proliferation resistancy as well as the potential for reduction of enrichment and its accompanied con-sequences on waste management are addressed.

## Inhaltsverzeichnis

Abkürzungsverzeichnis .....	8
Zusammenfassung.....	3
Summary.....	4
1 Darstellung des Wissensstandes zum bisherigen und noch geplanten Einsatz von hochangereichertem Uran in deutschen Forschungsreaktoren.....	9
1.1 Grundlagen .....	9
1.1.1 Begriffe .....	9
1.1.2 Kernspaltung und Erzeugung von Neutronen.....	9
1.1.3 Radioaktive Abfallstoffe .....	10
1.1.4 Absenkung der Anreicherung.....	11
1.2 Überblick über den bisherigen und künftigen Einsatz von HEU in Deutschland .....	12
2 Fragestellungen des Nationalen Begleitgremiums.....	15
2.1 Mengen, Lagerort und Herkunft von ausgedienten HEU-Kernbrennstoffen in Deutschland .....	15
2.2 Zukünftige Mengen hochradioaktiver Abfälle aus HEU-Einsatz .....	16
2.3 Proliferation .....	16
2.4 Potentielle Sicherheitsrisiken bei einer Zwischenlagerung .....	17
2.5 Potentielle Probleme bei einer Endlagerung in Deutschland.....	17
2.6 Verringerung der Anreicherung zur Abfallvermeidung .....	18
2.7 Potentielle Bearbeitung bestrahlter HEU-Brennelemente zur Endlagerung.....	19
3 Quellenverzeichnis.....	22

## Abkürzungsverzeichnis

<b>AtG</b>	Atomgesetz
<b>AVR</b>	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor
<b>FRM</b>	Forschungsreaktor München
<b>HAW</b>	Stark radioaktive (d. h. Wärme entwickelnde) radioaktive Abfälle (high active waste)
<b>HEU</b>	Hoch angereichertes Uran (high enriched uranium)
<b>IAEA</b>	International Atomic Energy Agency
<b>IAEO</b>	Internationale Atomenergie-Organisation
<b>KNK</b>	Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage
<b>LEU</b>	Niedrig angereichertes Uran (low enriched uranium)
<b>NBG</b>	Nationales Begleitgremium
<b>RFR</b>	Rosendorfer Forschungsreaktor
<b>StandAG</b>	Standortauswahlgesetz (Gesetz zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle)
<b>THTR</b>	Thorium-Hochtemperatur-Reaktor



# 1 Darstellung des Wissensstandes zum bisherigen und noch geplanten Einsatz von hochangereichertem Uran in deutschen Forschungsreaktoren

## 1.1 Grundlagen

### 1.1.1 Begriffe

In § 2 AtG (Deutscher Bundestag 2017 a) wird der Begriff der Anreicherung eingeführt: „der Ausdruck "mit den Isotopen 235 oder 233 angereichertes Uran" bedeutet Uran, das die Isotope 235 oder 233 oder diese beiden Isotope in einer solchen Menge enthält, dass die Summe der Mengen dieser beiden Isotope größer ist als die Menge des Isotops 238 multipliziert mit dem in der Natur auftretenden Verhältnis des Isotops 235 zum Isotop 238.“ Uran wird demnach als angereichert bezeichnet, wenn es einen gegenüber Natururan erhöhten Relativanteil an Uran-235 (sowie ggf. plus Uran-233) enthält. In Kernbrennstoffen ohne Thorium kommt das Isotop Uran-233 praktisch nicht vor.

Je nach Anreicherungsgrad wird unterschieden zwischen hoch angereichertem Uran („high enriched uranium“, HEU) und niedrig angereichertem Uran („low enriched uranium“, LEU). Die Internationale Atomenergie-Organisation IAEA definiert diese Unterscheidung wie folgt (Internationale Atomenergieorganisation 2016):

- ▶ High enriched uranium (HEU). Uranium containing 20 % or more of the isotope  $^{235}\text{U}$ . That is, 20 % or more by mass of the isotope  $^{235}\text{U}$ .
- ▶ Low enriched uranium (LEU). Uranium containing less than 20 % of the isotope  $^{235}\text{U}$ . That is, less than 20 % by mass of the isotope  $^{235}\text{U}$ .

Während seines Einsatzes im Reaktorkern ist der Brennstoff einem intensiven Neutronenfluss ausgesetzt. Man spricht hier auch von Bestrahlung. Kernbrennstoff gilt deshalb ab seinem erstmaligen Einsatz im Reaktor als bestrahlt. Er gilt als abgebrannt, wenn er sein planmäßiges Bestrahlungsende, d. h. seinen Zielabbbrand, im Reaktor erreicht hat.

Kernbrennstoffe, die unabhängig von ihrem Bestrahlungszustand keiner weiteren Verwendung mehr zugeführt und entsorgt werden sollen, werden auch als ausgedient bezeichnet (Deutsches Institut für Normung 2014).

### 1.1.2 Kernspaltung und Erzeugung von Neutronen

In natürlichem Uran (Natururan) finden sich die Isotope Uran-238 zu 99,27 %, Uran-235 zu 0,72 %, Uran-234 zu 0,0055 %, und Uran-236 in Spuren. Alle diese Isotope sind schwach radioaktiv. Die Halbwertszeit von Uran-238 beträgt 4,468 Milliarden Jahre. Uran-235 hat eine Halbwertszeit von 703,8 Millionen Jahren, Uran-234 von etwa 245 500 Jahren. Das natürlich nicht vorkommende Isotop Uran-233 hat eine Halbwertszeit von 159 200 Jahren. Es wird in Brutreaktoren wie z. B. dem THTR-300 durch Neutroneneinfang aus dem selbst nur schwer spaltbaren Isotop Thorium-232 erzeugt („erbrütet“).

Mit Uran in seiner natürlichen Isotopenzusammensetzung ist es nur in sehr speziellen Anordnungen möglich, eine sich selbst erhaltene Kettenreaktion an Kernspaltungen aufrecht zu erhalten. Deshalb wird das Uran vor seinem Einsatz im Reaktor üblicherweise angereichert, d. h. der Anteil an Uran-235 wird durch technische Maßnahmen erhöht. In den heute zur Erzeugung von Elektrizität üblichen Leichtwasserreaktoren kommt Uran mit einer Anreicherung bis zu 5 % zum Einsatz. In anderen Reaktortypen (z. B. Kugelhaufenreaktor, „schneller Brüter“, vielen Forschungsreaktoren) wird auch deutlich höher angereichertes Uran eingesetzt.

Die Spaltung eines Atomkerns im Kernbrennstoff durch ein Neutron, z. B. des Isotops Uran-235, führt neben der Freisetzung von Energie auch zur Erzeugung von zwei bis drei neuen, schnellen Neutronen. Diese müssen durch einen sog. Moderator abgebremst werden, bevor sie ausreichend verlangsamt („thermalisiert“, „thermisch“) sind und in weiteren Atomkernen genügend viele folgende Kernspaltungen auslösen können. Die Moderation dient hierbei der Aufrechterhaltung einer kontrollierten Kettenreaktion an Kernspaltungen. Diese Kettenreaktion wiederum dient, je nach Einsatzzweck des Kernbrennstoffs, der kontinuierlichen Erzeugung von Energie, oder einer kontinuierlichen Bereitstellung von Neutronen zu Forschungszwecken.

Der am häufigsten verwendete Moderator ist Wasser. Es kommt in nahezu allen heute gängigen Leichtwasserreaktoren zur kommerziellen Stromerzeugung weltweit zum Einsatz. In einigen Forschungsreaktoren wie z. B. dem FRM II wird auch sogenanntes Schwerwasser (Deuteriumoxid) als Moderator verwendet, um eine besonders hohe Ausbeute an thermischen Neutronen zu erzeugen. Diese thermischen Neutronen dienen nicht nur dem Unterhalt der Kettenreaktion, sondern sind hier vor allen Dingen für die Forschung von entscheidender Bedeutung: Ihre Erzeugung und Verfügbarkeit in entsprechend hohem Maß ist Ziel und Zweck vieler Forschungsreaktoren, darunter des FRM II.

Die Massen und das Verhältnis von Uran-235 zu Uran-238 im Kernbrennstoff bestimmen wesentliche Eigenschaften dieses Brennstoffs sowohl im Einsatz als auch bei dessen Entsorgung. Das Isotop Uran-235 ist durch thermische Neutronen spaltbar. Es trägt bei seiner Spaltung zur Energiegewinnung einerseits und zur Erzeugung weiterer Neutronen andererseits bei. In Folge der Spaltung entstehen neben Energie sowie weiteren Neutronen auch Bruchstücke des Atomkerns, die sogenannten Spaltprodukte. Analoge Eigenschaften gelten für das eingangs erwähnte künstlich erzeugte Isotop Uran-233. Das Isotop Uran-238 wird durch thermische Neutronen nicht gespalten. Es kann jedoch während des Thermalisierungsprozesses Neutronen ohne Spaltung einfangen („absorbieren“). Diese Neutronen gehen damit parasitär sowohl dem Unterhalt der Kettenreaktion als auch der weiteren Verwendung zu Forschungszwecken verloren. Diese Absorption bewirkt weiterhin physikalische Veränderungen des Uran-238. In deren Folge entstehen aus diesem Isotop durch radioaktive Prozesse und z. T. auch unter dem parasitären Verbrauch weiterer Neutronen neue Elemente und Isotope im transuranen Bereich.

Unter dem Begriff der transuranen Aktinoiden, auch Transurane, versteht man üblicherweise Elemente bzw. auch ihre Isotope, deren Atomgewicht größer ist als das von Uran-238. Sie kommen in der Natur praktisch nicht vor, und sind allesamt nicht stabil, d. h. sie unterliegen dem radioaktiven Zerfall. Transurane entstehen in Kernreaktoren durch den Einfang von Neutronen aus dem Isotop Uran-238 und dessen Folgeprodukten. Zu diesen zumeist langlebigen transuranen Elementen gehören z. B. Plutonium, Americium und Curium.

In einem Forschungsreaktor, der als Neutronenquelle zur Erzeugung von Neutronen zu Forschungszwecken dient, liegt das Hauptaugenmerk auf der Verfügbarkeit eines möglichst hohen Neutronenflusses. Dies bedingt u. a. das Erfordernis einer möglichst hohen Masse und Dichte an thermisch spaltbarem Uran-235. Prozesse welche zu Neutronenverlusten führen, wie z. B. die Absorption von Neutronen durch Uran-238, sind hier als unerwünscht anzusehen und werden im Sinne einer möglichst hohen Neutroneneffizienz so weit wie möglich vermieden.

### **1.1.3 Radioaktive Abfallstoffe**

Beim Einsatz von Uran in einem Kernreaktor entstehen aus dem Kernbrennstoff neue radioaktive Isotope im Wesentlichen auf zwei Wegen.

Zum einen entstehen durch die Spaltung z. B. eines Uran-235 Atomkerns zwei bis drei Spaltprodukte. Praktisch alle Spaltprodukte sind radioaktiv und zerfallen über Zerfallsketten, bis daraus letztendlich ein nicht-radioaktives, stabiles Isotop entsteht. Diese Spaltprodukte und ihre Zerfallsprodukte leisten nach der Bestrahlung im Reaktorkern einen Hauptbeitrag zur Radioaktivität eines bestrahlten Kernbrennstoffs. Die meisten der dazu gehörenden radioaktiven Isotope weisen vergleichsweise geringe Halbwertszeiten auf, so

dass die zu Beginn sehr intensive Strahlung entsprechend rasch und stark abnimmt. Sie sind nach Zeiträumen im Bereich von Jahrzehnten oder wenigen Jahrhunderten weitgehend abgeklungen, d. h. sie sind weitgehend zerfallen. Wichtige Beispiele für diese Spaltprodukte sind Iod-131 mit etwa acht Tagen Halbwertszeit, Strontium-90 mit etwa 29 Jahren Halbwertszeit, Caesium-134 mit etwa zwei Jahren Halbwertszeit, oder Caesium-137 mit etwa dreißig Jahren Halbwertszeit.

Der andere Weg der Entstehung von weiterer Radioaktivität im Brennstoff besteht im Neutroneneinfang von Uran-238 ohne dessen Spaltung. In der Folge bilden sich daraus durch Kernumwandlungen sogenannte transurane Aktinoide. Darunter versteht man Elemente bzw. ihre Isotope, deren Atomgewicht größer ist als das von Uran-238. In frisch abgebrannten Brennelementen kommen sie deutlich weniger vor als die Spalt- und ihre Zerfallsprodukte. Sie sind aber durch ihre langen Halbwertszeiten von einigen hunderten bis über hunderttausenden von Jahren wesentlich mitverantwortlich dafür, dass abgebrannte Brennelemente auch nach über einer Million Jahren noch radiotoxisch wirken können. Das auf diesem Weg am häufigsten entstehende transurane Isotop Plutonium-239 besitzt z. B. eine Halbwertszeit von etwa 24 100 Jahren.

#### **1.1.4 Absenkung der Anreicherung**

Um den zum Betrieb eines Forschungsreaktors als Neutronenquelle notwendigen hohen Neutronenfluss aufrecht zu erhalten, bedarf es einer definierten Menge spaltbaren Materials in einem definierten Volumen. Die Auslegung des FRM II als Reaktorkern mit einem einzigen Brennelement ist hierbei als Sonderfall zu sehen, da in diesem Falle keine geometrischen Anpassungen wie eine Vergrößerung des Kerns zur Umstellung auf geringer angereichertes Uran vorgenommen werden können. Eine Verminderung der Uran-235-Anreicherung unter Beibehaltung von dessen Gesamtmasse ist daher lediglich durch eine Erhöhung der Urandichte im Material durchführbar. Hierbei muss auch der neutronenparasitäre Charakter des hinzugefügten Uran-238 kompensiert werden. Zusammengefasst lässt sich sagen, dass zur Reduktion der Anreicherung die Menge an Uran insgesamt sowie auch an Uran-235 pro Volumen angehoben werden muss.

Zur Erhöhung der Brennstoffdichte stehen unterschiedliche Materialien zur Verfügung. Reines metallisches Uran gibt mit einer maximalen Dichte von ca.  $19 \text{ g/cm}^3$  den oberen physikalisch möglichen Grenzwert vor. Uranmetall durchläuft jedoch beim Erhitzen auf die Betriebstemperatur im Reaktor mehrere Modifikationsänderungen, die eine Anwendung des reinen Metalls verhindern: Diese Modifikationsänderungen bedingen u. a. starke Änderungen in der Dichte des Metalls, und damit deutliche Schwell- und Schrumpfungsvorgänge bei den Phasenübergängen. Durch Zugabe von 7 bis 10 % des Elements Molybdän (Mo) lässt sich die unter Betriebstemperaturen stabile  $\gamma$ -Uran-Phase bis zur Raumtemperatur stabilisieren. Diese Zugabe ermöglicht im Prinzip den Einsatz entsprechender U-Mo Verbindungen als Brennstoff im Kernreaktor. (Internationale Atomenergieorganisation 2012)

Um einen aus radiologischer und technischer Sicht akzeptablen Reaktorbetrieb zu gewährleisten, darf der Brennstoff keinen direkten Kontakt zum Kühlmittel haben, sondern muss allseitig von einer dichten und wärmeleitenden Umhüllung, dem sog. „Cladding“, umschlossen sein. Dies dient dem Einschluss und der Rückhaltung sowohl des Brennstoffs selbst als auch der im Betrieb aus der Kernspaltung entstehenden Spaltprodukte. Die Umhüllung von U-Mo Brennstoffen mit Aluminium stellt derzeit die größte ungelöste Herausforderung beim Einsatz derartiger Brennelemente im Reaktor dar. (Internationale Atomenergieorganisation 2012)

Eine zweite große Herausforderung besteht in der Abfuhr der bei der Kernspaltung entstehenden Wärmeleistung: Während des Betriebs bildet sich an der Grenze zwischen Brennstoff und Cladding eine Interdiffusionsschicht, die zu einer Ablösung der Aluminiumhülle vom Brennstoff und somit zu einem Verlust des notwendigen Wärmetransports in diesem Bereich führt. Die Folge wäre eine beeinträchtigte Kühlbarkeit dieses Brennelements im Betrieb. Verschiedene Brennstoffdesigns sind aktuell Gegenstand wissenschaftlicher und ingenieurtechnischer Untersuchungen um den Einsatz niedriger angereicherter, hochdichter U-Mo Kernbrennstoffe zu ermöglichen.

Bei einem möglichen Einsatz von U-Mo-Kernbrennstoffen könnte die Anreicherung auf ca. 50 % abgesenkt werden, was gemäß der Definition der IAEO nach wie vor HEU darstellt.

## **1.2 Überblick über den bisherigen und künftigen Einsatz von HEU in Deutschland**

Der Schwerpunkt der Ausführungen orientiert sich an der Entsorgung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Deutschland, welche aus dem Betrieb von Forschungsreaktoren mit Kernbrennstoffen auf Basis von HEU resultieren.

In der Vergangenheit war in Deutschland in mehreren Anlagen zur Kernspaltung v. a. zu Forschungszwecken zumindest vorübergehend hoch angereichertes Uran (HEU), d. h. Uran mit einem Anteil von 20 % oder mehr an Uran-235, als Kernbrennstoff im Einsatz. In vielen Fällen wurden die Kernbrennelemente nach ihrem Einsatz unter Eigentumsübergang in ihr Ursprungsland zurückgeführt. Für aktuelle deutsche Entsorgungsaufgaben sind diese rückgeführten Kernbrennstoffe nicht mehr relevant. In anderen Fällen wurden bzw. werden die aus der Wiederaufarbeitung resultierenden radioaktiven Abfälle zurückgeführt. Dies wird z. T. in der Form von Äquivalentaktivitäten nahezu spaltstofffreier verglaste Spaltproduktlösungen (sog. „HAW-Kokillen“) erfolgen.

Von vier mittlerweile stillgelegten Anlagen befinden sich ausgediente Kernbrennstoffe auf Basis von HEU nach wie vor in Deutschland. Dies sind die Reaktoren AVR (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor) in Jülich, THTR-300 (Thorium Hochtemperaturreaktor) in Hamm Uentrop, KNK II (Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage) in Karlsruhe, und der RFR (Rossendorfer Forschungsreaktor) in Rossendorf nahe Dresden. Dabei handelte es sich ausschließlich um Anlagen mit Forschungs- oder Prototyp-Charakter, die entweder der Erforschung und Entwicklung von aus damaliger Sicht neuen Reaktortechnologien dienten (AVR, THTR, KNK), oder der Erzeugung von Neutronen zu Forschungszwecken (RFR). In Brennelementen des AVR und des THTR-300, welche auch Thorium enthielten, wurde aus diesem auch spaltbares Uran-233 erbrütet und selbst gespalten.

Darüber hinaus wurde und wird heute noch im Forschungsreaktor München II (FRM II) in Garching Kernbrennstoff mit HEU mit einer Anreicherung von etwa 93 % an Uran-235 im frischen Brennstoff eingesetzt. Diese Anlage dient nicht der Erforschung und Entwicklung von Reaktortechnologien. Sie fungiert als Neutronenquelle zur Bereitstellung von Neutronen zu Forschungs- und Anwendungszwecken.

Alle weiteren Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen zu Forschungszwecken, die sich heute in Deutschland in Betrieb befinden, verwenden Uran mit einer Anreicherung von unter 20 %, also LEU.

Eine Reihe von anlagenspezifischen Informationen zur Historie und Entsorgung der bestrahlten Brennelemente aus den deutschen Forschungs-, Versuchs- und Demonstrationsreaktoren sind in dem entsprechenden Bericht des BMUB an die Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe, K-Drs. AG2-19 (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015 a) , zusammengefasst.

Keine der Anlagen mit hoch angereicherten Brennstoffen stand oder steht in direktem Bezug zu den heute in Deutschland betriebenen Leichtwasserreaktoren zur kommerziellen Erzeugung von Elektrizität, die ausschließlich mit niedrig angereichertem Uran bzw. Uran-Plutonium-Mischoxid (MOX) betrieben wurden und werden.

Da in Deutschland keine Anlage zur Erzeugung von hoch angereichertem Uran zur Verfügung stand und steht, hat sich die Anschaffung dieses Materials im Ausland, insbesondere in den USA, etabliert. Die Verarbeitung des aus den USA gelieferten hoch angereicherten Urans fand in der Vergangenheit z. T. auch in Deutschland statt. Der Kernbrennstoff des Rossendorfer Forschungsreaktors (RFR), der in der ehemaligen DDR in Betrieb gegangen war, stammte aus der damaligen Sowjetunion.

Ein Teil dieser hoch angereicherten Materialien wurde in die Ursprungsländer zurückgeführt, bis dies durch staatlichen Eingriff unterbunden wurde.

Die Kernbrennstoffe der Leichtwasserreaktoren liegen chemisch als Urandioxid  $UO_2$  vor (bzw. als Uran-Plutonium-Mischoxid, MOX). Die Kernbrennelemente der Reaktoren AVR und THTR-300 bestehen aus etwa Tennisball-großen Graphitkugeln, in denen der Brennstoff als Karbid oder Oxid in mikroskopisch kleinen beschichteten Partikeln („coated particles“) eingebettet ist. Im Unterschied dazu liegen die Brennstoffe von den Forschungsreaktoren welche als Neutronenquelle zu Forschungszwecken dienen, häufig als Uran-Aluminium-Legierung vor. Der Kernbrennstoff des FRM II wiederum besteht aus Uransilizid welches dispersiv in eine Aluminiummatrix eingebracht ist. Diese unterschiedlichen chemischen Formen bedingen ein unterschiedliches chemisches Verhalten sowohl unter Betriebs-, Zwischen- als auch Endlagerbedingungen.

Auf HEU basierende ausgediente Kernbrennelemente aus Forschungsreaktoren müssen als Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle entsorgt werden. Zu dieser Kategorie an Abfällen gehören auch die bestrahlten Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren zur kommerziellen Stromerzeugung, sowie Abfälle aus der Wiederaufarbeitung. In der Gesamtbilanz an Mengen dieser Art an radioaktiven Abfällen stellen die Brennelemente aus Forschungsreaktoren sowohl in der Masse als auch der Aktivität lediglich einen geringfügigen Beitrag dar. Die deutsche Entsorgungskommission (ESK) hat allerdings in ihrer Stellungnahme „Endlagerforschung in Deutschland: Anmerkungen zu Forschungsinhalten und Forschungssteuerung“ vom 12.06.2016 (Entsorgungskommission 2016) u. a. Forschungsbedarf beim Nachweis der Kritikalitätssicherheit für Brennelemente aus Forschungs- und Versuchsreaktoren formuliert. Dies betrifft insbesondere den Einfluss geochemischer Prozesse im Langzeitverhalten. Aufgrund der deutlich höheren Anreicherung und der unterschiedlichen chemischen Zusammensetzung dieser Brennstoffe gegenüber denjenigen aus den Leichtwasserreaktoren stellt dies eine eigenständige Herausforderung dar.



## 2 Fragestellungen des Nationalen Begleitgremiums

In dem folgenden Kapitel wird auf die neun vom Nationalen Begleitgremium konkret formulierten Fragen Bezug genommen. Die Fragen eins bis drei werden aufgrund des thematischen Zusammenhangs gemeinsam beantwortet.

### 2.1 Mengen, Lagerort und Herkunft von ausgedienten HEU-Kernbrennstoffen in Deutschland

*Frage 1: Wie viele Brennelemente aus hochangereichertem Uran aus welchen Quellen wurden in Deutschland eingesetzt?*

*Frage 2: Wo lagern die abgebrannten Brennelemente aus diesem Brennstoff?*

*Frage 3: Welche Menge an abgebrannten Brennelementen aus hochangereichertem Uran muss bislang in Deutschland endgelagert werden?*

In der Vergangenheit war in Deutschland in mehreren Anlagen zur Kernspaltung, teilweise vorübergehend, hoch angereichertes Uran (HEU), d. h. Uran mit einem Anteil von 20 % oder mehr an Uran-235, als Kernbrennstoff im Einsatz. Das hoch angereicherte Uran stammte entweder aus den USA oder aus der ehemaligen Sowjetunion. In vielen Fällen wurden die Kernbrennelemente im Anschluss in ihr Ursprungsland bzw. dessen Rechtsnachfolger zurückgeführt.

Die heute stillgelegten Reaktoren AVR in Jülich (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor Jülich), THTR-300 in Hamm Uentrop (Thorium Hochtemperaturreaktor), KNK II in Karlsruhe (Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage) und der Forschungsreaktor Rossendorf (RFR) haben als Brennstoffe hoch angereichertes Uran verwendet. Deren verbliebene ausgediente Kernbrennstoffe befinden sich in Zwischenlagerung in Deutschland. Ebenso wurde und wird noch im Forschungsreaktor München II (Forschungsneutronenquelle Heinz Maier-Leibniz, FRM II) hoch angereichertes Uran eingesetzt.

AVR: Die im AVR eingesetzten Brennelement-Kugeln enthielten als Kernbrennstoff zu einem großen Teil HEU. Im Zwischenlager der Jülicher Entsorgungsgesellschaft für Nuklearanlagen mbH (JEN) in Jülich lagern insgesamt 288 161 bestrahlte AVR-Brennelement-Kugeln (Jülicher Entsorgungsgesellschaft für Nuklearanlagen 2017), die in 152 Behältern der Bauart GNS CASTOR® THTR/AVR untergebracht sind. Geringfügige Restmengen sind noch im Reaktorkern. Das hoch angereicherte Uran stammt ursprünglich aus den USA.

THTR-300: Die eingesetzten Brennelement-Kugeln beim THTR-300 verwendeten HEU als Brennstoff und Thorium als Brutstoff. Die Brennelementkugeln befinden sich in 305 Behältern der Bauart GNS CASTOR® THTR/AVR im Transportbehälterlager Ahaus (TBL-A) (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015 b). Geringfügige Restmengen sind noch im Reaktorkern. Das hoch angereicherte Uran stammt ursprünglich aus den USA.

KNK II: Insgesamt 2413 bestrahlte Brennstäbe z. T. mit HEU und Plutonium lagern als Restbestände in vier Behältern der Bauart GNS CASTOR® KNK (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015 b) im Zwischenlager Nord (ZLN) in Lubmin.

RFR: 951 bestrahlte Brennelemente des Forschungsreaktors Rossendorf (RFR), die teilweise auf HEU basieren, lagern in 18 Behältern der Bauart GNS CASTOR® MTR 2 im Transportbehälterlager Ahaus (TBL-A) (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015 b). Der Kernbrennstoff stammt aus der ehemaligen Sowjetunion (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015 b).

FRM II: Seit Inbetriebnahme der Anlage bis Ende 2016 sind 40 bestrahlte Brennelemente angefallen. Des Weiteren befanden sich zum gleichen Zeitpunkt zwei bestrahlte Konverterplatten mit rund 0,5 kg hoch angereichertem Uran im Lagerbecken des FRM II (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015 c), die ebenfalls mit entsorgt werden müssen. Der Brennstoff stammt aus den USA



und aus Russland. Die ausgedienten Brennelemente des FRM II befinden sich vor Ort im Abklingbecken. Vorgesehen ist deren anschließende Beladung in Behälter der Bauart GNS CASTOR® MTR 3 und deren Verbringung zum Transportbehälterlager Ahaus (TBL-A). Der Behältertyp kann bis zu fünf bestrahlte Brennelemente des FRM II aufnehmen.

Eine Genehmigung zur Ausfuhr bestrahlter Brennelemente aus dem Betrieb von Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen zu Forschungszwecken darf nach § 3 Abs. 6 Satz 1 AtG (Deutscher Bundestag 2017 a; Deutscher Bundestag 2017 b) nur unter bestimmten, engen Voraussetzungen erteilt werden. Sie darf nach § 3 Abs. 6 Satz 3 AtG nicht erteilt werden wenn diese Brennelemente auf der Grundlage einer Genehmigung nach § 6 AtG im Inland zwischengelagert sind. Davon ausgenommen ist nach unserer Auffassung gem. § 3 Abs. 6 Satz 2 AtG die Verbringung der Brennelemente mit dem Ziel der Herstellung in Deutschland endlagerfähiger und endzulagernder Abfallgebinde. Somit stehen i. V. m. § 2d, § 6 Abs. 5 und § 9a AtG sowie § 1 StandAG alle in Deutschland in einer Anlage nach § 6 AtG zwischengelagerten Kernbrennstoffe aus Forschungsreaktoren, ggf. nach einer geeigneten Konditionierung evtl. auch im Ausland, als Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle zur Endlagerung in Deutschland an.

## 2.2 Zukünftige Mengen hochradioaktiver Abfälle aus HEU-Einsatz

*Frage 4: Welche zukünftigen Mengen dieser hochradioaktiven Abfälle sind zu erwarten?*

Bei routinemäßigem Betrieb des FRM II fallen pro Jahr bis zu vier bestrahlte Brennelemente an. Die Betriebsdauer unterliegt derzeit keiner zeitlichen Begrenzung.

Inwieweit eine Umstellung der Anreicherung auf 50 % Uran-235 oder darunter Einfluss auf die Menge an entstehenden und endzulagernden radioaktiven Abfällen haben kann, ist ohne die genaue Kenntnis der künftigen Kernbrennstoffe nur ungefähr abschätzbar. Es ist nach gegenwärtigem Kenntnisstand zu erwarten dass sich die eingesetzte Stückzahl der bestrahlten Kernbrennelemente durch die Umstellung nicht wesentlich verändert. Dafür wird sich die Masse an Gesamt-Uran pro Kernbrennelement deutlich erhöhen. Damit würde sich auch die Masse an hochradioaktiven Abfällen im Vergleich zur aktuellen Konzeption signifikant erhöhen. Auch deren Zusammensetzung und ihre Radiotoxizität würden sich deutlich zu Ungunsten verändern, vgl. hierzu auch die Antworten auf die Fragen 7, 8 und 9.

Daneben sind weitere HEU-Brennelemente aus dem aktuellen und künftigen Betrieb deutscher Forschungsreaktoren, welche zur Endlagerung in Deutschland anstehen, gegenwärtig nicht zu erwarten.

## 2.3 Proliferation

*Frage 5: Welche Probleme können diese hochradioaktiven Abfälle für die Vermeidung von Proliferation bereiten?*

Die Beförderung, der Umgang, die Aufbewahrung und die Entsorgung von Kernmaterial, und insbesondere die dabei erforderliche Überwachung und Sicherung, sind streng reglementiert. Die Maßgaben werden klar vorgegeben und überwacht auf Basis der nationalen Gesetzgebung und internationaler Verträge, durch die Spaltmaterialflusskontrolle der IAEO, sowie aufgrund bilateraler Verträge mit den Versorgerstaaten. Sie bilden eine rechtliche Grundlage für bestehende und künftig ggf. zu erteilende Genehmigungen. Dies gilt auch und insbesondere für Kernbrennstoffe mit HEU.

Abgebrannte Brennelemente – also auch solche mit HEU – unterliegen als zivil genutztes Kernmaterial bei ihrer Beförderung, Lagerung und Entsorgung den Überwachungsmaßnahmen sowohl der IAEO als auch der EURATOM (sog. „Safeguards“). Dies dient der Verhinderung der Abzweigung von spaltbarem Material für eine militärische Verwendung. Basierend auf dem Vertrag über die Nichtverbreitung von Kernwaffen (Internationale Atomenergieorganisation 2017) hat sich Deutschland hierzu über trilaterale Abkommen mit den genannten Organisationen verpflichtet. Die erforderlichen Maßnahmen orientieren sich an der Nutzbarkeit des Materials für die Herstellung einer nuklearen Waffe.



Ergänzt werden die Safeguards-Maßnahmen durch Sicherungsmaßnahmen von Kernmaterial gegen die missbräuchliche Verwendung durch Dritte. Grundlage hierfür sind die internationalen Verpflichtungen Deutschlands durch die Ratifizierung der erweiterten Konvention zum Physischen Schutz von Kernmaterial und Kernanlagen (Internationale Atomenergieorganisation 2005). Die Maßnahmen richten sich auch im Bereich der Sicherung abgestuft nach dem Gefährdungspotential des Kernmaterials im Hinblick auf das Schutzziel der Verhinderung einer Entwendung von Kernmaterial zur Herstellung einer nuklearen Waffe. Dies berücksichtigt Eigenschaften des Kernmaterials wie z. B. Anreicherung, Masse, Abbrand, u. a. Die getroffenen Maßnahmen werden an sich im Lauf der Zeit verändernde Anforderungen und Randbedingungen je nach Erfordernis angepasst.

Deutschland folgt bei der Festlegung der erforderlichen Sicherungsanforderungen den abgestuften Empfehlungen der IAEO zum Physischen Schutz von Kernmaterial (Internationale Atomenergieorganisation 2011). Für die deutschen Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente gelten dies-bezüglich seit 2012 erhöhte Sicherungsanforderungen. Die bis dahin bereits bestehenden Sicherungsmaßnahmen wurden seitdem durch zusätzliche baulich-technische sowie personell/administrative Maßnahmen ergänzt. Die Zwischenlagerung von abgebrannten Kernbrennstoffen mit HEU, wie etwa den Brennelementen des FRM II, ist hiervon abgedeckt. Dies gilt auch für eine eventuelle zeitlich begrenzte Verlängerung der Aufbewahrungsgenehmigungen von Zwischenlagern. Analoge abgestufte Sicherungsanforderungen gelten für die Beförderung von Kernmaterial. Bei der Entsorgung und Endlagerung radioaktiver Abfälle mit spaltbaren Materialien werden entsprechende Anforderungen an die Sicherung auf vergleichbar hohem Niveau definiert werden.

Aus den auch für die Endlagerung gültigen Grundsätzen von Safeguards und Sicherung ergibt sich für die Endlagerung der abgebrannten Brennelemente des FRM II eine Abhängigkeit der erforderlichen Maßnahmen gegen eine missbräuchliche Verwendung (Proliferationsresistenz), abhängig von dem Konzept zur Gewährleistung einer Rückholbarkeit und Bergbarkeit und von den Eigenschaften des Brennstoffs während dieser Zeit. Entscheidend sind hierbei die Aspekte Zugänglichkeit/Handhabbarkeit, Beobachtbarkeit, Attraktivität für eine Aufarbeitung und Aufwand für eine Aufarbeitung. Diese Aspekte werden auf Basis des noch zu bestimmenden Endlagerstandorts bei der Auslegung des Endlagers geeignete Berücksichtigung und Umsetzung finden. Sie bilden eine wesentliche Grundlage der Genehmigung eines künftigen Endlagers.

## **2.4 Potentielle Sicherheitsrisiken bei einer Zwischenlagerung**

*Frage 6: Zu welchen Sicherheitsrisiken kann eine Zwischenlagerung der Abfälle führen, etwa im Zwischenlager Ahaus?*

Die Anforderungen an Sicherheit und Sicherung der Aufbewahrung von Kernbrennstoffen sind durch das geltende nationale Regelwerk, v. a. § 6 Abs. 2 AtG und nachgeordnete Regelwerke, festgelegt. Dies gilt für die auf dieser Basis erteilte Aufbewahrungsgenehmigung für bestrahlte Kernbrennstoffe im Transportbehälterlager Ahaus (TBL A), sowie für auch alle anderen nach § 6 AtG genehmigten Zwischenlager.

Die zeitlich begrenzte Aufbewahrung (Zwischenlagerung) von hoch angereicherten ausgedienten Kernbrennstoffen ist im TBL A derzeit in Form der bestrahlten Kernbrennstoffe aus dem Kernkraftwerk THTR-300 in 305 Behältern des Typs GNS CASTOR® THTR/AVR sowie von Kernbrennstoffen aus dem Rosendorfer Forschungsreaktor RFR in 18 Behältern des Typs GNS CASTOR® MTR 2 genehmigt, und wird durchgeführt. Die Aufbewahrungsgenehmigung des Bundesamts für Strahlenschutz für das TBL A vom 7. November 1997 gilt bis zum 31. Dezember 2036.

Eine genehmigte Aufbewahrung zusätzlicher Transport- und Lagerbehälter mit bestrahlten Brennelementen des FRM II an einem bestehenden Standort eines nach § 6 AtG genehmigten Zwischenlagers, insbesondere TBL-A, führt zu keinen signifikanten Veränderungen von Sicherheitsrisiken.

## **2.5 Potentielle Probleme bei einer Endlagerung in Deutschland**

*Frage 7: Welche Probleme können diese Abfälle bei einer Endlagerung in Deutschland verursachen?*

Kernbrennstoffe aus Forschungsreaktoren weisen im Vergleich zu Kernbrennstoffen aus Leichtwasserreaktoren aufgrund ihrer höheren Anreicherung und ihrer verschiedenen chemischen Zusammensetzung unterschiedliche Eigenschaften auf. Dies gilt auch für die aus ihrem Einsatz resultierenden radioaktiven Abfälle. Diese Unterschiede werden bei der Endlagerung dieser radioaktiven Abfälle geeignet berücksichtigt. Wesentliche Aspekte hierzu werden im Folgenden benannt.

Bestrahlte Kernbrennstoffe aus hoch angereichertem Uran enthalten bei gleichem Abbrand im Vergleich zu bestrahlten, geringer angereicherten Kernbrennstoffen eine vergleichbare Menge und Zusammensetzung an radioaktiven Spaltprodukten. Je höher die Anreicherung an Uran-235 im frischen Kernbrennstoff ist, desto geringer ist der entsprechende Restanteil an Uran-238. In Folge dessen ist in bestrahltem Kernbrennstoff höherer Anreicherung der Anteil an aus Uran-238 erbrüteten höheren Aktinoiden, also v. a. Plutonium, Americium und Curium, geringer als bei niedriger angereicherten Brennstoffen. Diese Aktinoiden besitzen i. d. R. deutlich längere Halbwertszeiten als der Großteil der radioaktiven Spaltprodukte.

Die hohe Anreicherung bedingt im Fall einer direkten Endlagerung dieser Kernbrennstoffe deutlich erhöhte Anforderungen an den Nachweis der in (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2010) geforderten Sicherstellung der Unterkritikalität im Langzeitsicherheitsnachweis für das künftige Endlager, vgl. auch Frage 9. Die deutsche Entsorgungskommission sieht hierzu in ihrer Stellungnahme vom 12.05.2016 (Entsorgungskommission 2016) im Hinblick auf die Berücksichtigung geochemischer Prozesse noch weiteren Forschungsbedarf zur Endlagerung von Kernbrennstoffen aus Forschungsreaktoren. Im Falle eines Radionuklidtransports sollten geochemische Bedingungen oder Prozesse, die zu einer Aufkonzentration von Uranverbindungen führen, ausgeschlossen werden können, um die Entstehung einer Kritikalität unter Endlagerbedingungen zu vermeiden.

Der abweichende Aufbau und die abweichende chemische Zusammensetzung der Brennelemente im Vergleich zu Brennelementen aus Leistungsreaktoren bedingt ein unterschiedliches chemisches Verhalten. In salinaren Lösungen ist eine rasche Korrosion der Brennelemente bestehend aus einer Uran-Aluminium- oder Uransilizid-Matrix unter Gasentwicklung und unter Freisetzung des Urans und der Spaltprodukte zu erwarten. Auch wenn die absolute Menge des Urans und der Spaltprodukte im Vergleich zu Brennelementen aus Leistungsreaktoren insgesamt sehr gering ist, so ist dieser Einfluss auf den Quellterm für Langzeitsicherheitsanalysen dennoch gesondert zu prüfen.

## 2.6 Verringerung der Anreicherung zur Abfallvermeidung

*Frage 8: Wie kann auf den Einsatz von hochangereicherten Uran zukünftig verzichtet werden, um die weitere Produktion dieser Abfälle zu verhindern?*

Eine einzuhaltende Maßgabe an die Umstellung des Kernbrennstoffs ist, dass die Eigenschaften des FRM II als Neutronenquelle zu Forschungszwecken erhalten bzw. vergleichbar bleiben. Das bedeutet, dass durch eine Umstellung des Kernbrennstoffs die Höhe und Qualität des Neutronenflusses, der der Forschung und Anwendung zur Verfügung gestellt werden kann, nicht beschränkt wird. Anforderungen an Sicherheit und Sicherung bleiben davon unberührt.

Für den Betrieb eines Forschungsreaktors als Neutronenquelle sind die Menge und Dichte an spaltbarem Material, d. h. hier die Menge und Dichte des Uran-235 im Kernbrennelement, maßgeblich. Eine Verringerung der Anreicherung an Uran-235 reduziert bei gleichbleibender Gesamtmasse an Uran, d. h. der Summe aus Uran-235 und Uran-238, die Menge an Uran-235 als thermisch spaltbarem Material. Um die eingesetzte Menge an Uran-235 und damit den Fluss der erzeugten Neutronen auf einem vergleichbaren Niveau zu erhalten, kann parallel zur Verringerung der Anreicherung eine Erhöhung der Dichte und in Folge dessen der Gesamtmasse des Urans im Kernbrennstoff je Brennelement anvisiert werden. Hierzu ist es notwendig, das spaltbare Material bei gleichbleibendem Aufbau der Brennelemente durch die Verwendung dichter Materialien in einer dichter gepackten Form einzusetzen.

Mit einer Verringerung der Anreicherung verbindet sich unter den gegebenen Randbedingungen folglich eine erhebliche Erhöhung der begleitenden Menge an Uran-238, sowohl anteilig als auch in seiner Masse. Während bei einer Anreicherung von 93 % etwa die dreizehnfache Menge von Uran-235 gegenüber Uran-238 vorliegt, sind die beiden Isotope bei 50 % Anreicherung zu gleichen Teilen im Brennstoff vorhanden. Dies bedeutet im Umkehrschluss, dass die Reduzierung der Anreicherung von ca. 93 % auf 50 % in einem Brennelement bei gleichbleibender Masse an Uran-235 die Erhöhung der Masse an Uran-238 um etwa das dreizehnfache bedeutet.

Uran-238 wirkt in diesem Kernbrennstoff nicht als Spaltstoff, sondern verbraucht durch parasitären Einfang eine bestimmte Menge der durch die Spaltung des Uran-235 erzeugten Neutronen. In der Folge dessen entstehen aus dem Uran-238 höhere Aktinoide wie Plutonium, Americium und Curium. Da Uran-238 einige der durch die Spaltung erzeugten Neutronen der Verwendung zu Forschungszwecken entzieht, muss die Erhöhung der Masse an Uran-238 durch eine Erhöhung der Masse an noch zusätzlichem Uran-235 kompensiert werden, um das Neutronenflussniveau des aktuell bestehenden Kernbrennstoffs beibehalten zu können. Dies bewirkt bei einer Verringerung der Anreicherung, unter Beibehaltung des Neutronenflusses und der Einsatzdauer, auch die Entstehung einer entsprechend leicht erhöhten Menge an Spaltprodukten aus der Spaltung des Uran-235.

Die erhöhte Menge an Uran-238 ist wie erwähnt während des Einsatzes im Reaktor für den Aufbau langlebiger, transuraner Abfallprodukte wie z. B. der Elemente Plutonium, Americium und Curium verantwortlich. Diese sind dann ebenfalls in erhöhter Menge in den Abfällen enthalten sind. Mit dem Einsatz niedriger angereicherter Urans wird also die Menge und Qualität der resultierenden Abfälle, und somit die für eine Endlagerung notwendigen Behandlungsschritte, grundlegend verändert: Er bedeutet deutlich mehr und für die Endlagerung problematischere radioaktive Abfälle. Im Sinne einer Verringerung der zur Endlagerung anstehenden, insbesondere langlebigen, Radiotoxizität und Wärmeentwicklung wirkt eine Reduzierung der Anreicherung im Kernbrennstoff als kontraproduktiv. Durch die gleichbleibend hohe Menge an thermisch spaltbarem Uran-235 bleibt die Notwendigkeit des Nachweises der Unterkritikalität in der Nachverschlussphase des Endlagers uneingeschränkt bestehen.

Eine Verringerung der Anreicherung auf niedriges Niveau (LEU), d. h. unter 20 % Uran-235, ist bei Beibehaltung des für die Forschung erforderlichen hohen Neutronenflusses aus physikalischen und technischen Gründen nicht möglich. Hierzu müsste die aufgrund natürlicher Randbedingungen maximal mögliche Dichte an Uran im Kernbrennstoff überschritten werden. Längerfristig erscheint der Einsatz von weniger angereichertem HEU ohne Einbußen jedoch möglich.

## **2.7 Potentielle Bearbeitung bestrahlter HEU-Brennelemente zur Endlagerung**

*Frage 9: Wie kann und müssen abgebrannte Brennelemente aus hochangereichertem Uran für eine Endlagerung in Deutschland bearbeitet werden?*

Die „Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle“ mit aktuellem Stand vom 30. September 2010 (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2010) sind grundsätzlich zu erfüllen.

Neben dem dauerhaften sicheren Einschluss der Aktivität ist die Sicherstellung der Unterkritikalität für eine Million Jahre, z. B. (Böning 2002), (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit 2004), (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit 2009), (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit 2010 a), beim Langzeitsicherheitsnachweis bei der Endlagerung von hoch angereicherten Kernbrennstoffen ein besonderer Aspekt. Dies ist im Fall der Brennelemente des FRM II bedingt durch die hohe Relativmenge an spaltbarem Uran-235 mit etwa 93 % im frischen Zustand. Die „Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle“ mit Stand vom 30. September 2010 (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2010) verlangen in Kapitel 7.2.4 „Ausschluss von Kritikalität: Es ist zu zeigen, dass sich selbst erhaltende Kettenreaktionen [Anm.: Kritikalität] sowohl bei wahrscheinlichen wie auch bei weniger wahrscheinlichen Entwicklungen ausgeschlossen sind.“ In ihrer Stellungnahme

„Endlagerforschung in Deutschland: Anmerkungen zu Forschungsinhalten und Forschungssteuerung“ vom 12.05.2016 sieht auch die deutsche Entsorgungskommission ESK noch weiteren Forschungsbedarf zur Berücksichtigung von geochemischen Prozessen zum Langzeit-Nachweis der Kritikalitätssicherheit für Brennelemente aus Forschungs- und Versuchsreaktoren in den vorgesehenen bzw. noch vorzusehenden Behälterkonzepten zur Endlagerung dieser Brennstoffe (Entsorgungskommission 2016).

Zur Erreichung einer sich selbst erhaltenden Kettenreaktion ist neben anderen Randbedingungen das Vorhandensein einer Mindestmenge an spaltbarem Material in einer Anordnung erforderlich. Diese Mindestmenge wird häufig in Form einer kleinsten kritischen Masse angegeben. Sie ist theoretischer Natur und liegt in der Praxis zumeist deutlich höher. Die kleinste kritische Kugelmasse liegt für Uranmetall mit einer Anreicherung von 100 % als Vergleichswert bei etwa 770 g Uran (Deutsches Institut für Normung 1995). Für Uran mit geringerer Anreicherung und in Verbindung mit anderen Stoffen liegt dieser Wert höher.

Eine Aufteilung des spaltbaren Materials in einzelne Gebinde mit einem Spaltmaterialgehalt jeweils unterhalb der kleinsten kritischen Masse von Uran-235 ist möglich. Für den Langzeitsicherheitsnachweis ist entweder eine ausreichende Langzeitbeständigkeit der Gebinde zu zeigen oder das Zusammenfließen von spaltbarem Material auf anderen Wegen auszuschließen. Die Aufteilung des spaltbaren Materials kann z. B. durch mechanische Zerkleinerung der Kernbrennstoffe oder durch chemische Separation erfolgen.

Ein anderer gangbarer Weg kann die Vergiftung der einzelnen Gebinde mit einem starken Neutronenabsorber zur Erhöhung der erforderlichen kleinsten kritischen Uranmasse sein. Im Falle einer Vergiftung ist auch nachzuweisen dass sich Spaltstoffe und Neutronengifte während des Betrachtungszeitraums in hinreichendem Kontakt befinden und nicht z. B. durch geochemische Prozesse räumlich voneinander getrennt werden. Je nach Wirtsgestein des Endlagers könnte auch von natürlichen Neutronen absorbierenden Stoffen Kredit genommen werden (Böning 2002, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit 2010 a).

Die genannten Varianten erfordern eine Bearbeitung der Kernbrennstoffe in einer dafür geeigneten heißen Zelle. Der Langzeitsicherheitsnachweis zur Unterkritikalität bleibt in allen diesen Fällen zu führen und ist mit entsprechend hohem Aufwand verbunden. Er ist neben dem Behälterkonzept auch abhängig vom Wirtsgestein und vom Endlagerkonzept.

Eine Verbringung der bestrahlten Brennelemente ins Ausland zum Zweck der Herstellung von in Deutschland endlagerfähigen und endzulagernden Gebinden ist nach § 3 Abs. 6 AtG (Deutscher Bundestag 2017 a; Deutscher Bundestag 2017 b) möglich, vgl. auch Antwort auf die Fragen 1 mit 3. Im Ausland ist die Abtrennung des spaltbaren Uran-235 aus den Kernbrennelementen, ggf. mit der Rückführung einer Äquivalentaktivität ohne spaltbares Material z. B. in Kokillen mit verglaster Spaltproduktlösung („Glaskokillen“), technisch möglich und realisiert. Ein Langzeitsicherheitsnachweis zur Unterkritikalität ist für derart hergestellte und rückgeführte Abfallgebände ohne spaltbare Stoffe nicht mehr erforderlich.

Glaskokillen bieten im Langzeitverhalten eine verbesserte Aktivitätsrückhaltung als die direkte Endlagerung von ganzen oder zerteilten Brennelementen auf Basis z. B. von Uransilizid-Aluminium-Legierungen, zu denen auch die Brennelemente des FRM II gehören. Aufgrund der Schwierigkeiten eine ausreichende Langzeitbeständigkeit der Behälter aufzuzeigen und der erhöhten Reaktivität der Legierungen mit Silizium und Aluminium mit Lösungen ist eine direkte Endlagerung in Deutschland bisher nur vorläufig in Betracht gezogen worden. Eine Konditionierung des Brennstoffs wird deshalb über Aspekte der Unterkritikalität hinaus erwogen (siehe z. B. Bennett 2010).

Als Konditionierungsmaßnahme steht prinzipiell eine Reihe von möglichen Verfahren zur Verfügung. Diese Verfahren sind teilweise jedoch noch mit einem hohem Forschungs- und Entwicklungsbedarf verbunden. Als Beispiele sind anzuführen:

- ▶ Chemische Separation: Wiederaufarbeitung z. B. nach dem PUREX-Verfahren mit Verglasung der anfallenden Abfälle, unter Rückführung des Urans in das Ursprungsland und Verbleib der übrigen Wärme entwickelnden und ggf. sonstigen radioaktiven Abfälle zur Endlagerung in Deutschland.

- ▶ Aufschmelzen und Verdünnen: Das gesamte Brennelement wird aufgeschmolzen und mit abgereichertem Uran und Aluminium (eutektische Schmelze) verdünnt.
- ▶ Plasmabehandlung: Das abgebrannte Brennelement wird direkt im Plasmaofen mit abgereichertem Uran und Neutronenabsorbern aufgeschmolzen und verglast.
- ▶ Oxidation und Auflösung: Das abgebrannte Brennelement wird in einer Glasschmelze mit Bleioxid oxidiert und als radioaktiver verglaster Abfall endgelagert.
- ▶ Elektrometallurgische Behandlung: Das abgebrannte Brennelement wird mit Silizium aufgeschmolzen und elektrochemisch raffiniert. Das Uran wird wieder-gewonnen und der Großteil des Aluminiums wird elektrochemisch entfernt. Der verbleibende Rest ist verglaster Abfall.
- ▶ Chlorid-Verdampfungs-technologie: Das abgebrannte Brennelement wird bei hohen Temperaturen mit Chlorgas zu gasförmigen Verbindungen umgesetzt. Uran, Aktinoide und Spaltprodukte werden durch Destillation voneinander getrennt.

Die Mehrzahl der genannten Verfahren ist, insbesondere in Deutschland, derzeit nicht bzw. nicht großtechnisch verfügbar. Entsprechende Anlagen im Inland müssten mit hohem Aufwand entwickelt, genehmigt und gebaut werden. Bei deren Betrieb würden zudem, ähnlich wie bei einer Wiederaufarbeitungsanlage, auch radioaktive Stoffe, z. B. bestimmte Edelgase, an die Umgebung abgegeben werden. Lediglich die Technik des PUREX-Verfahrens ist industriell etabliert, und wird im Ausland praktiziert.



### 3 Quellenverzeichnis

(Deutscher Bundestag 2017 a): Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz - AtG) 23.12.1959, Neufassung vom 15.07.1985 (BGBl. I S. 1565), zuletzt geändert durch Artikel 1 des Gesetzes vom 20.11.2015 (BGBl. I S. 2053)

(Internationale Atomenergieorganisation 2016): IAEA Safety Glossary, Wien 2016

(Deutsches Institut für Normung 2014): DIN 25472, 2014

(Internationale Atomenergieorganisation 2012): IAEA Experiences and Trends of Manufacturing Technology of Advanced Nuclear Fuels - TECDOC 1686; Wien 2012

(Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015 a): Bericht des BMUB zur Entsorgung bestrahlter Brennelemente aus Forschungs-, Versuchs- und Demonstrationsreaktoren; Vorgelegt in der 9. Sitzung der Arbeitsgruppe 2 am 7. September 2015 Bericht des BMUB an die Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe, K-Drs. AG2-19, 2015.

(Entsorgungskommission 2016): Endlagerforschung in Deutschland: Anmerkungen zu Forschungsinhalten und Forschungssteuerung, Stellungnahme der Entsorgungskommission vom 12.05.2016.

(Jülicher Entsorgungsgesellschaft für Nuklearanlagen 2017): <http://avr-brennelemente.de/aktuelles/> zuletzt besucht am 16.10.2017

(Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015 b): Verzeichnis radioaktiver Abfälle (Bestand zum 31.12.2014 und Prognose-se); August 2015, abgerufen am 10.10.2017  
[http://www.bmub.bund.de/fileadmin/Daten\\_BMU/Download\\_PDF/Nukleare\\_Sicherheit/verzeichnis\\_radioaktiver\\_abfaelle\\_aug\\_bf.pdf](http://www.bmub.bund.de/fileadmin/Daten_BMU/Download_PDF/Nukleare_Sicherheit/verzeichnis_radioaktiver_abfaelle_aug_bf.pdf)

(Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2016): Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle (Joint Convention) deutscher Bericht Stand 2016

(Deutscher Bundestag 2017 b): Deutscher Bundestag, Atomgesetz, Begründung § 3 Abs. 6 (Deutscher Bundestag, Drucksache 18/11398, 07.03.2017, Seite 77).

(Internationale Atomenergieorganisation 1970): Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons, INFCIRC/140, 22 April 1970

(Internationale Atomenergieorganisation 2005): Nuclear Security – Measures to Protect Against Nuclear Terrorism, Amendment to the Convention on the Physical Protection of Nuclear Material, 6. September 2005

(Internationale Atomenergieorganisation 2011): Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), IAEA Nuclear Security Series No. 13, 2011

(Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2010): Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle, Stand 30. September 2010.

(Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit 2004): GRS-A-3240: Untersuchungen zur Kritikalitätssicherheit in der Nachbetriebsphase eines Endlagers für ausgediente Kernbrennstoffe in unterschiedlichen Wirtformationen.

(Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit 2009): GRS-A-3486: Weiterführende Bearbeitung spezieller Themen im Rahmen generischer Sicherheitsanalysen zur Kritikalität von Kernbrennstoffen in der Nachbetriebsphase eines geologischen Endlagers.

(Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit 2010): GRS-281: Endlagerauslegung und –optimierung.

(Böning 2002): K. Böning, Ausschluss einer Rekritikalität der abgebrannten Brennelemente und Konverterplatten des FRM-II im Endlager und Konzept einer möglichen Konditionierung, Dokument Nr. OPA00290, TU München, 25.01.2002.

(Deutsches Institut für Normung 1995): DIN 25403 Teil 2, 1995

(Bennett 2010): Bennett P., Oberländer B.C., Adelfang P., Erisson E., 2010, Recommendations for the conditioning of spent metallic uranium fuel and aluminum clad fuel for interim storage and disposal. A report prepared by the Technical Committee on Storage and Disposal of Metallic Uranium Fuel and Al-clad Fuels for Nærings og handelsdepartementet,