

Projektnummer 94 110

Gutachterliche Stellungnahme zum Forschungsreaktor München II (FRM-II)

von

Wolfgang Liebert

Friederike Friess

Klaus Gufler

Nikolaus Arnold

Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften (ISR)

Universität für Bodenkultur (BOKU) Wien

Borkowskigasse 4
1190 Wien

Im Auftrag des Nationalen Begleitgremiums

abgewickelt über das Umweltbundesamt

Dezember 2017

Inhaltsverzeichnis

Abbildungsverzeichnis	4
Tabellenverzeichnis	4
Abkürzungsverzeichnis	5
Zusammenfassung.....	7
1 Zur Ausgangssituation in Deutschland hinsichtlich HEU-Brennelementen	23
1.1 Wie viele Brennelemente aus hochangereichertem Uran (HEU) wurden eingesetzt und aus welchen Quellen stammte das verwendete HEU?.....	23
1.2 Wo lagern die abgebrannten Brennelemente aus dem HEU-haltigen Brennstoff?	25
1.3 Welche Menge an abgebrannten Brennelementen, die hochangereichertes Uran enthalten, muss voraussichtlich in Deutschland bislang endgelagert werden?.....	27
1.4 Welche zukünftigen Mengen an HEU-haltigen hochradioaktiven Abfällen sind noch zu erwarten?	28
2 Welche Proliferationsprobleme sind mit HEU-Brennstoff und entstehenden hochradioaktiven Abfällen verbunden?	30
2.1 Proliferationsgefahr hochangereichterten Urans (HEU).....	30
2.2 HEU-Brennstoffe für Forschungsreaktoren	32
2.3 Proliferationspolitisch bedeutsame Ereignisse und Entwicklungen.....	33
2.4 Entwicklung einer Norm gegen den Gebrauch von HEU in Forschungsreaktoren.....	34
2.5 Erfolge der Bemühungen um Non-Proliferation im Bereich von Forschungsreaktoren weltweit.....	37
2.6 Versorgung und Entsorgung von Forschungsreaktoren in Deutschland und der Sonderfall FRM-II	39
3 Zu welchen Sicherheitsrisiken kann eine Zwischenlagerung der HEU-haltigen Abfälle führen, etwa im Zwischenlager Ahaus?	41
3.1 Gefahr der Proliferation.....	42
3.2 Die Gefahr der Rekritikalität	44
3.3 Schutz gegen Flugzeugabstürze	45
3.4 Einschätzung der Zwischenlagerung.....	46
4 Welche Probleme können diese HEU-haltigen Abfälle bei einer Endlagerung in Deutschland verursachen?	48
4.1 Proliferationsgefahr im Endlager	49
4.2 Rekritikalität im Endlager.....	50
4.3 Internationale Ansätze für den Umgang mit abgebranntem HEU-Brennstoff	52
4.4 Einschätzung der Endlagerung.....	54
5 Wie kann auf den Einsatz von hochangereichterten Uran zukünftig verzichtet werden, um die weitere Produktion dieser Abfälle zu verhindern?.....	56

5.1	Geschichte der Umrüstungsdiskussion des FRM-II.....	56
5.2	Entwicklung von LEU-Brennstoffen besonders hoher Dichte.....	59
5.3	Umrüstungsvarianten für den FRM-II.....	62
5.4	Vorschlag für einen Zwischenschritt bei der Umrüstung auf LEU	68
5.5	Ein mögliches Umrüstungsszenario für den FRM-II ?	69
6	Wie können und müssen abgebrannte Brennelemente aus hochangereichertem Uran für eine Endlagerung in Deutschland bearbeitet werden?	72
6.1	Endlagerungs- und Bearbeitungsoptionen für abgebrannte HEU-Brennelemente	72
6.1.1	Direkte Endlagerung.....	72
6.1.2	Melt & Dilute-Verfahren	74
6.1.3	Wiederaufarbeitung.....	76
6.2	Rechtliche Situation in Deutschland	78
7	Quellenverzeichnis.....	80

Abbildungsverzeichnis

Abbildung 1:	Die kritische Masse einer reinen Urankugel in Abhängigkeit von der Urananreicherung.....	31
Abbildung 2:	Skizze eines Brennstoffplattenquerschnitts mit Uran-Molybdän-Brennstoff.....	60

Tabellenverzeichnis

Tabelle 1:	Einige versuchsweise berechnete Modifikationen der Brennelementauslegung des FRM-II unter Einsatz von monolithischem UMo-Brennstoff.....	65
Tabelle 2:	Zwei aus der Parameterstudie hervorgegangene Designvariablen für denkbare Auslegungen des FRM-II mit monolithischen UMo-LEU-Brennstoffen.....	66
Tabelle 3:	Notwendige Anreicherung zur Umrüstung von Hochflussforschungsreaktoren mit verschiedenen Brennstoffen.....	69

Abkürzungsverzeichnis

AF	(Deutsches Programm zur) Anreicherungsreduktion Forschungsreaktoren
ANL	Argonne National Laboratory
AVR	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (Hochtemperaturreaktor in Jülich)
BE	Brennelement
BER-II	Berliner Experimentier-Reaktor II
BMBF	Bundesministerium für Bildung und Forschung
BMUB	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit
CASTOR	Cask for Storage and Transport of Radioactive material / Behälter zur Aufbewahrung und zum Transport radioaktiven Materials
ESA	European Supply Agency
FRM II	Forschungsreaktor München II
FRRSNF	Foreign Research Reactor Spent Nuclear Fuel Acceptance Program
GTRI	Global Threat Reduction Initiative (im U.S. Department of Energy)
HEU	Highly Enriched Uranium / hochangereichertes Uran
HFIR	High Flux Isotope Reactor (in Oak Ridge USA)
IAEA	International Atomic Energy Agency
IAEO	Internationale Atomenergieorganisation
IANUS	Interdisziplinäre Arbeitsgruppe Naturwissenschaft, Technik und Sicherheit der TU Darmstadt
INFCIRC	Information Circular (durchnummerierte offizielle Dokumente der IAEO)
KNK-II	Schneller Versuchsreaktor Karlsruhe II
LEU	Low Enriched Uranium / niedrigangereichertes Uran
M³O	<i>Material Management and Minimization Office</i> (im U.S. Department of Energy)
MOX	(Uran-Plutonium-) Mischoxid-Brennstoff
MW	Megawatt
NAS	U.S. National Academies of Sciences
NRC	U.S. Nuclear Regulatory Commission
NVV	Nichtverbreitungsvertrag
RERTR	Reduced Enrichment of Research and Test Reactors
RRRFR	Russian Research Reactor Fuel Return Program
RSK	Reaktorsicherheitskommission
SNF	Spent Nuclear Fuel
SRS	Savannah River Site
TBL-A	Transportbehälterlager Ahaus (Zwischenlager Ahaus)

THTR	Thorium-Hochtemperatur-Reaktor (in Hamm-Uentrop)
TÜV	Technischer Überwachungsverein
UMo	Uran-Molybdän
WA	Wiederaufarbeitung

Zusammenfassung

Zur Ausgangssituation in Deutschland hinsichtlich HEU-Brennelementen

Hochangereichertes Uran (HEU) wurde seit den späten 1950er Jahren hauptsächlich in einer Reihe von deutschen Forschungsreaktoren eingesetzt (in Braunschweig, Berlin, Geesthacht bei Hamburg, Jülich, München und Rossendorf bei Dresden). Der Geesthachter FRG-1 und der Berliner BER-II sind in den 1990er Jahren erfolgreich auf LEU-Brennstoff umgerüstet worden. Der Münchner FRM-I wurde in den letzten Betriebsjahren vor dem Jahr 2000 zumindest auf eine Anreicherung von 45% umgestellt. Alle weiteren Forschungsreaktoren, die HEU nutzten, sind in den 1980er, 1990er und zuletzt der Jülicher FRJ-2, für den Umrüstungsplanungen vorlagen, im Jahr 2006 abgeschaltet worden. Es besteht eine wesentliche Ausnahme: der Münchner Forschungsreaktor FRM-II, der in den 1980er Jahren mit HEU geplant wurde, 2004 mit HEU in Betrieb ging und weiterhin HEU nutzt.

Weiterhin ist in einer Reihe von Versuchs- und Demonstrationsreaktoren in der Zeit von 1966 bis 1991 HEU eingesetzt worden: im Schnellen Versuchsreaktor Karlsruhe KNK-II sowie in den Hochtemperaturreaktoren AVR Jülich und THTR-300 in Hamm-Uentrop.

Die HEU-Lieferungen für Reaktoren in Westdeutschland stammten aus den USA, während ostdeutsche Reaktoren von der Sowjetunion mit HEU beliefert wurden. Im Münchner FRM-II ist wohl zunächst HEU aus alten US-Lieferungen für andere Reaktoren verwendet worden. Heute wird das HEU für die Brennelementfertigung aus Russland geliefert.

Für das aus den USA gelieferte HEU für Forschungsreaktoren bestand seit den 1960er bis in die 1980er Jahre eine Rücknahmeregelung für die abgebrannten Brennelemente durch die USA. So ist sehr viel in dieser Zeit angefallener abgebrannter HEU-Brennstoff wieder in die USA zurück verbracht worden. Als Folge der sich international entwickelnden Norm zum Verzicht auf waffengrädiges HEU in Forschungsreaktoren setzte die USA die Rücknahme abgebrannter Brennelemente in den 1990er Jahren zunächst aus. In dieser Zeit ist von einigen Reaktoren der abgebrannte HEU-Brennstoff ins schottische Dounreay zur Wiederaufarbeitung verbracht worden. Dies ist aber offenbar nicht mehr geschehen, da die Wiederaufarbeitung dort eingestellt werden musste. Offenbar durch einen Tausch an Abfallbinden mit anderem Atomabfall, der nach Deutschland gebracht wird, verbleibt dieses Material dort. Für die Zeit von 1996 bis 2016 (mit letztem Abtransport bis Mai 2019) bestand dann eine Rücknahmemöglichkeit von abgebranntem Forschungsreaktorbrennstoff im Rahmen des Foreign Research Reactor Spent Nuclear Fuel Acceptance Program (FRRSNF) durch die USA, unter der Bedingung, dass die betroffenen Reaktoren auf LEU umgerüstet werden und die Reaktoren vor 1996 bereits in Betrieb waren. Diese Möglichkeit wurde wiederum genutzt, derzeit auch vom Berliner BER-II, der noch bis Ende 2019 in Betrieb ist.

In Deutschland lagernder abgebrannter HEU-Brennstoff umfasst: Teile der im AVR und THTR eingesetzten Brennelementkugeln, die sich derzeit in Jülich bzw. im Zwischenlager Ahaus befinden; Plutonium- und HEU-haltige Brennelemente aus dem KNK-II, die nicht im französischen Marcoule wiederaufarbeitet werden konnten, lagern im Zwischenlager Nord; zum Teil HEU-haltige abgebrannte Brennelemente aus Rossendorf lagern im Zwischenlager Ahaus. Die AVR-Brennelementkugeln beinhalten etwa 1,9 Tonnen Schwermetall, die des THTR etwa 7 Tonnen Schwermetall, die Brennelement-Reste aus dem KNK-II beinhalten etwa eine halbe Tonne Schwermetall und die Rossendorf-Brennelemente etwa 180 kg HEU.

Im Absetzbecken des Forschungsreaktors FRM-II lagern derzeit etwa 46 oder 47 abgebrannte HEU-Brennelemente mit einer Anreicherung von etwa 87%. Die Gesamtmasse des abgebrannten Brennstoffs beträgt etwa 375 kg entsprechend etwa 325 kg Uran-235. Diese gebrauchten Brennelemente

sollen nach ausreichender Abklingzeit ins Zwischenlager Ahaus verbracht werden, sobald der Transport- und Lagerbehälter CASTOR MTR-3 lizenziert ist. Was letztlich mit diesem Nuklearabfall des FRM-II geschehen soll, ist noch ungeklärt. Eine Entsorgungsoption in die USA besteht jedenfalls nicht.

Deutschland hat für Ende 2016 in Forschungsreaktoren 330 kg und in weiteren abgebrannten Brennelementen 940 kg im Land lagerndes HEU gemeldet. Wie sich die letztgenannten HEU-Mengen auf die unterschiedlichen Abfallchargen verteilen wird nicht aufgeschlüsselt.

Die einzige Quelle für weiteren Anfall von HEU in angebrannten Brennelementen in Deutschland ist der Münchner FRM-II. Wieviel hier noch anfällt, hängt davon ab, ob bzw. wann der Reaktor auf LEU umgerüstet wird. Maximal könnten von 2018 bis 2045 noch etwa 112 Brennelemente anfallen. Diese enthielten etwa 900 kg Schwermetall, was bei heutiger Hochanreicherung etwa 800 kg Uran 235 in abgebrannten Brennelementen entspräche.

Nach gegenwärtigem Stand müssten alle genannten HEU-haltigen radioaktiven Abfälle in Deutschland endgelagert werden. Wo eine Rückführung in das Lieferland nicht möglich oder nicht gewollt ist (wie das z.B. momentan für die Option einer Rückführung HEU-haltiger Brennstoffe nach Russland gilt) muss Deutschland einen eigenen Entsorgungsweg nutzen oder eröffnen.

Proliferationsprobleme in Zusammenhang mit HEU-Brennstoff und HEU-haltigen abgebrannten Brennelementen

Natururan enthält 0,7% des spaltbaren Uran-235. Uranbrennstoff für Leistungsreaktoren benötigt i.d.R. Uran einer Anreicherung in Uran-235 von etwa 3-4%. Hochangereichertes Uran (HEU – Highly Enriched Uranium) ist Uran mit einer Anreicherung des Uranisotops Uran-235 von mehr als (oder gleich) 20%. Komplementär ist LEU (Low Enriched Uranium) niedrig angereichertes Uran mit einer Anreicherung von weniger als 20%. Die Grenzziehung zwischen HEU und LEU ist durch ihre kritischen Massen motiviert. Die kritische Masse gibt an, wieviel spaltbares Uran zusammengebracht werden muss, um eine Kernexplosion erreichen zu können. Der Zusammenhang zwischen kritischer Masse und Anreicherung ist nicht-linear. Bei abnehmendem Anreicherungsgrad nimmt die benötigte kritische Masse deutlich überproportional zu. Die Internationale Atomenergieorganisation (IAEO) definiert 25 kg HEU als signifikante Menge, mit der auch ein unerfahrener Akteur sicherlich eine Kernwaffe bauen könnte. Durch ein entsprechendes Design der Kernwaffe lässt sich die benötigte Uran-Masse stark reduzieren, daher werden mitunter auch bereits 7 kg HEU als ausreichend für eine Kernwaffe angesehen. Hochangereichertes Uran ist ein sehr attraktiver Waffenstoff. Sobald das Material in Besitz gebracht werden kann, ist die entscheidende Hürde zur Waffenverwendung überwunden. Der eigentliche Kernwaffenbau stellt dann kein entscheidend großes Hindernis mehr dar.

Infolge des US-amerikanischen „Atoms for Peace“ Programms der 1950er Jahre wurde sehr viel waffenfähiges HEU und Plutonium für zivile Zwecke von den USA exportiert. Die Sowjetunion zog nach und versorgte ihre Satellitenstaaten mit kerntechnischem Know-how und Spaltmaterial. Eine Folge war, dass die Anzahl der Länder, die Forschungsreaktoren betreiben, ab Mitte der 1950er rasch auf etwa 50 in der Mitte der 1960er Jahre anstieg und dabei die Anzahl der Länder, in denen Forschungsreaktoren mit HEU betrieben wurden, in den 1970er Jahren schon die Zahl von 40 deutlich überschritt. Die Reaktoren mit HEU zu betreiben, war attraktiv, denn die erzielbaren Neutronenflüsse für Anwendungen in der Forschung oder Isotopenproduktion waren damals mit HEU deutlich höher als mit LEU-Brennstoff. In die späten 1950er und frühen 1960er fällt daher auch die Inbetriebnahme der meisten westdeutschen Forschungsreaktoren, die alle mit HEU betrieben wurden. Die Versorgung mit Brennstoff und die Entsorgung abgebrannter Brennelemente schienen dauerhaft durch die USA gesichert.

Mit hochangereichertem Uran sind aber erhebliche Gefahren für die Weiterverbreitung bzw. fortdauernde Verbreitung von Kernwaffen (Proliferation) verbunden. Produktion, Handel, Verarbeitung und Nutzung von waffentauglichem HEU fördern die geographische Verbreitung von Waffenstoff, erweitern den Personenkreis mit potentielltem Zugriff und entsprechenden technologischen Know-how und

schaffen die Gefahr der Materialabzweigung oder des Diebstahls für Kernwaffenzwecke. Mit der weltweiten Verbreitung von HEU im zivilen Bereich ist eine stete latente Proliferationsgefahr verbunden. Mit der weltweiten Verbreitung von Forschungsreaktoren, die auf HEU-Brennstoff angewiesen sind, besteht ein ziviles Rationalitätsmuster für die Ansammlung von HEU, das aber jederzeit auch für Waffenzwecke umgenutzt werden könnte.

Zu bedenken ist zusätzlich, dass auch abgebrannte HEU-Brennelemente in der Regel immer noch HEU enthalten, das für Waffen verwendet werden könnte, wenn es vom abgebrannten Brennstoff chemisch abgetrennt wird. Der Anreicherungsgrad des HEU im Brennstoff sinkt bei vielen Reaktoranwendungen nicht ausreichend, da nur ein Teil des enthaltenen Uran-235 gespalten wird. Im Falle des Münchner FRM-II sinkt der Anreicherungsgrad des HEU lediglich von 93% auf 87% nach der Bestrahlung im Reaktor. Die Abzweigungs- oder Diebstahlgefahr für Waffenzwecke besteht solange fort bis eine möglichst proliferations sichere Entsorgungsmöglichkeit umgesetzt worden ist.

Internationale Norm gegen die HEU-Nutzung in Forschungsreaktoren

So hat sich seit Ende der 1970er Jahre – nach dem indischen Kernwaffentest von 1974 und verstärkt nach der Aufdeckung des Irakfalls Anfang der 1990er Jahre und nochmals verstärkt seit dem 11. September 2001 – eine internationale Norm entwickelt, die eine Verwendung von HEU im zivilen Bereich beenden will. Die UN- und IAEA-Spezialinspektionsteams, die seit 1991 im Irak arbeiteten, konnten nur im Nachhinein nachweisen, dass 1990 in einem sogenannten „Crash-Program“ Bemühungen zur raschen Konstruktion einer Kernwaffe unternommen wurden. Dabei wurde die Verwendung von unter IAEA-Safeguards stehendem Forschungsreaktorbrennstoff aus französischen und russischen Lieferungen vorbereitet. Die Terroranschläge des 11. September 2001 ließen die Sorgen, dass Nuklearterrorismus eine realistische Gefahr werden könnte, aufleben. Wenn fanatisierte Selbstmordattentäter zunehmend in der Welt agieren, sind auch der hohe Strahlendosen riskierende, selbstgefährdende Umgang mit radioaktiven Materialien sowie Leib und Leben riskierende Diebstahlaktionen kernwaffentauglicher Materialien nicht mehr als rein abstrakte Szenarien auszuschließen.

Von 1978 bis 1980 arbeitete eine internationale Expertenkonferenz im Rahmen der UN, die *International Nuclear Fuel Cycle Evaluation* (INFCE), unter anderem Empfehlungen zur Vermeidung nuklearer Proliferation im Bereich von Forschungsreaktoren aus. Aufgrund der Erkenntnis, dass der Handel mit HEU, sein weitverbreiteter Gebrauch und seine Produktion ein deutliches Proliferationsrisiko bedeuten, wurde empfohlen, die Anreicherung von Uranbrennstoff auf 20% oder weniger Uran-235 Gehalt (also Verzicht auf HEU-Brennstoff und stattdessen Verwendung von LEU) zu begrenzen und neue hochdichte Brennstoffe als Ersatz für HEU zu entwickeln.

Parallel zur INFCE-Konferenz legte die USA 1978 ihr RERTR-Programm (*Reduced Enrichment of Research and Test Reactors*) auf. Dieses Programm ist am Argonne National Laboratory (ANL) in den USA angesiedelt. Im Rahmen dieses Programms und seiner Nachfolger wird massiv an der Forschung und Entwicklung für hochdichte Brennstoffe zur Umrüstung von mit HEU-Brennstoff betriebenen Forschungs- und Testreaktoren auf LEU-Brennstoff gearbeitet. Das ANL bietet weiterhin konkrete Unterstützung und technische Expertise zur Planung und Durchführung von Forschungsreaktor-Umrüstungen von HEU auf LEU in anderen Ländern an.

In den neuartig entwickelten hochdichten Brennstoffen wird das Uran dichter gepackt, so dass ähnlich viel spaltbares Uran pro Volumeneinheit vorliegt wie im HEU-Brennstoff. So wird eine vergleichbare Neutronenflussenerzeugung durch den LEU-Brennstoff wie bei Hochanreicherung erreicht, allerdings bei Erhöhung der dafür verwendeten LEU-Brennstoffmenge. Der Platzbedarf für Brennstoffe im Reaktorkern kann sich dadurch erhöhen. Auch deswegen muss jede Reaktorkonversion von HEU auf LEU sorgfältig geplant und physikalisch-technisch adäquat vorbereitet werden. Innerhalb der 1980er und frühen 1990er Jahre konnte die verfügbare Brennstoffdichte von Forschungsreaktorbrennstoffen recht

schnell von weniger als 1 g(U)/ccm bis etwa 1,5 g(U)/ccm auf mehr als 4 g(U)/ccm erhöht werden. Damit ist eine Umstellung der meisten weltweit genutzten Forschungsreaktoren von HEU- auf LEU-Brennstoff im Prinzip möglich, ohne dass wesentliche Nachteile für die Nutzer der Reaktoren entstehen (insbesondere in Bezug auf Neutronenflussverluste und Betriebskosten). Zum jetzigen Zeitpunkt sind Uransilizid-Brennstoffe mit einer bereits relativ hohen Urandichte von 4,8 g(U)/ccm für den Einsatz in Forschungsreaktoren qualifiziert. In Entwicklung befinden sich seit etwa der Jahrhundertwende Brennstoffe auf der Basis von Uran-Molybdän (UMo) mit weiter erhöhter Urandichte von 8 bis zu 16 g(U)/ccm. Mit diesen Brennstoffen sollte dann auch eine Umrüstung von HEU auf LEU für alle Forschungsreaktoren ohne signifikanten Flussverlust möglich sein.

Erfolge der Norm gegen die HEU-Nutzung

Die großen Brennstoff-Exportländer USA und Sowjetunion (später Russland) änderten in den 1980er Jahren ihre Exportpolitik. Mit dem Schumer Amendment zum Energy Policy Act des US Congress des Jahres 1992 und nachfolgenden Verschärfungen der Exportrichtlinien wurde der Druck weiter erhöht. HEU-Brennelemente werden von den USA nur noch geliefert, wenn sich die Reaktorbetreiber zur baldmöglichsten Umrüstung auf niedrig angereichertes Uran (LEU) verpflichten – soweit Konversionsbrennstoffe zur Verfügung stehen. Seit 1996 können die von den USA belieferten Forschungsreaktorbetreiber das US Foreign Research Reactor Spent Nuclear Fuel (FRRSNF) Acceptance Program nutzen, mit dem eine Rücknahme von abgebranntem Forschungsreaktorbrennstoff ermöglicht wird – allerdings nur sofern die Reaktoren schon seit vor 1996 in Betrieb sind. Für die Auflage dieses Programms, das zunächst zehn Jahre Laufzeit hatte und dann nochmals für zehn weitere Jahre bis Mai 2016 verlängert wurde, waren Gründe der Non-Proliferation und der Internationalen Sicherheit ausschlaggebend, um die weltweit zugänglichen HEU-Mengen unter Kontrolle bringen zu können. Die Schwierigkeit bestand darin, dass dieses immer wieder auf Zeit bestehende Angebot nicht als Ermunterung zum Business-as-usual – unter weiterer HEU-Nutzung – von den Reaktorbetreibern missverstanden wird. Seit 2002 besteht auch ein Russian Research Reactor Fuel Return Program (RRRFR), mit dem HEU-haltige Brennstoffe, die von der Sowjetunion exportiert wurden, zurückgenommen werden.

Zusätzlich sollten also auch die Gefahren durch die bereits in der Vergangenheit erzeugte Verbreitung von HEU in vielen Länder wieder rückgängig gemacht werden. Die USA hatten in der Zeit von 1957 bis 2012 insgesamt 22,6 Tonnen HEU in 35 Länder exportiert – den überwiegenden Teil bis 1982, wobei die größten Jahresexporte in den 1960er und frühen 1970er Jahre zu verzeichnen waren. Die Rücknahme von HEU-haltigem abgebranntem Brennstoff wurde wichtiger Teil der Non-Proliferations-Politik. Seit 1996 sind so etwa 5 Tonnen HEU in die USA und Russland zurückgenommen worden; dies umfasst bestrahltes und unbestrahltes hochangereichertes Uran aus mehr als 30 Nichtkernwaffenstaaten. Von zu Beginn der 1990er Jahre noch mehr als 50 Staaten, die mindestens 1 kg HEU in ihrem Besitz hatten, hat sich diese Anzahl auf 27 Staaten im Jahr 2015 fast halbiert.

Diese positive Tendenz ist stark verbundenen mit den Erfolgen bei der weltweiten Umrüstung von Forschungsreaktoren von HEU auf LEU. Sehr viele Länder haben mit dem RERTR-Programm der USA kooperiert. Dies gilt auch für (West-) Deutschland, das von 1979 bis 1989 ein eigenes Programm „Anreicherungsreduktion von Forschungsreaktoren“ betrieb, das Beiträge zur Brennstoffentwicklung und zur Umrüstung von Forschungsreaktoren lieferte. Die Listen der Forschungsreaktoren, die weltweit umzustellen wären, verlängerten sich über die Zeit über die anfänglich geführten Dringlichkeitslisten hinaus. Sehr viele Reaktoren weltweit wurden umgerüstet oder außer Betrieb genommen.

Um die Jahrhundertwende waren weltweit knapp 300 zivile Forschungsreaktoren in fast 60 Ländern in Betrieb, davon noch mehr als 130 Reaktoren mit HEU-Brennstoff. Die Situation hat sich demgegenüber bis heute weiter verbessert. In einer aktuellen, von einem Panel der US National Academies of Sciences und der IAEO aufgestellten, Liste finden sich nunmehr noch 74 Forschungsreaktoren im zivilen Bereich in 18 Ländern, die HEU-Brennstoff verwenden. 12 dieser 18 Länder sind Nicht-Kernwaf-

fenstaaten. Pakistan und Nordkorea und vier „anerkannte“ Kernwaffenstaaten (USA, Russland, Frankreich und China) sind die weiteren sechs Länder. Zweidrittel dieser 74 HEU-Reaktoren befinden sich in „anerkannten“ Kernwaffenstaaten (der Löwenanteil, mit 32 Reaktoren, in Russland). Der Haupt-HEU-Bedarf konzentriert sich auf sieben Reaktoren, darunter prominent der Münchner FRM-II, die 80% des jährlichen weltweiten HEU-Bedarfs für zivile Forschungsreaktoren beanspruchen. Die weiteren 67 gelisteten Reaktoren haben zusammen einen Jahresbedarf von jährlich etwa 100 Kilogramm. Letzteres spricht immerhin für einen deutlichen Teilerfolg der weltweiten Umrüstungsbemühungen.

Ein weiterer wesentlicher Erfolg der sich seit 1978 entwickelnden Norm gegen die Verwendung von HEU-Brennstoff in Forschungsreaktoren ist, dass ein Verzicht auf waffengrädigen HEU-Brennstoff bei der Neuplanung von Forschungsreaktoren mit Beginn der 1980er Jahre weltweit akzeptiert und durchgehalten wurde – mit nur einer Ausnahme, der Münchner FRM-II.

Der Sonderfall des FRM-II

Der Münchner FRM-II wurde in der Zeit der Entstehung der Norm des HEU-Verzichts für Forschungsreaktoren geplant. Er ist der einzige größere Forschungsreaktor, der seit Beginn der 1980er mit HEU ausgelegt wurde. Der FRM-II ist auch deshalb ein Präzedenzfall, weil er HEU in Brennstoffen erhöhter Dichte, die für die Reaktorumrüstung entwickelt wurden, nutzt. Es besteht eine latente Gefahr der Aufweichung der Norm gegen den Bau von HEU-Forschungsreaktoren. Der neue französische Jules Horowitz Reaktor soll jetzt zunächst mit einer Anreicherung von 27% betrieben werden, da hochdichte LEU-Brennstoffe der neuen Generation (Uran-Molybdän Dispersionsbrennstoffe mit bis zu einer Dichte von 8 g(U)/ccm), mit denen der bereits in Bau befindliche Reaktor geplant wurde, doch nicht so schnell zur Verfügung stehen wie ursprünglich erwartet.

Durch den FRM-II in der jetzigen Betriebsweise wird der Bedarf nach HEU noch viele Jahre lang aufrechterhalten. Dies hat eine ungünstige Signalwirkung. So konnte Russland, bedingt durch Umrüstungs- und Stilllegungsbemühungen, zwar einerseits seine HEU-Exporte an Länder, die ehemals von der Sowjetunion beliefert wurden, 2011 einstellen. Andererseits allerdings, exportiert Russland seit 1998 HEU nach Frankreich zur Brennstofffertigung für den FRM-II. Oft wurde behauptet, dies diene doch letztlich der Abrüstung, weil HEU aus abgerüsteten sowjetischen Kernwaffen genutzt werde. Der russische Lieferant nennt nun aber die Neu-Fertigung von HEU für den FRM-II als einen Erfolg. Zusätzlich hat Russland 2013 die gesetzlichen Rahmenbedingungen für den Export von HEU wieder erleichtert.

Sicherheitsrisiken bei der Zwischenlagerung HEU-haltiger Abfälle in Zwischenlagern wie Ahaus

Bei Betrachtung der Risiken, die durch die Zwischenlagerung von HEU-haltigem abgebranntem Brennstoff, wie sie insbesondere beim FRM-II anfallen, spielen zwei Aspekte eine Rolle: die Gefahr der Rekritikalität und die Gefahr der Proliferation. Im Zwischenlager Ahaus wird radioaktiver Abfall aus unterschiedlichsten Quellen gelagert. Solange die Lagerbehälter intakt sind, entsteht durch die zusätzlich eingelagerten FRM-II-Brennelemente keine weitere relevante Gefahrenquelle für mögliche Freisetzung von Radioaktivität. Nur im Falle eines schwerwiegenden Unfallszenarios während des Transports oder der Lagerung wie beispielsweise einem Flugzeugabsturz könnte die Integrität ggf. nicht mehr gesichert und der physische Schutz des Spaltmaterials verletzt werden. In einem solchen extremen Fall könnte es unter entsprechenden Umständen sowohl zu einer Rekritikalität des Materials als auch zu einem Austritt von Radionukliden in die Umwelt kommen.

Zur Einschätzung der Proliferationsgefahr ist zu berücksichtigen, dass die abgebrannten Brennelemente des FRM-II jeweils noch ungefähr 7,5 kg hochangereichertes Uran enthalten und dass sie damit für einen möglichen Akteur das bei weitem attraktivste Spaltmaterial in einem Zwischenlager sind. Der Transport- und Lagerbehälter CASTOR MTR-3, der für die FRM-II-Abfälle entwickelt wird, würde 37,5 kg HEU enthalten (5 Brennelemente pro CASTOR). Abgebrannte Brennelemente haben einen ge-

wissen Selbstschutz durch die Strahlendosis, die sie aussenden. Ist die Strahlenbelastung in einem Meter Abstand höher als 1 Sv/h (Sievert pro Stunde), wird das Material von der IAEO als sich selbst schützend angesehen und geringere Sicherungsmaßnahmen sind notwendig. Es gibt jedoch vielfach Kritik an diesem Schwellenwert. Die US National Academies of Sciences empfahl einen Referenzwert von 5 Sv/h. Unter Berücksichtigung der Einschätzung, dass sich Angreifer nur kurze Zeit in unmittelbarer Nähe des Brennelementes aufhalten müssten, wären weit höhere Dosisraten als 15 Sv/h akzeptabel, um unmittelbare gesundheitliche Schäden zu vermeiden. So werden inzwischen Dosisraten von bis zu 100 Sv/h als selbstschützender Grenzwert vorgeschlagen.

Der physische Schutz von Zwischenlagern entspricht, nach aktuellem Kenntnisstand, dem Standard für die Lagerung von radioaktivem Abfall und nicht demjenigen für die Lagerung von Waffenmaterial. Unter der Voraussetzung, dass Angreifer das Zwischenlager betreten und wieder verlassen können, sind Diebstahlsszenarien möglich.

Der Zeitaufwand für das Öffnen eines Transportbehälters wird auf 15-30 Minuten geschätzt. 10-15 Jahre nach Entladung aus dem Reaktor kann mit einer Strahlendosis von etwa 5 Sv/h in einem Meter Abstand von einem Brennelement ausgegangen werden. Bei einer Entwendungsdauer von rund 20 Minuten könnte die aufgenommene Gamma-Dosisleistung auf etwa 2 Sv beschränkt bleiben, was voraussichtlich zu keinen akuten Symptomen führen würde. Ein Abtransport eines ca. 50 kg schweren Brennelements wäre vergleichsweise einfach. Daher ist das Risiko eines Diebstahls eines Brennelements des FRM-II aus dem Zwischenlager als nicht ausgeschlossen und damit proliferationsrelevant einzustufen. Zusätzlich ist anzumerken, dass die Strahlenbarriere der Brennelemente exponentiell über die Zeit abnimmt. Ein CASTOR MTR-3 würde etwa 37,5 kg HEU enthalten. Die Maße und das Gewicht (etwa 16 Tonnen) sind noch klein genug, um auch einen etwaigen Abtransport des ganzen Behälters durch Proliferatoren möglich zu machen. Der CASTOR selbst hat keinen Selbstschutz durch radioaktive Strahlung.

In der 3. Teilgenehmigung für den FRM-II aus dem Jahr 2003 ist u.a. festgehalten, dass *„ein Konditionierungskonzept entwickelt worden (sei), das eine Unterkritikalität des im FRM-II eingesetzten Brennstoffs selbst unter ungünstigen Endlagerbedingungen gewährleistet“*. Auch die Reaktor-Sicherheitskommission hält eine *„Konditionierung durch Zumischung von abgereichertem Uran zur Verminderung der Restanreicherung für unumgänglich“*. Laut Planung soll im Jahr 2018 mit dem Transport von FRM-II Elementen ohne vorherige Konditionierung im CASTOR-Typ MTR-3 nach Ahaus begonnen werden. Soll der MTR-3 – ähnlich wie im Fall der MTR-2 vorgesehen, der teilweise auch HEU-haltigen Forschungsreaktorbrennstoff enthält – gleichzeitig das Endlager-Behältnis sein, so widerspräche dies dem Gebot der vorherigen Konditionierung durch Anreicherungsreduktion („Verdünnung“). Ansonsten müssten die Brennelemente zum gegebenen Zeitpunkt dann wieder aus dem CASTOR-Behälter entnommen werden und dann konditioniert werden. Folgerichtiger wäre demnach die Konditionierung bereits vor der Zwischenlagerung in den Transporthältern MTR-3 – insbesondere sofern sie gleichzeitig als Endlagerungsbehälter vorgesehen sind. Für eine Option der Konditionierung für die Zwischenlagerung wurde offenbar in der Vergangenheit nicht gesorgt. Ein Zuwarten mit dem möglicherweise bald zu erfolgenden Abtransporten abgebrannter Brennelemente zum Zwischenlager bis eine entsprechende Konditionierungsmöglichkeit zur Verfügung steht würde möglicherweise zu einer Unterbrechung des Reaktorbetriebes führen können, da im Abklingbecken bald nicht mehr ausreichend Stellplätze zur Verfügung stehen.

Eine frühzeitige Konditionierung der abgebrannten HEU-Brennelemente würde jedenfalls die Proliferationsprobleme und Rekritikalitätsprobleme lösen, die ansonsten auf dem gesamten zeitlich langen Weg bis zum Verschluss eines Endlagers weiterbestehen würden.

Welche Probleme können diese HEU-haltigen Abfälle bei einer Endlagerung in Deutschland verursachen?

Die Möglichkeit der direkten Endlagerung abgebrannter Brennelemente wurde in Deutschland erst seit Ende der 1970er Jahre untersucht, ist aber inzwischen der rechtlich einzig zulässige Weg zur Entsorgung von abgebrannten Brennelementen aus Leistungsreaktoren. In Deutschland durchgeführte Studien beschäftigen sich fast ausschließlich mit der Endlagerung von Brennelementen aus Leistungsreaktoren und kaum mit der Notwendigkeit, auch für sichere Endlagerfähigkeit der abgebrannten Brennelemente aus Forschungsreaktoren zu sorgen.

Während abgebrannte Leistungsreaktor-Brennelemente normalerweise nur noch 1-2% Uran-235 und ungefähr 1% Plutonium enthalten, liegt der Spaltmaterialanteil in abgebrannten Forschungsreaktor-Brennelementen aus LEU etwas höher (etwa bis zu 13%) – und im Fall von HEU-Brennelementen deutlich höher (beim FRM-II 87%). Weitere Unterschiede liegen in der chemischen Zusammensetzung und Struktur der Brennelemente aus Forschungsreaktoren und Leistungsreaktoren. Die Brennelement-Hülle von üblichem Forschungsreaktorbrennstoff kann je nach Wirtsgestein des Endlagers im Gegensatz zu Zircalloy-Brennelementhüllen von Leistungsreaktoren keinen vorübergehend signifikanten Beitrag zur Sicherheit über längere Zeiträume im Endlager liefern. Der Brennstoff des FRM-II stellt noch einmal einen Sonderfall dar. Es handelt sich dabei um Uransilizid-Brennstoff mit einer Anfangsanreicherung von 93% in Uran-235, der sonst nirgends eingesetzt wird.

Proliferationsgefahr im Endlager

Die FRM-II-Brennelemente sind weder mit LEU-Brennelementen anderer Forschungsreaktoren noch mit denen aus Leistungsreaktoren direkt vergleichbar, da sie bei Entladung immer noch Uran mit einer Anreicherung von 87% enthalten, das sehr attraktiv für den Bau einer Kernwaffe ist. Sofern eine Endlagerung ohne vorherige Verdünnung mit Uran-238 erfolgt, muss der Tatsache Rechnung getragen werden, dass dieses Material für einen möglichen Proliferator hoch attraktiv ist. Die Gefahr einer unautorisierten Entnahme dieses kernwaffentauglichen Materials besteht insbesondere in der ersten Phase, wenn das Endlager noch nicht verschlossen ist. Durch Überlegungen zur möglichen Rückholbarkeit und auch zur Bergbarkeit der eingelagerten Abfallgebinde auch nach dem Verschluss des Endlagers wird die Phase, in der eine Entnahme aus dem Endlager unter Umständen noch zu bewerkstelligen ist, tendenziell verlängert. Die Dosisleistung der abgebrannten Brennelemente reicht für die erwarteten Zeiträume der Befüllung eines Endlagers (Phase 1) nicht als Selbstschutz gegen Zugriff Unbefugter aus. Für ein Endlager, in dem solcherart Brennelemente mit waffentauglichem Uran eingelagert werden sollten, müssten über lange Zeiträume besondere Sicherheitsmaßnahmen des physischen Schutzes durchgeführt werden.

Daher erscheint es als zwingend, dass frühzeitig Maßnahmen zur Konditionierung der abgebrannten Brennelemente aus dem FRM-II ergriffen werden, die eine möglichst weitgehende Proliferationsicherheit garantieren. Wird eine Verdünnung mit Uran-238 (Natururan oder abgereichertes Uran) durchgeführt, die eine Abreicherung auf unter 20% erzielen, wäre ein Mindestmaß an Proliferationsresistenz gewährleistet, da eine Neu-anreicherung des aus den Brennelementen abgetrennten Urans erforderlich wäre, um eine Waffennutzung zu ermöglichen.

Gefahr der Rekritikalität im Endlager

Als "kritisch" wird in der Reaktortechnik ein System beschrieben, das gerade so viele freie Neutronen produziert, dass eine Kettenreaktion aufrechterhalten werden kann. In einem Endlager ist ein Szenario vorstellbar, bei dem durch Moderation der Neutronen durch umliegendes Wirtsgestein und/oder Wasser Rekritikalität erreicht wird. Je höher die Anreicherung des abgebrannten Brennstoffs in Uran-235 ist, desto leichter könnte eine Rekritikalität im Endlager auftreten. In einem Endlager ist der realistische Fall – je nach Endlagerumgebung – die homogene Lösung des Urans entweder in Wasser oder Salzlauge, also spaltbares Uran unter Anwesenheit von Neutronen moderierendem Wasser. Dann

ist die kritische Masse deutlich reduziert. Beispielsweise beträgt die kritische Masse von Uran einer Anreicherung von 87% in Salzlauge knapp 6 kg. Ein einziges abgebranntes Brennelement des FRM-II könnte also – zumindest theoretisch – zu einem Rekritikalitätsereignis im Endlager führen.

In Phase 3 eines Endlagers sind die menschengemachten Barrieren bereits durchbrochen und Uran kann ausgewaschen werden und sich außerhalb des Endlagers wieder ablagern. Solche geochemischen Prozesse sind aus Uranlagerstätten bekannt. Eine (über)kritische Masse könnte sich bilden. Diese Gefahr wird bei Brennstoff aus Leistungsreaktoren nicht gesehen. Als direkte Schlussfolgerung wird empfohlen, eine mögliche Kritikalität im Endlager durch die vorherige Verdünnung des hochangereicherten Urans mit abgereichertem Uran zu vermeiden. Diese Ansicht wird von der Reaktor-Sicherheitskommission geteilt.

Bezeichnenderweise gibt es weltweit kein Entsorgungsprogramm, das die direkte Endlagerung von hochangereichertem Uran vorsieht. Im Vergleich hierzu ist die direkte Endlagerung von LEU-Brennstoffen technologisch möglich und erfordert keine vorherige Wiederaufarbeitung oder Konditionierung.

Internationale Ansätze für den Umgang mit abgebranntem HEU-Brennstoff

Lösungsansätze für den Umgang mit hochradioaktivem Atommüll, der HEU enthält, müssen insbesondere in Ländern gefunden werden, die selbst große Mengen an HEU in Forschungsreaktoren genutzt haben und entsprechendes Material in andere Länder exportiert und nach der Nutzung zurückgeholt haben.

Bei einem der Hauptakteure, den USA, wurde um die Jahrhundertwende eine intensive Diskussion über die verschiedenen Optionen der Entsorgung von abgebrannten HEU-Brennstoff geführt. Mögliche umwelttechnische Auswirkungen wurden in einen Environmental Impact Statement für die Anlage zur Behandlung von HEU-haltigen radioaktiven Abfällen, die auf dem Gelände der Savannah River Site (SRS) eingelagert werden, diskutiert. Im Jahr 2000 wurde dann entschieden, dass das sogenannte Melt & Dilute-Verfahren präferiert wird. Bei dem Melt & Dilute-Verfahren werden die verschiedenartigen Typen von HEU-Brennelemente gegebenenfalls gemeinsam eingeschmolzen. Dabei werden sie mit abgereichertem Uran vermischt, um den Anteil von Uran-235 auf unter 20% abzusenken, und man erhält eine homogene Masse, die eingelagert werden kann. Dies würde sowohl proliferationstechnisch, als auch was das benötigte Volumen im Endlager und die Vermeidung möglicher Rekritikalität angeht, erhebliche Vorteile bieten. Als Backup-Option wurde damals das sogenannte Co-Disposal Packaging benannt. Bei diesem Verfahren werden die abgebrannten Brennelemente, die immer noch HEU enthalten, zusammen mit vitrifizierten hochaktiven Abfällen in einem Gebinde gemeinsam eingelagert.

Die Entwicklung des Melt & Dilute-Verfahrens hat sich jedoch verzögert, eine ausreichende Finanzierung für eine Realisierung blieb aus und das SRS-Lager für abgebrannte Brennelemente füllte sich zunehmend. Daher wurde 2013 ergänzend beschlossen, einen Teil der eingelagerten Brennelemente einem Wiederaufarbeitungsprozess zuzuführen. Das gewonnene Uran soll dann mit Uran aus anderen Quellen verdünnt werden, um niedrigangereichertes Uran zu erhalten, das dann in Leichtwasserreaktoren verwendet werden kann. Ihren Entschluss zur teilweisen Wiederaufarbeitung begründet das Department of Energy rein ökonomisch und es sollen nur gerade so vielen Brennelementen so behandelt werden, um genügend künftig erwartete Lagerkapazität von 22 Tonnen Schwermetall zu erreichen. Eine endgültige Entscheidung über die Wahl eines technischen Verfahrens wird verschoben, auch weil etwa 10% des dort bereits lagernden Inventars mit derzeitigen Prozessen nicht – insbesondere nicht durch Wiederaufarbeitung – aufgearbeitet werden kann.

In Frankreich besteht – zumindest im Prinzip – nur noch die Möglichkeit in der Wiederaufarbeitungsanlage in La Hague abgebrannten HEU-Brennstoff zusammen mit Leistungsreaktor-Brennstoff wieder aufzuarbeiten. Areva, der Betreiber von La Hague, hat ein Verfahren für Uransilizid-Forschungsreaktor-Brennstoffe entwickelt und kündigte an, es der französischen Genehmigungsbehörde zur Prüfung

vorzulegen. Areva verfolgt die Idee zur Errichtung einer neuen Anlage, die eine Vielzahl von unterschiedlichen Brennelementtypen bearbeiten können soll. Deren Fertigstellung wird vage mit der Zeit um 2025 angekündigt.

In Russland werden abgebrannte Brennelemente aus Forschungsreaktoren und Schiffsreaktoren in Mayak wiederaufgearbeitet. Das abgetrennte Uran wird danach mit niedrigangereichertem Uran aus anderen Quellen verdünnt und zu neuem Brennstoff für Leichtwasserreaktoren verarbeitet. Russland betreibt fast die Hälfte aller weltweit noch existierenden HEU-Forschungsreaktoren, dementsprechend fallen dort größere Mengen an abgebrannten HEU-Brennelementen an.

Wie kann auf den Einsatz von hochangereichertem Uran zukünftig verzichtet werden, um die weitere Produktion dieser Abfälle zu verhindern?

Der Münchner Forschungsreaktor FRM-II ist die einzige relevante Quelle für den Anfall weiterer abgebrannter HEU-Brennstoffe in Deutschland.

Geschichte der Umrüstungsdiskussion

Der Reaktor wurde seit Mitte der 1980er Jahre mit Verwendung von HEU-Brennstoff geplant. Trotz expliziter regierungsinterner Kritik (durch das Außenamt) und impliziter Kritik der BMFT-Kommission Grundlagenforschung im Vorfeld wurde Ende 1993 das atomrechtliche Genehmigungsverfahren mit HEU-Auslegung eröffnet.

Die Brennelemente wurden mit hochangereichertem Uran in eigentlich für die Umrüstung von HEU auf LEU entwickelten Uransilizid-Brennstoffen mit einer Urandichte von überwiegend 3 g(U)/ccm ausgelegt. Damit wurden der eigentliche Sinn und die Aufgabe der neu entwickelten Konversionsbrennstoffe durch Zweckentfremdung bewusst sabotiert. Das Vorgehen an der TU München stellte das RERTR-Programm und seine Erfolgsgeschichte in Frage. Daher berechneten führende Wissenschaftler des RERTR-Programms am ANL Auslegungsvarianten für den FRM-II mit LEU. Dies stieß auf keine positive Resonanz bei den Betreibern.

Spätestens mit dem Beginn des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens kam es zu starker öffentlicher und parlamentarischer Kritik am geplanten HEU-Einsatz im FRM-II. Der Bau wurde aber 1996 unverändert begonnen. Unter den gegebenen Umständen und der immer wieder nachgeschärften Non-Proliferationspolitik der USA war an eine Brennstoffversorgung und -entsorgung über die USA nicht zu denken. Im Sommer 1998 wurde von der Bundesregierung ein Rahmenabkommen zur Lieferung von bis 1200 kg HEU mit Russland geschlossen, der zunächst Lieferungen von 400 kg HEU einer Anreicherung von mehr als 90% für die ersten zehn Jahre vorsah. Das Abkommen wurde von der nachfolgenden Bundesregierung gekündigt und lief nach zehn Jahren 2008 aus. Die Brennelementfertigung erfolgt bei der französischen CERCA.

Anfang 1999 wurde eine BMBF-Expertenkommission eingesetzt, die aus Gründen der proliferationspolitischen Bedenklichkeit der HEU-Auslegung mögliche Umrüstungsoptionen für den FRM-II untersuchen sollte. Sie kam zum Ergebnis, dass eine Umrüstung auf schwach angereicherten Brennstoff noch vor Inbetriebnahme technisch möglich, proliferationspolitisch sinnvoll und für die wissenschaftliche Nutzung des Reaktors nicht ernstlich nachteilig wäre. Uransilizid-Konversionsbrennstoffe höherer Dichte könnten verwendet werden, um direkt auf LEU bei signifikanten Neutronenflussverlusten oder auf 26% Anreicherung bei geringeren Verlusten zu gehen, wobei später mit neuartigen UMo-Brennstoffen eine bessere Lösung angestrebt werden könnte. Weitere diskutierte Optionen waren: zunächst Inbetriebnahme mit HEU und spätere Umrüstung auf UMo-Brennstoffe weiter erhöhter Dichte, wobei entweder LEU-Brennstoff möglich wäre (mit Änderungen an der Reaktorgeometrie) oder eine Anreicherung von 40-60% nötig wäre (ohne weitere Änderungen und nur marginalen Neutronenflussverlusten von 7 %). Zur letzten Variante wurde angemerkt, dass eine spätere Umstellung auf Brennstoffe

einer Anreicherung um 50% zwar das Proliferationsrisiko vermindern könne, aber noch immer gegen die Ziele der internationalen Abreicherungsprogramme verstoße.

Während der Bau ohne Änderungen der Konzeption weiter ging führten Verhandlungen zwischen Bund und Land im Oktober 2001 zu dem Ergebnis: der FRM-II wird mit HEU in Betrieb genommen; bis Jahresende 2010 soll eine Umstellung auf UMo-Brennstoffe mit einer geringeren Anreicherung unterhalb von 50% erfolgen. 2010 wurde die Vereinbarung auf Ende 2018 fortgeschrieben, weil keine Umstellung auf UMo-Brennstoff weiter erhöhter Dichte möglich war. Bis Ende 2016 sollte es eine Verständigung zwischen der Bundesregierung und dem Freistaat Bayern geben, wie genau bei der Umrüstung vorgegangen werden sollte.

Das BMBF und die bayerische Staatsregierung geben seit der Inbetriebnahme Finanzmittel an die TU München, damit sich diese an der Brennstoffentwicklung für den FRM-II beteiligen kann. Dies geschieht hauptsächlich durch Kooperation mit französischen Partnern.

Entwicklung von LEU-Brennstoffen besonders hoher Dichte

Mit der Entwicklung und Nutzung von Brennstoffen hoher Urandichte soll eine hohe Anreicherung von Brennstoffen überflüssig gemacht werden. So soll insbesondere der pro Fläche erzielbare Neutronenfluss, als eine Maßzahl für die wissenschaftliche Nutzbarkeit von Forschungsreaktoren, unter Verzicht auf HEU erhalten bleiben. Es gibt noch ein Potential für gewisse Verbesserungen im Bereich der Uransilizid-Brennstoffe, aber für eine Reihe von besonders leistungsfähigen Hochflussreaktoren reicht die mögliche Dichte dieser Brennstoffe nicht aus. Daher werden seit etwa der Jahrhundertwende neue, besonders hochdichte Brennstoffe auf der Basis von Uran-Molybdän (UMo) entwickelt. Monolithische UMo-Brennstoffe erlauben Urandichten von bis zu 16 g(U)/ccm und sind deswegen vor allem für die Umrüstung von Hochflussreaktoren eine attraktive Option, während UMo-Dispersionsbrennstoffe (maximale Dichte bis 8 g(U)/ccm) auch für andere Forschungsreaktoren attraktiv sein können, da damit teilweise sogar Leistungsverbesserungen bei der Umrüstung erreicht werden könnten.

Bei Bestrahlungsversuchen Anfang der 2000er Jahre wurde ein äußerst ungünstiges Schwellverhalten bei UMo-Dispersionsbrennstoffen beobachtet. Es zeigte sich später, dass eine Unterdrückung des Schwellverhaltens durch geeignete Zugabe von Silizium möglich ist, was aber noch weitere technische Entwicklungsschritte erfordert. Die Fertigungsverfahren ähneln denjenigen von anderen Dispersionsbrennstoffen, wie beispielsweise bei Uransiliziden.

Monolithischer UMo-Brennstoff besteht aus einer dünnen Folie (einige Zehntel Millimeter) einer Uran-Molybdän-Metalllegierung, die in eine Aluminiumhülle eingeschweißt wird. Das Problem unerwünschten Schwellverhaltens ist hier weit weniger signifikant, dafür ist die Fertigung dieser Brennstoffe weit komplizierter und neuartig. UMo-Brennstofffolien erlauben die spezielle evolventen-förmige Verbauung im Brennelement, wie sie beim FRM-II oder dem HFIR-Reaktor in Oak Ridge notwendig wäre.

Ein Panel der US National Academies of Sciences schätzte 2016 die Zeit bis zur Qualifizierung von UMo-Brennstoffen auf 5-10 Jahre bei Dispersionsbrennstoff bei begrenzt hohen Leistungsdichten im Reaktor sowie jeweils 15-20 Jahre im Fall hoher Leistungsdichten und für monolithischen Brennstoff.

Umrüstungsvarianten für den FRM-II

Kriterien bei der Umrüstung von Forschungsreaktoren von HEU auf LEU sind die Erhöhung der Proliferationsresistenz, aber auch die wissenschaftliche Nutzbarkeit, die Verfügbarkeit und Entsorgbarkeit des Brennstoffs, die Betriebssicherheit des Reaktors und die entstehenden Kosten.

Es gibt ältere Berechnungen des ANL und der TUM auf Basis der Uransilizid-Brennstoffe aus den 1990er Jahren. In den letzten 15 Jahren wurden Berechnungen von der Interdisziplinären Arbeitsgruppe Naturwissenschaft, Technik und Sicherheit (IANUS) der TU Darmstadt und der TU München auf Basis der erwarteten UMo-Brennstoffe weiter erhöhter Dichte vorgelegt.

Es gibt zwei sehr unterschiedliche Wege, wie eine bestmögliche Nutzbarkeit von hochdichten UMo-Brennstoffen im FRM-II in einer Forschungsstrategie vorbereitet werden kann:

1. Die Leitfrage lautet: Welche Anreicherung des Brennstoffs ist notwendig, um für die vorgegebene Reaktor- und Brennelementgeometrie die Leistungsfähigkeit des Reaktors zu erhalten? Es geht lediglich um den Austausch des Brennstoffs (UMo statt Uransilizid) in der vorgegebenen Brennelementgeometrie. Diesen Weg haben über viele Jahre die Betreiber des FRM-II beschritten. Sie kamen zunächst zu dem Schluss, dass mit UMo-Dispersionsbrennstoffen eine Anreicherung von etwas unterhalb von 50% erreichbar wäre. Mit monolithischem UMo-Brennstoff höchster Dichte wäre eine Anreicherung von etwas oberhalb von 30% notwendig. Eine LEU-Option ist innerhalb der vorgegebenen Brennelementgeometrie so nicht erreichbar.
2. Die Leitfrage lautet: Wie kann eine möglichst niedrige Anreicherung des Brennstoffs (möglichst unterhalb von 20%) zu einer möglichst optimalen Leistungsfähigkeit des Reaktors führen, und zwar in etwa auf dem Niveau, das die umstrittenen HEU-Auslegung ermöglichte? Dazu ist zu untersuchen, ob und in welchem Ausmaß Veränderungen der Brennelementgeometrie, der Brennstoffplattenausführung und der Reaktorleistung geeignete Mittel sind, um diese Ziele zu erreichen. Da viele räumliche Parameter durch die Ausführung des Reaktorkerns festgelegt sind, wären solche Modifikationen nur in begrenztem Ausmaß möglich. Da sich durch die Anreicherung der Platzbedarf für den Brennstoff im Brennelement erhöht, wirkt es sich sehr nachteilig aus, dass während des Reaktorbaus kein Spielraum für solche Umrüstmaßnahmen im Reaktorkern vorgesehen wurde.

Der zweite Weg wurde von IANUS verfolgt. Als zielführend wurde eine leichte Erhöhung der Höhe des Brennelements, eine Erhöhung der Brennstoffdicke (Meat) im Brennelement, eine Erhöhung der Kühlkanalbreite, eine Verringerung der Dicke des Brennstoff-Claddings und eine marginale Leistungserhöhung von 20 auf 22 MW erkannt. Eine niedrige Anreicherung ist nur unter Verwendung monolithischer UMo-Brennstoffe höchster Dichte möglich. So konnte in einem ersten Schritt gezeigt werden, dass Umrüstooptionen für Anreicherungen im Bereich von 24 und 33% grundsätzlich bestehen. Es wurde außerdem deutlich, dass es für eine Erhöhung der Gesamtperformance des Reaktors zunächst günstiger ist, auf eine Steigerung der Anfangsreaktivität zu setzen anstatt sich gleich auf den Neutronenfluss zu fokussieren.

In einem zweiten Schritt wurde gezielt nach denkbaren LEU-Varianten unter Verwendung von monolithischem UMo-Brennstoff gesucht. Zwei solche Varianten wurden bereits 2006 vorgestellt. Es konnte gezeigt werden, dass, für den Fall einer marginalen Leistungserhöhung auf 22 MW, die Neutronenflussverluste für beide Varianten im Bereich von 7-8% liegen würden. Am Ort der sogenannten Kalten Quelle, die große Bedeutung für die Nutzung des Reaktors als Neutronenquelle hat, bliebe der Flussverlust auf nur 5-6% begrenzt. Damit konnte gezeigt werden, dass eine Umstellung des FRM-II auf LEU-Brennstoff, zumindest von der neutronenphysikalischen Seite her, machbar sein sollte.

Die Physiker der TU München schlugen zunächst den ersten Weg ein und setzten vollständig auf die UMo-Dispersionsbrennstoffe mit einer Anreicherung knapp unterhalb von 50%. Sie betonten, dass bei der nunmehr unausweichlich gewordenen Umrüstung die Brennstoffgeometrie vollständig erhalten bleiben müsse. Angesichts der überraschend wachsenden Probleme bei der Qualifizierung der UMo-Dispersionsbrennstoffe und den speziellen Anforderungen im FRM-II was maximale Spaltdichten angeht, kamen aber nach und nach die monolithischen UMo-Brennstoffe mit in den Blick, auch hinsichtlich einer denkbaren weiteren Anreicherungsreduktion. Insbesondere wird gefunden, dass eine flexible radiale Dickenveränderung mit diesen Brennstoffen interessante neue Möglichkeiten bietet.

Erst nach der ersten Verlängerung der Frist (Ende 2010) für eine Umrüstung auf Ende 2018 ändert sich die Strategie und die Beteiligten an der TU München öffnen sich in Richtung auf den zweiten prinzipiell gangbaren Pfad. Nun werden auch erste Änderungen in der Brennelement-Geometrie probiert:

die Dicke der Brennstoffzone und die Höhe des Brennelementes wird etwas vergrößert, die Cladding-Dicke etwas reduziert. Was früher als absolut undenkbar galt und angeblich einem vollständigen Umbau (oder gar Neubau) des Reaktors gleich käme, wird nun erwogen. So auch eine geringfügige Aufweitung des sogenannten Zentralkanals, in dem u.a. das Brennelement sitzt. Mit dieser Änderung wird ebenfalls etwas mehr Platz für die erhöhte Brennstoffbeladung geschaffen. Aufgrund dieser Überlegungen werden nunmehr Abreicherungen auf etwa 30% mit UMO-Dispersionsbrennstoff und etwas unterhalb von 30% für monolithischen Brennstoff für möglich gehalten, auch wenn die berechneten Neutronenflussverluste noch nicht durchweg als marginal eingestuft werden.

Da immer fragwürdiger wird, wann die beiden neuen UMO-Brennstofftypen tatsächlich zur Verfügung stehen, wurde 2015 auch ein leicht verbesserter Uransilizid-Brennstoff mit einer Dichte von 6 g(U)/ccm bei einer Anreicherung von 35 % durchgerechnet. Alle wesentlichen Leistungsparameter würden dadurch nur im als marginal geltenden Bereich von ungefähr 5 % gegenüber der HEU-Auslegung verringert.

Vorschlag für einen Zwischenschritt bei der Umrüstung auf LEU

Die immer noch fehlende Qualifizierung der UMO-LEU-Brennstoffe besonders hoher Dichte ist insbesondere für die Umstellung einer kleineren Anzahl von Hochflussreaktoren, die mit HEU betrieben werden, ein Hindernis. Aus diesem Grund empfiehlt eine Studie der US National Academies of Sciences von 2016, eine Art Zwischenschritt einzulegen. Zunächst sollen – am besten innerhalb von fünf Jahren – alle Forschungsreaktoren zumindest auf eine minimal mögliche Anreicherung unterhalb von 45% Uran-235 umgerüstet werden. Weiterhin sollen in den USA alle HEU-Vorräte, die für Forschungsreaktoren vorgesehen sind (das sind 20 Tonnen), auf den dann niedrigsten benötigten Anreicherungsgrad verdünnt werden. Dieser Zwischenschritt soll so verfolgt werden, dass das Ziel einer Abreicherung für alle zivilen Forschungsreaktoren weltweit auf unter 20% (LEU) nicht in Frage gestellt wird. Gleichzeitig sollen also Entwicklungs- und Qualifizierungsarbeiten für die beiden UMO-Brennstoffe weiter vorangetrieben werden, um spätere Umstellungen auf LEU zu erreichen.

Mit verfügbaren Uransilizid-Brennstoffen sollte der Zwischenschritt rasch möglich sein. Allerdings müssten sie dann, ähnlich wie beim Präzedenzfall des FRM-II in einer höherangereicherten Form produziert werden. Grundsätzlich ist also zu erwägen, was besser ist: Zuwarten mit einer Umrüstung bei einer Reihe wesentlicher Reaktoren bis tatsächlich passender LEU-Brennstoff verfügbar ist oder zunächst verstärktes Eindringen in die Anreicherungszone oberhalb von 20%, was eventuell von einigen Reaktorbetreibern als Lizenz zum Dauerbetrieb mit diesen HEU-Brennstoffen verringerter Anreicherung interpretiert werden könnte. Also besteht einerseits die Gefahr des noch längerfristigen Nichtstuns, aber andererseits die Gefahr eines Aufweichens der international akzeptierten HEU-Verzichtsnorm bzw. gar der Verschiebung der HEU-LEU-Grenze.

Ein mögliches Umrüstungsszenario für den FRM-II ?

Eine Vorbemerkung erscheint angebracht. Obwohl sich in den 1980er Jahren eine internationale Norm entwickelte, auf die HEU-Nutzung in Forschungsreaktoren zu verzichten, weltweit kein Forschungsreaktor mehr mit HEU geplant wurde und zeitgleich in Deutschland Entwicklungsarbeiten für die LEU-Konversion liefen, haben die am Reaktorprojekt beteiligten Wissenschaftler an der TU München auf eine Auslegung ihres Forschungsreaktors mit HEU gesetzt. Zusätzlich wurde der für die Umrüstung auf LEU entwickelte neue Uransilizid-Brennstoff höherer Dichte zweckentfremdet durch Vorbereitung seiner Nutzung in der problematischen hochangereicherten Form. Hier waren egoistische Eigeninteressen der Forscher im Spiel und die internationalen Abreicherungsbemühungen wurden von ihnen bewusst als wissenschaftlich fehlgeleitet desavouiert. Dass Versorgungs- und Entsorgungsschwierigkeiten bei der HEU-Brennstoffwahl gegeben waren und sind, war allen bewusst. Trotz aller deutlich benannten Bedenken und vernünftiger Alternativen, die vorgelegt wurden, wurde 2001 durchgesetzt, dass der

Reaktor mit HEU in Betrieb gehen kann. Eine Umrüstungsverpflichtung wurde nicht etwa auf LEU akzeptiert, sondern lediglich auf eine Anreicherung unterhalb von 50%, was die proliferationstechnischen und –politischen Ziele nicht erreichen kann und ebenso die entsorgungstechnischen Probleme fortschreibt. Dabei spielt eine entscheidende Rolle, dass man stets die Forderung erhebt, der neue HEU-Reaktor müsse nun so behandelt werden wie ein „alter“ HEU-Reaktor, der nur bei marginalen Neutronenflussverlusten und marginalen zusätzlichen Betriebskosten auf LEU umgerüstet werden könne. Diese Haltung ist äußerst schwer vermittelbar.

Obwohl es in der gegenwärtigen Situation nicht leicht ist, ein allseits befriedigendes Umrüstungsszenario für den FRM-II zu entwerfen, werden hier drei Möglichkeiten benannt.

Wenn der weitere Anfall von abgebrannten HEU-Brennelementen aus dem FRM-II, der mit Proliferations- und Entsorgungsproblemen assoziiert ist, schnellstmöglich vermieden werden soll, müsste der Reaktor so schnell wie möglich von HEU- auf LEU-Brennstoff umgerüstet werden. Eine einfach und schnell genehmigungsfähige Umrüstung könnte nur mit einem derzeit qualifizierten und verfügbaren Brennstoff möglichst hoher Dichte funktionieren, also mit Uransilizid-Brennstoff der Dichte 4,8 g(U)/ccm bei einer Anreicherung knapp unterhalb von 20%. Zusätzlich könnte eine marginale Leistungserhöhung auf 22 MW vorgesehen werden. Die Leistungsparameter des Reaktors würden dadurch sicher negativ beeinflusst (also insbesondere Neutronenflusskennzahlen). Die genaueren Auswirkungen könnten relativ rasch genauer berechnet werden.

Die Möglichkeit eines tatenlosen Zuwartens bis die erhofften UMO-Brennstoffe besonders hoher Dichte verfügbar sind, scheidet aus, weil dies den weiteren Anfall von abgebrannten HEU-Brennelementen nicht beenden würde, und wenn, dann erst in ferner Zukunft. Das hieße allerdings auch, dass ein erneutes Verstreichenlassen der Frist für eine Umrüstung zum Jahresende 2018, ohne Ingangsetzung eines konkreten Umrüstungsplans, nicht mehr akzeptiert werden könnte.

Eine dritte Option könnte der beschriebene Vorschlag des NAS-Panels aus dem Jahr 2016 sein. Mit einer raschen Abreicherung deutlich unter 50% – möglichst nah an 20% – wäre zwar die LEU-statt-HEU-Norm bis zur tatsächlichen Umrüstung auf LEU nicht erfüllt und damit wäre auch das proliferationpolitische Ziel nicht erreicht. Aber wenn eine Abreicherung unter 45% und nahe an 20% erfolgen würde, wäre schon ein erster proliferationstechnischer Fortschritt und auch eine gewisse Entspannung bei der Entsorgungsproblematik erreicht. Wenn man aber, wie das NAS-Panel – mit Blick auf ein oder zwei amerikanische Forschungsreaktoren – das Abreicherungsziel für den Zwischenschritt bei 45% ansetzt, wäre kaum etwas gewonnen. Aber alles scheint besser als tatenloses Zuwarten. Vielleicht könnte man sich auf einen vernünftig argumentierten Mittelweg zwischen 45% und 20% Anreicherung – nah an 20% – des frischen Brennstoffs (trotz der deutlich nicht-linearen Zusammenhänge) als Zwischenschritt einigen. Dies könnte aber nur dann eine vernünftige Strategie sein, wenn in ausreichender Verbindlichkeit eine Umrüstungsverpflichtung auf LEU festgeschrieben würde, und zwar zu genau dem Zeitpunkt, zu dem die neue Generation der UMO-Brennstoffe höchster Dichte verfügbar ist. Ohne diese klare Verbindlichkeit des zweiten Schritts zu LEU-Brennstoff liefen die ganzen Umrüstungsbemühungen ins Leere.

Was sicher nicht akzeptabel wäre, dass nur über Abreicherung geredet wird, gut geförderte Forschungs- und Entwicklungsarbeiten in diese Richtung am Standort unternommen werden, mit Brennstoffen experimentiert wird und diese Schritt für Schritt qualifiziert werden, aber de-facto geschieht nichts Reales.

Wie können und müssen abgebrannte Brennelemente aus hochangereichertem Uran für eine Endlagerung in Deutschland bearbeitet werden?

Für den Umgang mit abgebrannten HEU- Brennelementen – insbesondere für diejenigen aus dem FRM-II – gibt es drei relevante Optionen: die direkte Endlagerung, das Melt & Dilute-Verfahren und die Wiederaufarbeitung. Es bestehen unterschiedliche Vor- und Nachteile für die Situation in Deutschland.

Direkte Endlagerung

Die direkte Endlagerung von abgebranntem Brennstoff ist in Deutschland inzwischen die einzige Option für die Entsorgung abgebrannter Brennelemente aus Leistungsreaktoren. Für die direkte Endlagerung von abgebrannten HEU-Brennelementen stellen bereits Transport und Zwischenlagerung Herausforderungen aus Proliferationstechnischer Sicht dar. Die Gefahr des Diebstahls von Brennelementen oder CASTOR-Behältern ist gegeben. Diese Proliferationsgefahr würde nicht mit der Verbringung ins Endlager enden, denn dieses würde über einen sehr langen Zeitraum hinweg betrieben und proliferationsrelevantes Material würde zugänglich bleiben. Die Strahlenbarriere des Materials nimmt mit der Zeit zusätzlich (exponentiell) weiter ab. Die inzwischen präferierte Möglichkeit einer Rückholbarkeit eingelagerter Abfälle bis zur Schließung des Endlagers (sowie möglicherweise auch Optionen zur Bergung danach) verlängern den Zeitraum, in dem ein möglicher Proliferator (in diesem Fall im Wesentlichen der Staat selbst) waffenfähiges Material entwenden könnte. Solange der abgebrannte Brennstoff – insbesondere derjenige aus dem FRM-II – in einer Form vorliegt, der für einen möglichen Proliferator attraktiv bleibt, müssten spezielle Vorkehrungen für die Sicherung des Endlagers getroffen werden.

Ein weiterer Nachteil besteht in der Gefahr der Rekritikalität abgebrannter HEU-Brennstoffe. Aufgrund der hohen Restanreicherung wäre schon das Inventar eines einzigen Brennelements des FRM-II hinreichend, um in wässriger Lösung oder Salzlauge eine kritische Masse zu bilden. Daher hält auch die Reaktor-Sicherheitskommission eine Konditionierung durch Zumischung von abgereichertem Uran für unumgänglich, um die Unterkritikalität von Brennelementen des FRM-II langfristig einzuhalten.

Ein Co-Disposal mit vitrifizierten hochaktiven Abfällen ist in Deutschland nicht möglich, da entsprechende Abfallgebinde in Deutschland nicht zur Verfügung stehen. Ein Co-Disposal lediglich gemeinsam mit einer etwa fünf-fachen Menge an Natururan oder abgereichertem Uran würde die Proliferationsproblematik nicht lösen, könnte aber möglicherweise die Rekritikalitätsproblematik zumindest entschärfen. Dies wäre aber noch genauer zu untersuchen.

Melt & Dilute-Verfahren

Um eine langfristige Unterkritikalität und eine signifikante Reduktion der Proliferationsgefahr des eingelagerten radioaktiven Abfalls zu gewährleisten, sind Konditionierungsmaßnahmen erforderlich, die den Anreicherungsgrad bzw. die Kritikalität der endzulagernden HEU-Brennstoffe, also insbesondere diejenigen des FRM-II, hinreichend reduzieren. Dabei gibt es zwei grundsätzlich verschiedene Möglichkeiten: entweder wird im Konditionierungsverfahren die Anreicherung homogen reduziert, wie es beim Melt & Dilute-Verfahren der Fall ist, oder heterogen, das heißt lediglich durch das Zugabe neutronenabsorbierender Stoffe.

Das heterogene Verfahren zur Ermöglichung der direkten Endlagerung des abgebrannten Brennstoffes aus Forschungsreaktoren wurde im Jahr 2000 in den USA verworfen. Stattdessen wurde das homogene Verfahren (Melt & Dilute) präferiert, weil es geeignet erschien, die Proliferationsgefahr und die Gefahr der Rekritikalität im Endlager ausreichend zu minimieren. Im Kontext des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens scheint auch die TU München als Betreiber des FRM-II dieses Verfahren favorisiert zu haben.

Wesentliche Prozessschritte beim Melt & Dilute-Verfahren müssten in einer heißen Zelle innerhalb einer speziellen Anlage durchgeführt werden, in der auch die flüchtigen Spaltprodukte, die aus den Brennelementen herausgelöst werden, zurückgehalten werden können. Zunächst werden die abgebrannten Brennelemente durch Erhitzen verflüssigt (melt) und durch die Zugabe von Uran mit einem niedrigen Uran-235 Gehalt verdünnt (dilute) bis die Anreicherung von Uran auf unter 20% sinkt. Die entstehende Schmelze wird homogenisiert und zu endlagerfähigen Gebinden weiterverarbeitet.

Der Vorteil des Verfahrens ist seine Proliferationsresistenz und die Homogenität des Endprodukts, dessen Langzeitverhalten im Endlager vergleichsweise gut vorhersagbar ist. Das Melt & Dilute-Verfahren führt letztlich zu einer deutlichen Absenkung der Proliferationsgefahr und der Gefahr einer Rekrutalität im Endlager. Ein Nachteil ist, dass die Technologie noch nicht als etabliert gelten kann. Eine Chance könnte darin bestehen, dass eine gemeinsame Erforschung und Entwicklung des Verfahrens mit anderen Nationen (insbesondere den USA) der Technologie zum Durchbruch verhelfen könnte. Hierdurch würden erstens nationale Vorteile durch die Nutzbarkeit in Deutschland (oder eventuell innerhalb der USA) erzeugt und zweitens gleichzeitig Unterstützung für das proliferationspolitisch motivierte globale Rückhol- und Beseitigungsprogramm von HEU-haltigen Brennelementen in den USA geleistet.

Wiederaufarbeitung

Bei der Wiederaufarbeitung geht es – im Gegensatz zur Konditionierung abgebrannter Brennelemente – darum, sich die im abgebrannten Brennstoff befindlichen, potenziellen Wertstoffe weiter nutzbar zu machen. Dies sind vor allem das noch vorhandene spaltbare Uran und das im Reaktor neu entstandene Plutonium. Die Wiederaufarbeitung von in Deutschland anfallendem abgebranntem Brennstoff aus Leistungsreaktoren ist aus guten Gründen – auch im Ausland – seit 2005 rechtlich nicht mehr möglich. Proliferationstechnisch und -politisch ist die Wiederaufarbeitung sehr kritisch zu sehen, da im Verfahren hochgradig attraktiver Spaltstoff, der für Waffen verwendet werden kann, in abgetrennter Form vorliegt und damit direkt zugänglich wird. Dies widerspräche der deutschen Nichtverbreitungspolitik. Das Verfahren ist nicht proliferationsresistent.

Mangels einsatzbereiter Technologie in Deutschland wäre ein Export des betreffenden Materials in ein anderes Land zu Wiederaufarbeitung von Forschungsreaktorbrennstoff notwendig. Mögliche Zielländer wären Frankreich oder Russland. Die *Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe* hat sich demgegenüber in ihrem Abschlussbericht 2016 für die gesetzliche Einführung eines generellen Exportverbots für hoch radioaktive Abfälle ausgesprochen. Von Seite der FRM-II Betreiber wird gegenwärtig die Wiederaufarbeitung im Ausland, bei der das abgetrennte Uran schließlich für Leistungsreaktorbrennstoff weiter verwendet würde, als erstrebenswert angesehen.

Würden die abgebrannten Brennelemente des FRM-II im Ausland wiederaufgearbeitet und neue HEU-Brennelemente mit diesem abgetrennten Material gefertigt, widerspräche dies umso mehr den Zielen der deutschen Nichtverbreitungspolitik. Re-importierte, verglaste, hochradioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung würden allerdings keine zusätzliche Herausforderung für die Endlagerung über das hinaus darstellen, was schon vorliegt.

Rechtliche Situation in Deutschland

Sollten den Empfehlungen der *Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe* nach einem ausnahmslosen Exportverbot für abgebrannten Brennstoff Rechnung getragen werden, blieben als Entsorgungswege für abgebrannte HEU-Brennelemente nur die direkte Endlagerung oder die Durchführung eines Melt & Dilute-Verfahrens in Deutschland mit anschließender Endlagerung.

Dieser Empfehlung wurde bislang nicht entsprochen. Relevant ist die Änderung des Standortauswahlgesetzes und des Atomgesetzes (AtG) vom 5. Mai 2017. Grundsätzlich ist zwar ein Exportverbot von hochradioaktiven Abfällen – auch aus Forschungsreaktoren – festgeschrieben. Aber in §3 AtG werden nunmehr im Falle von Forschungsreaktorbrennstoff Ausnahmen aus „*schwerwiegenden Gründen der Nichtverbreitung*“ oder „*einer ausreichenden Versorgung deutscher Forschungsreaktoren (...) der Spitzenforschung*“ zugelassen. In der Begründung der antragstellenden Fraktionen des Deutschen Bundestags wird erläutert, dass damit gemeint ist, dass „*eine Ausfuhr mit dem Ziel der endlagergerechten Konditionierung für die Endlagerung im Inland*“ ermöglicht wird.

Mit „*endlagergerechter Konditionierung*“ können eigentlich nur Verfahren wie Melt & Dilute oder Co-Disposal gemeint sein. Das hieße, dass die Wiederaufarbeitung im Ausland auch für Forschungsreaktorbrennstoff ausgeschlossen wäre. Diese Interpretation liegt auch deshalb nahe, weil dies in der Traditionslinie der Entscheidungen des Parlaments und der an diesen Entscheidungen beteiligten Fraktionen der letzten Legislaturperioden läge.

1 Zur Ausgangssituation in Deutschland hinsichtlich HEU-Brennelementen

Bevor Fragen über die Auswirkungen der Verwendung von HEU-Brennstoffen im FRM-II diskutiert werden, wird im ersten Kapitel des Gutachtens zunächst allgemein über die Verwendung von hochangereichertem Uran (HEU) als Brennstoff in Forschungs- und Versuchsreaktoren in Deutschland berichtet. Hochangereichertes Uran (HEU – Highly Enriched Uranium) ist Uran mit einer Anreicherung des Uranisotops Uran-235 von mehr als (oder gleich) 20%. Komplementär ist LEU (Low Enriched Uranium) niedrig angereichertes Uran mit einer Anreicherung von weniger als 20%. Konkret geht es in diesem Teil des Gutachtens darum, knapp darzustellen, wo HEU-Brennstoffe eingesetzt wurden, wo sich diese nach der Verwendung jetzt befinden sowie welche Mengen an abgebrannten HEU-Brennstoffen in Deutschland weiter zu behandeln sind und welche zukünftigen Mengen an abgebrannten HEU-Brennstoffen noch zu erwarten sind. Insbesondere werden die vom Nationalen Begleitgremium aufgeworfenen Fragestellungen bearbeitet.

1.1 Wie viele Brennelemente aus hochangereichertem Uran (HEU) wurden eingesetzt und aus welchen Quellen stammte das verwendete HEU?

Hochangereichertes Uran (HEU) wurde in Deutschland fast ausschließlich für den Betrieb von Forschungsreaktoren eingesetzt. Demgegenüber werden Leistungsreaktoren – das sind in aller Regel Leichtwasserreaktoren – mit niedrig angereichertem Uran betrieben (LEU deutlich unterhalb der Grenze von 20 Prozent Anreicherung). In einigen Versuchsreaktoren wurde ebenfalls HEU eingesetzt. In aller Regel erfolgte die Belieferung mit HEU für die in West-Deutschland errichteten Reaktoren aus US-amerikanischen Quellen, entsprechend belieferte die Sowjetunion Reaktoren, die in Ost-Deutschland errichtet und betrieben wurden. Eine Ausnahme von dieser Regel bildet der Münchner Forschungsreaktor FRM-II (siehe unten).

Von den insgesamt etwas mehr als 30 in Deutschland betriebenen Forschungs-, Versuchs- und Demonstrationsreaktoren¹, ist nur ein Teil für die hier untersuchte Fragestellung der HEU-Nutzung relevant, da viele keinen HEU-Brennstoff verwendeten. In der Regel betrug die Hochanreicherung 90% Uran-235 und mehr. Die hier relevanten Forschungsreaktoren sind (in Klammern sind jeweils die Betriebsjahre angegeben):

- ▶ FRM-I München (1957 – 2000): In den letzten Betriebsjahren wurde der FRM-I mit HEU mit einer Anreicherung von 45% Uran-235 betrieben.
- ▶ FRM-II München (2004 – geplant ungefähr 2045). Der FRM-II wird gegenwärtig mit in Frankreich aus russischem hochangereichertem Uran (HEU) gefertigtem Brennstoff betrieben.
- ▶ FRG-1 Geesthacht (1958 – 2010): Der FRG-1 wurde 1991 auf LEU umgerüstet (Bredberg et al. 2017).
- ▶ FRG-2 Geesthacht (1963 – 1995).
- ▶ FRJ-1 Merlin Jülich (1962 – 1985).
- ▶ FRJ-2 Dido Jülich (1962 – 2006): Es gab konkretere Umrüstungspläne für den FRJ-2, LEU-Brennelemente wurden im Reaktor getestet, die Umrüstung verzögerte ich aber durch Abschaltphasen etc., so dass der Reaktor schließlich mit dem ersten Auslaufen des US-amerikanischen Rücknahmeprogramms für abgebrannte Forschungsreaktorbrennstoffe stillgelegt wurde.
- ▶ F(M)RB Braunschweig der Physikalischen Technischen Bundesanstalt (1967 – 1995).

¹ Für eine Gesamtliste vergleiche den Anhang von (BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015a)

- ▶ BER-II Berlin (1973 – geplant Ende 2019): Die Umrüstung auf LEU fand zwischen 1997 und 2000 statt (Krohn 2001).
- ▶ RFR Rossendorf bei Dresden (1957-1991): Der RFR wurde die ersten zehn Jahre mit LEU und anschließend mit HEU mittlerer Anreicherung (maximal 36%) betrieben. Es wurden am Standort Rossendorf noch einige weitere kleine Reaktoren betrieben (AKR-1, RAKE, RRR), deren abgebrannten Brennelemente in aller Regel zu den Brennelementen des RFR Rossendorf gezählt werden.

Relevante Versuchs- und Demonstrationsreaktoren:

- ▶ KNK-II Schneller Versuchsreaktor Karlsruhe (1977 – 1991).
- ▶ AVR - Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor Jülich (1966 – 1988).
- ▶ THTR-300 - Thorium-Hochtemperatur-Reaktor in Hamm-Uentrop (1983 – 1989).

In vielen Fällen wurden die abgebrannten Brennstäbe in das HEU-Lieferland zurückgenommen, ohne dass eine Verpflichtung der Entsorgung der dabei möglicherweise entstehenden Abfälle für Deutschland besteht. Letzteres gilt insbesondere für die frühere HEU-Versorgung aus den USA. Das trifft aber nicht zu für die teilweise erfolgte Wiederaufarbeitung in Frankreich (Anlage in Marcoule) und nur teilweise für die Verbringung von abgebranntem oder frischem HEU-Brennstoff nach Großbritannien (Anlage im schottischen Dounreay), wo eine Wiederaufarbeitung vorgesehen war. Im Falle einer Wiederaufarbeitung wäre eine Rückführung zumindest der hochaktiven Abfälle der übliche Weg. Allerdings war, im Fall von Dounreay seit 1999, und Savannah River (USA) und Marcoule (Frankreich) spätestens seit der Jahrhundertwende, die Wiederaufarbeitung nicht mehr möglich (Aboimov et al. 2005).

Bei der Rücknahme durch die USA wird der Brennstoff für die dortige Endlagerung konditioniert. Die Bedingungen für Rücknahmen nach 1996 sind im Rahmen des *Foreign Research Reactor Spent Nuclear Fuel Acceptance Program* (FRRSNF) festgeschrieben. Bei einigen neueren Reaktoren, insbesondere dann, wenn sie bereits mit LEU betrieben werden, wird auch von einer Endlagerung auf deutschem Boden mit entsprechender Zwischenlagerung in Ahaus (TBL-A) ausgegangen (BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015a; Glaser 2001a).

Zurzeit sind noch sieben Forschungsreaktoren in Betrieb (vier davon sind extrem kleine Unterrichtsreaktoren), von denen allerdings nur der FRM-II mit hochangereichertem Uran betrieben wird (Bredberg et al. 2017, S. 67).

Außer in Forschungsreaktoren wurde hochangereichertes Uran noch in zwei Kugelhaufen- Versuchs- und Demonstrationsreaktoren eingesetzt: im Hochtemperaturreaktor AVR in Jülich und im Thorium-Hochtemperatur-Reaktor THTR-300 in Hamm-Uentrop.

Der Kugelhaufenreaktor der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR) war zwischen 1966 und 1988 mit einer Leistung von 13 MW_{el} in Betrieb (Moormann/Streich 2014). Die für den AVR benötigten Brennelementkugeln, die jeweils ca. 200 g schwer waren, enthielten etwa 1 g Uran-235 in einer Anreicherung von 10 – 93 %.² Sie wurden von Nukem in Hanau unter der Verwendung von HEU aus den USA gefertigt. Insgesamt wurden aus den USA für die Fertigung von AVR-Brennelementen 288 kg Uran-235 geliefert, das jedoch für Brennelemente mit höherer und niedriger Anreicherung verwendet wurde (Deutscher Bundestag 2014a; b).

Der THTR-300 mit einer elektrischen Leistung von 300 MW_{el} war von 1983 bis 1989 in Betrieb, bevor er aufgrund technischer Probleme abgeschaltet werden musste (BMUB - Bundesministerium für Um-

² In Thorium-haltigen Brennstoffen entsteht der ebenfalls waffentaugliche Spaltstoff Uran-233 aus dem Brutstoff Thorium.

welt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015a). Die Brennstoffkugel-Parameter sind vergleichbar mit denjenigen des AVR. Für den THTR wurden aus den USA knapp 1.100 kg HEU nach Deutschland geliefert (Deutscher Bundestag 1995).

Bei beiden Kugelhaufenreaktoren gibt es in der Literatur Diskrepanzen über die tatsächlich verwendete Menge an Uran und die Zusammensetzung.

Der seit Frühjahr 2004 mit HEU-Brennstoff in Betrieb befindliche Forschungsreaktor München II (FRM-II) wird derzeit mit HEU aus russischen Quellen betrieben. Ein 1998 abgeschlossener Vertrag sicherte die Lieferung von 400 kg HEU einer Anreicherung von 93% für den FRM-II, wobei die Brennelementfertigung in Frankreich erfolgt. Es bestand die Option, diesen Vertrag zu verlängern; unter der ersten rot-grünen Bundesregierung wurde diese Möglichkeit allerdings durch Kündigung des Vertrags ausgeschlossen. Der Betrieb des Reaktors wurde wahrscheinlich die ersten etwa zwei Jahre durch Restbestände an frischem HEU, der ursprünglich für den THTR vorgesehen war (also aus US-Quellen stammend), ermöglicht. Es ist aus öffentlich zugänglichen Quellen nicht klar ersichtlich, ob und wie – vermutlich über die European Supply Agency (ESA) – das HEU-Material für den FRM-II verfügbar gemacht werden konnte.

Bis Ende 2014 sind 35 HEU-Brennelemente (à 8,1 Kilogramm Urangewicht) im FRM-II eingesetzt worden (Bayerischer Landtag 2015). Diese abgebrannten Brennelemente enthalten noch etwa 243,5 kg Uran (BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015a). Die Anzahl abgebrannter Brennelemente dürfte – bei Einsatz von vier Brennelementen pro Jahr – bis Ende 2017 auf 46 oder 47 Brennelemente angestiegen sein. Der 48. Zyklus soll Anfang 2018 beginnen.

1.2 Wo lagern die abgebrannten Brennelemente aus dem HEU-haltigen Brennstoff?

Für die meisten der Forschungsreaktoren, die dauerhaft oder zeitweise mit HEU betrieben wurden, wurden die abgebrannten Brennelemente in das HEU-Lieferland, vorzugsweise die USA, zurückgebracht. Die Rücknahme der abgebrannten Brennelemente durch die USA war in den 1960er bis 1980er Jahre durch bilaterale Vereinbarungen geregelt und ist seit 1996 unter bestimmten Bedingungen im Rahmen des *Foreign Research Reactor Spent Nuclear Fuel Acceptance Program* (FRRSNF) möglich. Dass die Rücknahme durch die USA sogar ohne Rücknahmeverpflichtung für den möglicherweise entstehenden radioaktiven Abfall erfolgt, ist der Nichtverbreitungspolitik der USA geschuldet. Zu den wesentlichen Voraussetzungen für die Möglichkeit zur Teilnahme am FRRSNF-Programm ist, dass eine Bemühung um eine baldmögliche Umrüstung der betroffenen Forschungsreaktoren auf niedrigangereichertes Uran nachweislich ist und der Reaktor sich bereits vor 1996 in Betrieb befand (Adelfang et al. 2008, S. 12). Das US-Rücknahmeprogramm war Anfang der 1990er Jahre ausgesetzt. Die Laufzeit des neuen Programms wurde dann aber doch ab 1996 – wohl auch aufgrund fehlender Fortschritte in der für die Umrüstung teilweise notwendigen Weiterentwicklung hochdichter Brennstoffe – zweimal um jeweils zehn Jahre verlängert (zuletzt bis Bestrahlungsende Mai 2016). Aus US-Quellen dokumentiert ist die Rücknahme von 1163 „fuel assemblies“ (Brennelemente) im Zeitraum 1996 bis 2013 aus den deutschen Forschungsreaktoren FRM-I, FRG-1, FRJ-2, F(M)RB, BER-II (Savannah River Operations Office 2014).

Nach dem vorübergehenden Aussetzen der Rücknahme-Regelung durch die US-Regierung Anfang der 1990er Jahre suchten die Forschungsreaktorbetreiber nach alternativen Entsorgungsmöglichkeiten. Abgebrannter Forschungsreaktorbrennstoff der TU München, des Forschungszentrums Jülich, der Gesellschaft für Kernenergieverwertung im Schiffbau und Schifffahrt mbH Geesthacht (GKSS - heute Helmholtz-Zentrum Geesthacht) und das Hahn-Meitner-Institut Berlin (heute Helmholtz-Zentrum Berlin) wurden in die schottische Anlage der UK Atomic Energy Authority (UKAEA) nach Dounreay verbracht (BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015a). Dort

sollte der Brennstoff eigentlich wiederaufgearbeitet werden, und die radioaktiven Abfälle hätten innerhalb von 25 Jahren nach der Wiederaufarbeitung von Deutschland zurückgenommen werden sollen. Dies ist aus verschiedenen Gründen bislang wohl nicht erfolgt. Das Bundesumweltministerium erklärt hierzu (ebd., S. 5):

„Die Rücknahme dieses Materials wird nicht weiter verfolgt. Vertraglich wurde geregelt, dass der Wiederaufarbeitungsabfall aus den Forschungsreaktoren in Dounreay verbleibt. Im Gegenzug wird dafür eine verglaste Kokille (Haupteigner ist die WAK [Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe]) mit noch im Vereinigten Königreich lagerndem Abfall aus der Wiederaufarbeitung der Energieversorgungsunternehmen nach Deutschland zurückgeführt.“

Dabei werden über den Verbleib des exportierten HEUs und über den Ursprung des Kokilleninhaltes keine weiteren Angaben gemacht.

HEU-haltiger abgebrannter Forschungsreaktorbrennstoff des Braunschweiger Reaktors F(M)RB, der Jülicher Reaktoren FRJ-1 und -2, der Geesthachter Reaktoren FRG-1 und -2 sowie des Berliner Reaktors BER-II und des Münchner FRM-I sind teilweise nach Dounreay und teilweise in die USA, in eine Einrichtung des Department of Energy innerhalb des Savannah River Site National Laboratory, verbracht worden und befinden sich weiterhin dort.

Im Falle der Kompakten Natrium-gekühlten Reaktoranlage KNK-II, deren Reaktorkerne HEU und Plutonium enthielten, wurden die abgebrannten Brennelemente zur Wiederaufarbeitung in die Anlage des französischen Kommissariat für Atomenergie in Marcoule verbracht (Pfeiffer 1999). Von etwa 9.600 abgebrannten Brennstäben zweier Kernbeladungen konnte etwa ein Viertel nicht wiederaufgearbeitet werden. 2010 wurden diese mit einer Gesamtmenge von etwa einer halben Tonne Schwermetall in CASTOR-Behältern nach Deutschland zurückgebracht und lagern nun im Zwischenlager Nord. Verglaste hochradioaktive Abfälle sind bereits oder werden noch zurückgenommen. Eine dritte unbestrahlte KNK-II Kernbeladung ging ins schottische Dounreay (Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe, 2015).

Im Zwischenlager Ahaus befinden sich 18 CASTOR MTR-2 Behälter, die abgebrannte HEU-haltige Brennelemente aus dem Forschungszentrum in Rossendorf enthalten. Die zugehörigen Reaktoren (RFR, RRR, RAKE) wurden in Ostdeutschland betrieben (BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015a). Ursprünglich waren diese Behälter für den Transport zur Wiederaufarbeitung in Mayak (Russland) vorgesehen. Der Transfer zur Wiederaufarbeitung in Russland wurde jedoch zwischenzeitlich vom BMUB aus Sicherheitsbedenken untersagt (ZEIT online 2010). In diesen CASTOR-Behältern lagern etwa 2,3 Tonnen bestrahlte Brennelemente aus Rossendorf.

In Jülich lagern insgesamt ca. 290.000 abgebrannte AVR-Brennelementkugeln in 152 Behältern. Sie enthalten insgesamt ca. 1,9 Tonnen Schwermetall, inkl. Thorium (BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015a, S. 8). Nachdem die atomrechtliche Aufsichtsbehörde des Landes NRW die Entfernung der AVR-Brennelemente aus dem AVR-Behälterlager verlangt, prüft das Forschungszentrum Jülich drei Optionen: Verbringung in die USA, Verbringung in das Zwischenlager Ahaus bzw. den Neubau eines Zwischenlagers am Standort Jülich. Im Zusammenhang mit einer möglichen Verbringung in die USA ist es interessant, dass nunmehr die Bundesregierung den Forschungs- und Entwicklungscharakter des AVR als prägend sieht (Deutscher Bundestag 2014b) während das Bundesumweltministerium den Reaktor korrekter als Versuchs- und Demonstrationsreaktor listet (BMUB 2015a). Ein ausführliches Draft Environmental Assessment wurde von US-Seite Anfang 2016 erstellt (U.S. Department of Energy 2016), aber es ist derzeit unklar welche Option ernsthaft verfolgt wird. Ein Antrag auf explizites Exportverbot für AVR-Atommüll wurde am 18. Mai 2017 vom Deutschen Bundestag jedenfalls abgelehnt.

Von den insgesamt ungefähr 600.000 Brennelement-Kugeln, die im THTR Hamm-Uentrop eingesetzt wurden, wurden ca. 350.000 frische Brennelement-Kugeln im schottischen Dounreay wiederaufgearbeitet. Die restlichen Brennelemente Kugeln befinden sich in 305 Behältern im Zwischenlager Ahaus. Diese im Zwischenlager Ahaus eingelagerten Kugeln entsprechen ca. 7 Tonnen Schwermetall (BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015b, S. 57).

Die Bundesrepublik Deutschland gibt der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEO) jährlich die deutschen Bestände an Plutonium und hochangereichertem Uran bekannt. Für Ende 2016 listet das Dokument (INFCIRC 549) 330 kg HEU in Forschungsreaktoren, 940 kg bestrahltes HEU, das gelagert wird, und 10 kg HEU unter sonstiges (IAEA 2017). Es ist nicht klar nachvollziehbar, wie die 940 kg aus dem INFCIRC Dokument zustande kommen, da nicht bekannt ist wie viel von den aus amerikanischen Quellen stammenden HEU bereits für Hochtemperaturreaktor-Brennelementkugeln verwendet wurde.

Zum Stichtag 31.12.2014 befanden sich 35 HEU-haltige Brennelemente im Gestell des Absetzbeckens des Münchner Forschungsreaktors FRM-II. Diese enthalten laut Regierungsangaben 243,5 kg Uran (BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015b, S. 20). Diese Zahl dürfte bei einem Verbrauch von ca. 4 Brennelementen pro Jahr inzwischen auf 46 oder 47 Brennelemente angestiegen sein. Das Abklingbecken hat eine Kapazität für 50 Brennelemente. Die Abklingzeit im Absetzbecken beträgt mindestens 6,5 Jahre. Für die erste Jahreshälfte 2018 ist ein erster Transport in das Zwischenlager Ahaus vorgesehen (Bayerischer Landtag 2015). Bis zum Ende der Aufbewahrungsgenehmigung des Zwischenlagers Ahaus am 31.12.2036 sind insgesamt ca. 17 Transporte mit jeweils 5 Brennelementen pro Behälter vorgesehen. Was mit den abgebrannten Brennelementen des FRM-II, dessen Laufzeit bis Ende 2045 geplant ist, letztlich geschieht, ist noch offen.

Laut der 3. Teilgenehmigung (und Betriebsgenehmigung) für den FRM-II ist jährlich „*der Nachweis zu erbringen, dass für die geordnete Beseitigung der im Betriebszeitraum anfallenden bestrahlten Kernbrennstoffe als radioaktive Abfälle ausreichend Vorsorge getroffen wurde*“ (Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen 2003). Der Nachweis über eine angemessene Zwischenlagermöglichkeit ist allerdings nur zwei Jahre im Voraus zu erbringen. Das heißt, die Entsorgungsfrage ist nach wie vor ungeklärt. Der CASTOR MTR-3 Transportbehälter, der für die im nächsten Jahr (2018) geplanten Transporte zum Zwischenlager Ahaus vorgesehen ist, ist noch nicht genehmigt.

Ein weiterer Teil der abgebrannten Brennelemente aus Forschungsreaktoren befinden sich in Nasslagern an Reaktorstandorten sowie in 479 Behältern in Zwischenlagern (trockene Lagerung) in Ahaus, Jülich und Rubenow. Dies betrifft den ansonsten eingesetzten LEU-Brennstoff. Aus Nicht-Leistungsreaktoren werden insgesamt 10 bis 12 Tonnen Schwermetall, die letztlich in Deutschland endzulagern sind, erwartet (BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015c, S. 9).

1.3 Welche Menge an abgebrannten Brennelementen, die hochangereichertes Uran enthalten, muss voraussichtlich in Deutschland bislang endgelagert werden?

Für den noch bis 2019 in Betrieb befindlichen BER-II besteht für alle bis Mai 2016 verbrauchten Brennstäbe ein Rücknahmevertrag mit den USA. Für die zwischen Mai 2016 und Dezember 2019 eingesetzten Brennelemente, die kein HEU mehr enthalten, besteht ein Entsorgungsvertrag mit dem Zwischenlager Ahaus (Deutscher Bundestag 2014c).

Nach gegenwärtigem Stand gibt es für die HEU-haltigen abgebrannten Brennelemente aus den Kugelhafenreaktoren AVR und THTR keine Regelung für die Entsorgung außerhalb Deutschlands. Insgesamt wurden knapp 1.300 kg HEU für die Hochtemperaturreaktoren aus USA nach Deutschland geliefert (Moormann/Streich 2014). Die 290.000 Brennelementkugeln des AVR befinden sich in Jülich in 152 CASTOR THTR/AVR Behältern und enthalten 1,9 Tonnen Schwermetall abgebrannten Brennstoff.

250.000 THTR-Brennelementkugeln befinden sich in 305 CASTOR THTR/AVR Behältern im Zwischenlager in Ahaus und enthalten 7 Tonnen Schwermetall abgebrannten Brennstoff (BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015b). Das durch die Aufarbeitung der ca. 350.000 frischen THTR-Brennelementkugeln in Dounreay entstandene Uran wurde zu Brennelementen für Forschungsreaktoren verarbeitet und verkauft. Es musste nicht zurückgenommen werden (Deutscher Bundestag 1998).

Zusätzlich befinden sich in 18 CASTOR MTR-2 Behältern noch 160 kg HEU aus dem Rossendorfer Forschungsreaktor im Zwischenlager Ahaus (BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015a). Insgesamt sollen dort 2,3 Tonnen Schwermetall abgebrannter Brennstoff aus Rossendorf eingelagert sein. Bei den abgebrannten Brennelementen aus Rossendorf ist noch nicht geklärt, ob sie evtl. durch Russland zurückgenommen werden. Über die Zusammensetzung der abgebrannten Brennelemente aus den Rossendorfer Forschungsreaktoren ist wenig bekannt, selbst die Gesellschaft für Reaktorsicherheit nennt in ihren Gutachten nur die Anfangsanreicherung von 36% (Wehrfritz et al. 2010). Auch für die Brennelementkugeln des AVR gibt es weiterhin Überlegungen für einen möglichen Transport in die USA (Deutscher Bundestag 2014a)³ oder zum Verbleib am Standort bzw. Zwischenlagerung in Ahaus (siehe oben). Im Zwischenlager Nord befinden sich Reste des KNK-II Reaktorbrandstoffs in CASTOR Behältern, die 0,5 Tonnen Schwermetall umfassen.

Für das Jahr 2017 hat die Bundesrepublik Deutschland einen Bestand von 940 kg bestrahltem HEU, das sich nicht in Forschungsreaktoren befindet gemeldet (IAEA 2017). Schätzt man die in Deutschland gelagerten Mengen aus den oben genannten Zahlen ab, kommt man ungefähr zu diesen Werten.

Geht man von einem Verbrauch von vier Brennelementen pro Jahr aus, befinden sich im Absetzbecken des Münchner FRM-II Ende 2017 46 oder 47 abgebrannte HEU-Brennelemente mit einem Gesamturangehalt von etwa 350 kg.

1.4 Welche zukünftigen Mengen an HEU-haltigen hochradioaktiven Abfällen sind noch zu erwarten?

In Deutschland sind gegenwärtig nur noch zwei größere Forschungsreaktoren mit einer Leistung von mehr als 1 MW in Betrieb: BER-II Berlin (10 MW) und FRM-II München (20 MW) (BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2017). Der dritte laufende Forschungsreaktor FRMZ Mainz ist mit 100 kW sehr klein. Der Berliner Reaktor BER-II und der Mainzer Forschungsreaktor FRMZ verwenden kein HEU.

Somit ist der Münchner FRM-II der einzige deutsche noch im Betrieb befindliche Forschungsreaktor, der hochangereichertes Uran verwendet. Wieviel hochradioaktiver HEU-haltiger Brennstoff im FRM-II noch anfallen wird, hängt davon ab, zu welchem Zeitpunkt der Reaktor auf schwach angereichertes Uran (unterhalb einer Anreicherung von 20%) umgestellt wird bzw. ob dies überhaupt jemals geschieht. Die maximal anfallende Menge an abgebrannten HEU-haltigen Brennelementen kann wie folgt abgeschätzt werden: Bei einer Zyklusdauer von 60 Tagen werden im FRM-II vier Brennelemente pro Jahr benötigt. Die Betriebsdauer des FRM-II ist ungefähr bis 2045 geplant, das entspricht einer Laufzeit von 40 Jahren (BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015a). Beginnend mit 2018 ergäbe dies noch maximal ca. 112 zusätzliche abgebrannte Brennelemente, entsprechend etwa 900 kg Schwermetall, das gegenwärtig HEU einer Anreicherung von 87% enthält. Bei der derzeitigen Anreicherung der frischen Brennelemente in Höhe von 93% würde jedes

³ In dieser Quelle gibt die Bundesregierung auch an, dass sie die weitere Verwendung des Kernbrennstoffs vertraglich an zivile Zwecke binden will.

der abgebrannten Brennelemente knapp 7 kg Uran-235 enthalten, also würden insgesamt zusätzlich etwa 800 kg Uran-235 in abgebrannten Brennelementen anfallen.

2 Welche Proliferationsprobleme sind mit HEU-Brennstoff und entstehenden hochradioaktiven Abfällen verbunden?

2.1 Proliferationsgefahr hochangereicherten Urans (HEU)

Natururan besteht zu ca. 0,7% aus dem spaltbaren Uran-235 und zu ca. 99,3% aus dem nicht spaltbaren Uran-238. Für die Verwendbarkeit als Brennstoff in Leistungsreaktoren muss der Anteil an Uran-235 durch sogenannte Anreicherungstechnologien (z.B. Uranultrazentrifugen) auf in der Regel etwa 3-4% erhöht werden⁴. Für die Verwendbarkeit in Kernwaffen muss die Anreicherung des Urans in Uran-235 deutlich darüber hinaus erhöht werden. In der Regel wird eine Anreicherung von 90% und mehr verwendet. Eine geringere Anreicherung als 90% ist aber ausreichend, wie das Beispiel der ersten tatsächlich eingesetzten Kernwaffe zeigt. In der Hiroshimabombe wurde Uran einer mittleren Anreicherung von etwa 80% verwendet, ein größerer Anteil des Urans war sogar nur auf 60% angereichert (Glaser 2001b). Je höher die Anreicherung desto weniger technisch anspruchsvoll ist die Verwendbarkeit für Kernwaffen.

Eine wichtige Maßzahl ist die sogenannte „kritische Masse“, die angibt wieviel spaltbares Uran einer bestimmten Anreicherung (oder eines anderen geeigneten Spaltstoffs) zusammengebracht werden muss, um eine Kettenreaktion zu erreichen. Von der IANUS-Forschungsgruppe wurden kritische Massen für eine Urankugel ohne Neutronenreflektor und ohne die Berücksichtigung der Komprimierung des Urans durch konventionellen Sprengstoff für verschiedene Anreicherungen berechnet (Glaser 2005). Bei einer Anreicherung von 20% liegt die kritische Masse in dieser Anordnung bei 782 kg, bei 90% nur noch bei 53,3 kg (vgl. **Abbildung 1 Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.**). Der Zusammenhang zwischen kritischer Masse und Anreicherung ist deutlich nicht-linear. Bei abnehmendem Anreicherungsgrad nimmt die benötigte kritische Masse stark überproportional zu. Bei einer Anreicherung von 20% nimmt die benötigte kritische Masse drastisch gegenüber einer Anreicherung von 93% um etwa den Faktor 15 zu. Demgegenüber nimmt die notwendige kritische Masse zu einer etwa halbierten Hochanreicherung (50%) nur um etwa den Faktor 3 zu. Im Prinzip wäre bei einer Hochanreicherung im mittleren Bereich (~ 50%) noch eine Waffenanwendung möglich, da die erforderlichen Uranmassen klein genug bleiben (dies gilt insbesondere, wenn man berücksichtigt, dass die kritische Masse durch die Kompression mittels konventionellem Sprengstoff weiter abnimmt). Bei einer Anreicherung unterhalb von 20% ist die Funktionstüchtigkeit einer Kernwaffe allein schon wegen der hohen notwendigen Uranmassen, die überdies mit konventionellen Sprengstoffen noch so zusammengeschossen oder komprimiert werden müssten, dass die Konfiguration überhaupt für einen gewissen Zeitraum überkritisch werden kann, praktisch auszuschließen.

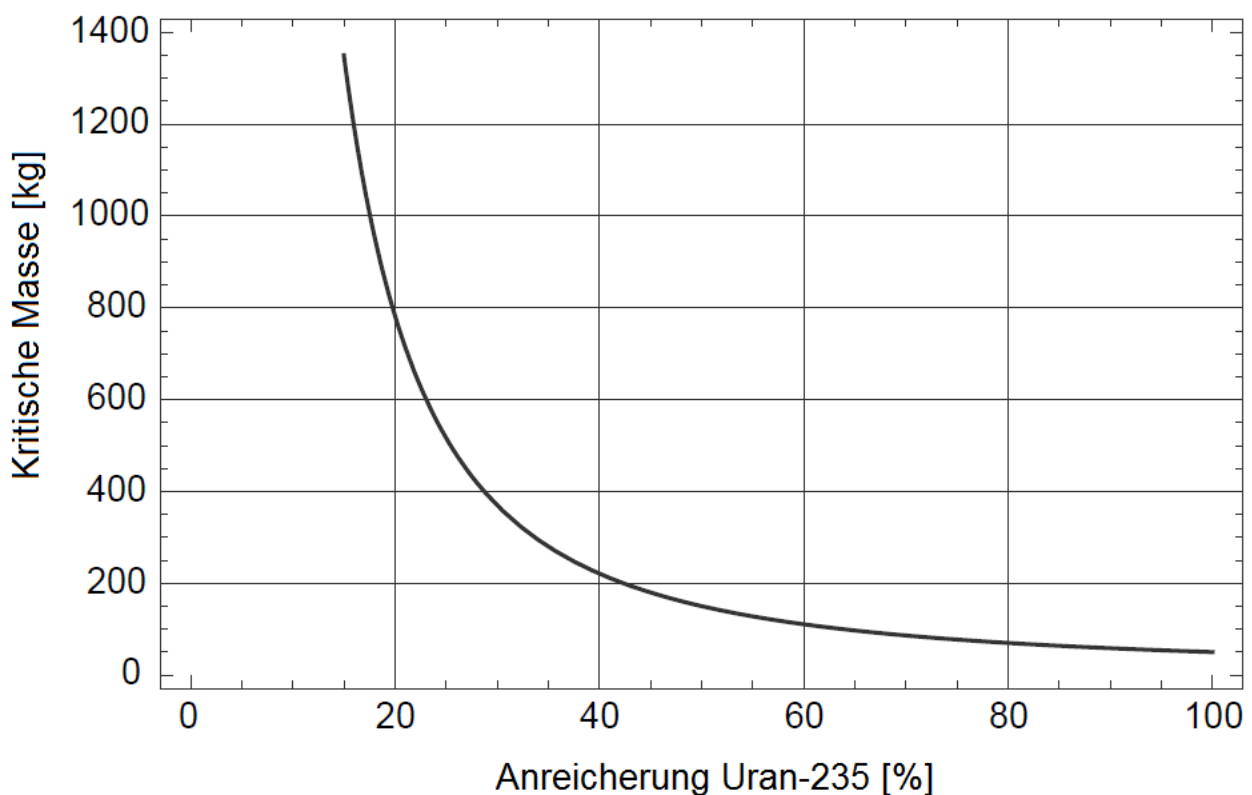
Daher wird Uran einer Anreicherung unterhalb von 20% schwach angereichert genannt (LEU – Low Enriched Uranium) und eine Anwendbarkeit für Kernwaffen praktisch ausgeschlossen. Uran einer Anreicherung oberhalb von 20% wird hochangereichert genannt (HEU – Highly Enriched Uranium). Diese „Grenzziehung“ ist auch ein Kompromiss zwischen gegenläufigen physikalischen Effekten. Während HEU aus Uranbrennstoff auch direkt für Kernwaffen verwendet werden könnte entsteht in Uranbrennstoff schwacher Anreicherung, das in Reaktoren eingesetzt wird, durch Neutroneneinfang in Uran-238 Plutonium, das ebenfalls ein sehr guter Kernwaffenstoff ist – und dies geschieht umso mehr, je geringer die Anreicherung des Urans ist.

Plutonium hat für Kernwaffenprogramme den Vorteil, dass seine kritische Masse deutlich kleiner ist als diejenige von Uran und dass es in jedem mit Uran betriebenen Reaktor als Nebenprodukt anfällt und somit aus dem abgebrannten Brennstoff gewonnen werden kann. Der Nachteil von Plutonium

⁴ Bei sogenannten mit Schwerwasser (D₂O) moderierten „Natururanreaktoren“, wie beispielsweise den kanadischen CANDU-Reaktoren, reicht auch eine schwächere Anreicherung.

sind größere Komplikationen bei der Konzeption und der Fertigung einer Kernwaffe, was u.a. durch die störende Gamma- und Neutronenstrahlung bedingt ist, die von Plutoniumisotopen ausgehen. Für die Beschaffung von Uranbomben ist dagegen die Haupthürde der Zugriff auf ausreichende Mengen an hochangereichertem Uran (HEU). Das Waffendesign ist vergleichsweise einfach. Dies zeigt sich auch daran, dass die erste in Hiroshima eingesetzte Atombombe zuvor nicht getestet werden musste, wohl aber die Plutoniumbombe, die erst nach einem erfolgreichen Atomwaffentest im Juli 1945 dann auch über Nagasaki eingesetzt werden konnte. Für Uranbomben ist die sogenannte Guntype-Konfiguration („Kanonenrohr-Konfiguration“) ausreichend, bei der zwei unterkritische Uranmassen durch Zusammenschießen mit konventionellem Sprengstoff zu einer überkritischen Masse vereinigt werden. Um die benötigte Masse an HEU zu minimieren, wird in den Kernwaffenstaaten - ebenso wie es bei Verwendung von Plutonium zwingend ist - eine technisch anspruchsvollere konzentrische Implosionskomprimierung des spaltbaren Materials mit konventionellem Sprengstoff durchgeführt.

Abbildung 1: Die kritische Masse einer puren Urankugel in Abhängigkeit von der Urananreicherung.



Adaptiert nach (Glaser 2005) und (National Academies of Sciences 2016)

Die Kurve zeigt den Verlauf der kritischen Masse einer Urankugel (ohne Berücksichtigung der Kompression bei Zündung einer Kernwaffe mit konventionellem Sprengstoff oder Einsatz von Neutronenreflektoren) in Abhängigkeit von den Uran-235 Anreicherungen. Der Graph beginnt bei etwa 1200 kg bei einer Anreicherung von etwa 15%. Die kritische Masse fällt exponentiell mit steigender Anreicherung. Bei einer Anreicherung von 93% liegt die kritische Masse bei 53,3 kg HEU. Bei Halbierung der Anreicherung auf etwa 50% verdreifacht sich die kritische Masse auf etwa 155 kg während sie bei der HEU-LEU-Grenze von 20% drastisch auf 782 kg ansteigt, was einen Faktor 15 höher liegt als der Wert der kritischen Masse von HEU höchster Anreicherung. (Bei diesen berechneten Zahlenwerten ist weder die Kompression des Spaltstoffs durch die Zündung mit konventionellem Sprengstoff noch die Option der Verwendung von Neutronenreflektoren berücksichtigt. Beide Effekte können die realen kritischen Massen deutlich reduzieren.)

Die Internationale Atomenergieorganisation (IAEO) definiert 25 kg HEU als signifikante Menge (IAEA 2002), mit der der Bau einer Kernwaffe möglich wäre. Hierbei sind mögliche Verluste bei der Waffenerstellung bereits eingerechnet. Durch ein entsprechendes Design der Kernwaffe lässt sich die benötigte Uran- (oder auch Plutonium-) Masse stark reduzieren. Aus diesem Grund werden mitunter auch bereits 7 kg HEU als ausreichend für eine Kernwaffe angesehen (Hippel 2016, S. 3).

Mit hochangereichertem Uran sind daher erhebliche Gefahren für die Weiterverbreitung bzw. fortdauernde Verbreitung von Kernwaffen (Proliferation) verbunden. Produktion, Handel, Verarbeitung und Nutzung von waffentauglichem HEU fördern die geographische Verbreitung von Waffentoff, erweitern den Personenkreis mit potentielltem Zugriff und entsprechendem technologischen Know-how und schaffen die Gefahr der Materialabzweigung oder des Diebstahls für Kernwaffenzwecke. Mit der weltweiten Verbreitung von HEU im zivilen Bereich ist eine stete latente Proliferationsgefahr verbunden. Fast 60 Staaten betreiben Forschungsreaktoren. Wenn alle diese Staaten auf dem Betrieb ihrer Forschungsreaktoren mit HEU-Brennstoff bestehen würden, könnten sehr viele von ihnen ausreichende Mengen an HEU ansammeln, die jederzeit auch für Waffenzwecke umgenutzt werden könnten. Zu bedenken ist dabei, dass alle Kernwaffenstaaten HEU für ihre Waffenprogramme verwenden, auch wenn sie, wie Indien oder Nordkorea, wohl zunächst den Plutoniumpfad als Weg zu ihrer Kernwaffenfähigkeit beschritten haben. Südafrika⁵ und Pakistan sind herausragende Beispiele für die Bedeutung des Zugriffs auf HEU für das Erreichen einer Kernwaffenfähigkeit.

2.2 HEU-Brennstoffe für Forschungsreaktoren

Bereits kurz nach dem erstmaligen Einsatz von Kernwaffen wurde von dem damalig einzigen Kernwaffenstaat USA versucht, die Weiterverbreitung der Kernwaffentechnologie in weitere Staaten zu verhindern. Doch nur wenige Jahre später gab es mit der Sowjetunion und Großbritannien schon zwei weitere Kernwaffenstaaten. Der militärisch-zivil ambivalente Charakter nuklearer Technologien wurde zunehmend offenbar. 1954 legten die USA das „Atoms for Peace Program“ auf. Damit sollte eigentlich verhindert werden, dass militärisch sensible kerntechnische Fertigkeiten und Spaltmaterialien weitere Verbreitung finden. Stattdessen sollte nur die zivile Weiterentwicklungen der Kerntechnik breit genutzt werden und damit gleichzeitig der Weg zum Kernwaffenbesitz unattraktiv werden. Eine Teilhabe an der friedlichen Nutzung der Kernenergie unter Unterstützung der USA wurde für interessierte Länder ermöglicht bei einer gleichzeitigen „Kontrolle“ des Zugangs zu zivil-militärisch ambivalenten Nukleartechnologien und Spaltmaterial.

So war eine Voraussetzung für die Teilnahme am „Atoms for Peace Program“ die Verpflichtung, das erhaltene, von den USA exportierte Material, darunter HEU und Plutonium, nicht für militärische Zwecke zu nutzen. Auch wurde damals empfohlen, dass nur Uran mit einer Anreicherung von weniger als 10% als nicht waffenfähig gelten und bereits für eine Anreicherung zwischen 10 und 20% die erlaubte Masse in Besitz eines Staates beschränkt sein sollte (Brown/Glaser 2016). Es sollte dann allerdings noch mehr als 20 Jahre dauern, bis diese Überlegungen zu praktischem Handeln führten.

Die Sowjetunion zog bald nach und versorgte ihre Satellitenstaaten mit kerntechnischem Know-how und Spaltmaterial. Ein wesentlicher Effekt dieser weltweiten Verbreitung der Kerntechnologie war, dass die Anzahl der Länder, die Forschungsreaktoren betreiben, ab Mitte der 1950er rasch auf etwa 50 in der Mitte der 1960er Jahre anstieg und dabei die Anzahl der Länder, in denen Forschungsreaktoren mit HEU betrieben wurden, in den 1970er Jahren schon die Zahl von 40 deutlich überschritt. Die Reaktoren mit HEU zu betreiben, war attraktiv, denn die erzielbaren Neutronenflüsse für Anwendungen in der Forschung oder Isotopenproduktion waren damals mit HEU deutlich höher als mit LEU-Brennstoff.

⁵ Südafrika hat kurz vor Zusammenbruch des Apartheitsregimes seine sechs Kernwaffen auf Uranbasis wieder demontiert und ist seitdem wieder nuklear abgerüstet.

Zusätzlich war vorgesehen, dass die USA den abgebrannten Forschungsreaktorbrennstoff zurücknehmen würde. Die HEU-Exporte der USA stiegen alsbald auf mehr als eine Tonne pro Jahr an. In der Zeit von 1957 bis 2012 hat die USA insgesamt 22,6 Tonnen HEU in 35 Länder exportiert – den überwiegenden Teil bis 1982. Die größten Jahresexporte waren in den 1960er und frühen 1970er Jahre zu verzeichnen (U.S. Nuclear Regulatory Commission 2014).

In die späten 1950er und frühen 1960er fällt daher auch die Inbetriebnahme der meisten westdeutschen Forschungsreaktoren, die alle mit HEU betrieben wurden (vgl. Kap. 1.1.). Die Versorgung mit Brennstoff und die Entsorgung abgebrannter Brennelemente schienen dauerhaft durch die USA gesichert.

Zu bedenken ist aber, dass abgebrannte HEU-Brennelemente in der Regel immer noch HEU enthalten, das für Waffen verwendet werden könnte, wenn es vom abgebrannten Brennstoff chemisch abgetrennt wird (vgl. hierzu auch Kapitel 4). Der Anreicherungsgrad des HEU im Brennstoff sinkt bei vielen Reaktoranwendungen nicht ausreichend, da nur ein Teil des enthaltenen Uran-235 gespalten wird. Im Falle des Münchner FRM-II sinkt der Anreicherungsgrad des HEU lediglich von 93% auf 87% nach der Bestrahlung im Reaktor.

2.3 Proliferationspolitisch bedeutsame Ereignisse und Entwicklungen

In den 1960er Jahren demonstrierten Frankreich und China ihre Kernwaffenfähigkeit durch Atombombentests und begannen größere Kernwaffenprogramme aufzubauen. Die Sorge wuchs, dass weitere Staaten diesen Weg beschreiten könnten. Tatsächlich bereiteten damals sehr viele Staaten die technischen Möglichkeiten für den Einstieg in Waffenprogramme vor. Auf Initiative der Kernwaffenstaaten USA, Sowjetunion und Großbritannien und den Vereinten Nationen wurde von 1965 bis 1968 der nukleare Nichtverbreitungsvertrag (NVV) ausgehandelt (englisch: NPT – Non-Proliferation Treaty) und trat 1970 in Kraft. Auch auf Betreiben Deutschlands haben laut diesem Vertrag alle Vertragsparteien das „unveräußerliche Recht“ auf eine umfassende zivile Nutzung der Kernenergie unter Nutzung aller technologischen Möglichkeiten. Allerdings müssen die unterzeichnenden Nicht-Kernwaffenstaaten, das sind fast alle Staaten der Weltgemeinschaft, Sicherungsmaßnahmen (sogenannte Safeguards) der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEO) zulassen und auf eigene Kernwaffen verzichten. Das Recht auf den Kernwaffenbesitz haben nur die Staaten, die bis zum Stichtag 1.1.1967 bereits erfolgreich eine Kernwaffe gezündet haben (USA, Sowjetunion, Großbritannien, Frankreich, und China). Gleichzeitig wurden diese „Kernwaffenstaaten“ zu baldigen Verhandlungen über die Abrüstung ihrer Kernwaffenbestände mit dem Ziel der vollständigen nuklearen Abrüstung verpflichtet.

Da der NVV das Recht auf jegliche friedliche Nutzung der Kernenergie festschreibt, war der Export von Kerntechnologie und Brennelementen, auch von waffengrädigem hochangereichertem Uran, zunächst nicht betroffen. Schließlich verpflichteten sich die Empfängerländer ja, das erhaltene Spaltmaterial ausschließlich für zivile Zwecke zu verwenden und Safeguards der Internationalen Atomenergieorganisation zuzulassen.

Diese trügerische Gewissheit, dass eine Einhegung der rein zivilen Verwendung der Kerntechnik lückenlos funktioniert, wurde 1974 erschüttert, als Indien seinen ersten Kernwaffentest durchführte. Es war wohl der erste registrierte Kernwaffentest, der nicht von einem der fünf „etablierten“ Kernwaffenstaaten stammte. Das Plutonium, das Indien für seine, laut eigenen Aussagen „friedliche“, Kernwaffenerlosion nutzte, stammte aus dem sogenannten CIRUS Reaktor (Canadian-Indian Reactor Uranium System). Dieser Forschungsreaktor wurde Indien 1954 von Kanada zur Verfügung gestellt und nutzte schweres Wasser (D₂O), das von den USA geliefert worden war. Solche Reaktoren sind gut geeignet zur Plutoniumproduktion. Im Lieferungsvertrag zwischen Kanada und Indien war zwar festgeschrieben, dass das erhaltene und entstehende Spaltmaterial nur für friedliche Zwecke genutzt werden dürfe. Dennoch hatten Kanadas Proteste keinen direkten Effekt. Als Folge des indischen Nukleartest wurden

zunehmend, insbesondere auf Druck der USA, die über den NVV hinausgehende verbindliche Exportkontrolle für Spaltmaterial (und andere Nukleartechnologie) eingeführt. 1975 wurde die Nuclear Suppliers Group (NSG) gegründet, in der sich seitdem die nuklearen Lieferländer einseitig über restriktivere Exportbeschränkung einigen.

In der Folgezeit wurden dennoch immer wieder Warnungen laut, dass die weltweite Verbreitung von Nukleartechnologie und waffengrädigen Materialien wie HEU die Proliferationsgefahr anheizen könnte (vgl. z.B. SIPRI – Stockholm International Peace Research Institute 1979; Spector 1984, 1988; Kalinowski/Liebert/Neuneck 1990).

Ein herausragender Fall war die Aufdeckung eines geheimen Kernwaffenprogramms, das vom NVV-Mitgliedsland Irak in den 1980er Jahren durchgeführt wurde, ohne dass die IAEA dies bemerkte. Die UN- und IAEA-Spezialinspektionsteams, die seit 1991 im Irak arbeiteten, konnten im Nachhinein nachweisen, dass 1990 sogar in einem sogenannten „Crash-Program“ Bemühungen zur raschen Konstruktion einer Kernwaffe unternommen wurden (Harrer 2004, S. 414ff). Dazu sollten auch unter IAEA-Safeguards stehender Forschungsreaktorbrennstoff genutzt werden: etwa 14 kg unbestrahlte HEU-Brennelemente einer Anreicherung von 80% aus sowjetischer Lieferung für den Forschungsreaktor IRT-5000 und etwa 12 kg gering bestrahlte HEU-Brennelemente einer Anreicherung von 93% aus französischer Lieferung für den Forschungs- und Testreaktor Tammuz-2. Auch wenn diese umfangreichen irakischen Bemühungen letztlich nicht mehr zum Bau von Kernwaffen geführt haben, so machte dieser Fall schlagartig klar, wie kritisch die Nutzung von HEU im zivilen Bereich zu betrachten ist.

Verschiedene weitere Ereignisse hatten einen Einfluss auf die globale Wahrnehmung der wachsenden Proliferationsgefahr: In den 1990er Jahren führten Indien und Pakistan Kernwaffentests durch und bauten Kernwaffenarsenale auf. Gleichzeitig bemühte sich Nordkorea um den Zugriff auf die Kernwaffenmaterialien Plutonium und HEU. Im Jahr 2006 testete Nordkorea seine erste Kernwaffe. Außerdem wurde ein regelrechter Schwarzmarkt für sensitive nukleare Technologien und Materialien, organisiert durch das Netzwerk des pakistanischen Nuklearwissenschaftlers Khan, aufgedeckt (Albright 2010).

Inzwischen sind neun Staaten zu Kernwaffenstaaten geworden. Neben den etablierten fünf (China, Frankreich, Großbritannien, Russland und den USA) besitzen Israel, Indien, Pakistan und Nordkorea Kernwaffen.⁶

Die Terroranschläge des 11. September 2001 ließen die Sorgen, dass Nuklearterrorismus eine realistische Gefahr werden könnte, aufleben. Wenn fanatisierte Selbstmordattentäter zunehmend in der Welt agieren, sind auch der hohe Strahlendosen riskierende, selbstgefährdende Umgang mit radioaktiven Materialien sowie Leib und Leben riskierende Diebstahlaktionen kernwaffentauglicher Materialien nicht mehr als rein abstrakte Szenarien auszuschließen. Damit erhöhte sich deutlich die Wahrnehmung der Gefahr des Baus und des Einsatzes von kernwaffenähnlichen „Devices“ und vorausgehender Beschaffung von geeigneten spaltbaren Materialien durch entsprechend organisierte Terrorgruppen.

2.4 Entwicklung einer Norm gegen den Gebrauch von HEU in Forschungsreaktoren

Eine Folge der verstärkten Wahrnehmung von Proliferationsgefahren und Schwachstellen des NVV und des nach und nach etablierten Nichtverbreitungsregimes (inkl. Exportkontrollen etc.) war die einflussreiche sogenannte INFCE-Expertenkonferenz, die im Rahmen der UN abgehalten wurde. Die *International Nuclear Fuel Cycle Evaluation* (INFCE) arbeitete von 1978 bis 1980 in verschiedenen Arbeitsgruppen Empfehlungen zur Vermeidung nuklearer Proliferation in einigen nukleartechnologischen

⁶ Südafrika und die Nachfolgestaaten der Sowjetunion (außer Russland) sind nuklear wieder abgerüstet.

Bereichen aus. Die Arbeitsgruppe 8, die sich auch mit Forschungsreaktoren beschäftigte, erklärte, dass der Handel mit HEU, sein weitverbreiteter Gebrauch und seine Produktion ein deutliches Proliferationsrisiko bedeute. Es wurden daher Maßnahmen zu Erhöhung der Proliferationsresistenz im Bereich der Forschungsreaktoren vorgeschlagen: die Reduzierung der Anreicherung von Uranbrennstoff auf 20% oder weniger Uran-235 Gehalt (also Verzicht auf HEU-Brennstoff und stattdessen Verwendung von LEU) sowie die Entwicklung von neuen hochdichten Brennstoffen als Ersatz für die Hochanreicherung (INFCE – International Nuclear Fuel Cycle Evaluation 1980).

Mit klarer Bezugnahme auf die Ende der 1970er Jahre in Betrieb befindlichen Forschungsreaktoren, wurde als Voraussetzung für eine Umstellung von HEU- auf LEU-Brennstoffe die Bedingung genannt, dass Leistungsparameter der Neutronenquellen, also insbesondere die Neutronenflussverluste, durch die Umrüstung „marginal“ ausfallen sollten.

Parallel zur INFCE-Konferenz legte die USA 1978 ihr RERTR-Programm (*Reduced Enrichment of Research and Test Reactors*) auf. Dieses Programm ist am Argonne National Laboratory (ANL) in den USA angesiedelt. Im Rahmen dieses Programms und seiner Nachfolger wird massiv an der Forschung und Entwicklung für hochdichte Brennstoffe zur Umrüstung von mit HEU-Brennstoff betriebenen Forschungs- und Testreaktoren auf LEU-Brennstoff gearbeitet. Das ANL bietet weiterhin konkrete Unterstützung und technische Expertise zur Planung und Durchführung von Forschungsreaktor-Umrüstungen von HEU auf LEU in anderen Ländern an.

Das Problem einer Umrüstung von HEU auf LEU ist der damit einhergehende Dichteverlust der spaltbaren Uran-235 Isotope. Dies führt zunächst zu einer Verringerung des erreichbaren Neutronenflusses, einer für Forschungsreaktoren entscheidenden Kenngröße. In den neuartig entwickelten hochdichten Brennstoffen wird das Uran daher dichter gepackt, so dass ähnlich viel spaltbares Uran pro Volumeneinheit vorliegt wie im HEU-Brennstoff. So wird eine vergleichbare Neutronenflusserzeugung durch den LEU-Brennstoff wie bei Hochanreicherung erreicht, allerdings bei Erhöhung der dafür verwendeten LEU-Brennstoffmenge. Der Platzbedarf für Brennstoffe im Reaktorkern kann sich dadurch erhöhen. Auch deswegen muss jede Reaktorkonversion von HEU auf LEU sorgfältig geplant und physikalisch-technisch adäquat vorbereitet werden.

Innerhalb der 1980er und frühen 1990er Jahre konnte die verfügbare Brennstoffdichte von Forschungsreaktorbrennstoffen recht schnell von weniger als 1 g(U)/ccm bis etwa 1,5 g(U)/ccm auf mehr als 4 g(U)/ccm erhöht werden und in aufwändigen Bestrahlungsexperimenten ihre Einsatzfähigkeit qualifiziert werden. Damit ist eine Umstellung der meisten weltweit genutzten Forschungsreaktoren von HEU- auf LEU-Brennstoff im Prinzip möglich, ohne dass wesentliche Nachteile für die Nutzer der Reaktoren entstehen (insbesondere in Bezug auf Neutronenflussverluste und Betriebskosten). Zum jetzigen Zeitpunkt sind Uransilizid-Brennstoffe mit einer bereits relativ hohen Urandichte von 4,8 g(U)/ccm für den Einsatz in Forschungsreaktoren qualifiziert. In Entwicklung befinden sich seit etwa der Jahrhundertwende Brennstoffe auf Uran-Molybdän-Basis mit weiter erhöhter Urandichte von 8 bis zu 16 g(U)/ccm. Mit diesen Brennstoffen sollte dann auch eine Umrüstung von HEU auf LEU für alle Forschungsreaktoren ohne signifikanten Flussverlust möglich sein.

Die US-amerikanische Regulierungsbehörde NRC (Nuclear Regulatory Commission) beschloss 1986, keine weiteren Reaktoren außerhalb des Leistungsreaktorbereichs mehr zu lizenzieren, die mit HEU-Brennstoff ausgelegt sind. Zusätzlich müssen existierende HEU-Reaktoren auf LEU-Brennstoff umgerüstet werden, sofern die Umrüstungskosten durch staatliche Stellen getragen werden. (U.S. Nuclear Regulatory Commission 1986)

Auch die HEU-Export-Politik der USA änderte sich schrittweise, parallel mit dem Start des RERTR-Programms und dem Inkraftsetzen des Nuclear Non-Proliferation Act des Jahres 1978. Die HEU-Exporten nahmen in den Folgejahren schnell deutlich ab. Ebenso nahm die USA seit 1989 für einige Jahre keine abgebrannten Forschungsreaktor-Brennstoffe mehr aus dem Ausland zurück. Der Druck für bisherige

Empfängerländer von HEU erhöhte sich, in Umstellungsbemühungen von HEU- auf LEU-Brennstoff mit einzusteigen. Mit dem Schumer Amendment zum Energy Policy Act des US Congress des Jahres 1992 und nachfolgenden Verschärfungen der Exportrichtlinien wurde der Druck weiter erhöht. Nun wird festgehalten, dass HEU-Brennelemente von den USA nur noch geliefert werden, wenn sich die Reaktorbetreiber zur bald-möglichsten Umrüstung auf niedrig angereichertes Uran (LEU) verpflichten – soweit Konversionsbrennstoffe zur Verfügung stehen (Amendment to Energy Policy Act 1992).

Heute liefert die USA nur noch in Ausnahmefällen HEU in andere Länder. Ein wesentlicher Ausnahmegrund kann unter Umständen die Produktion von medizinisch verwendeten Isotopen sein. Seit 1996 können die von den USA belieferten Forschungsreaktorbetreiber das US Foreign Research Reactor Spent Nuclear Fuel (FRRSNF) Acceptance Program nutzen, mit dem eine Rücknahme von abgebranntem Forschungsreaktorbrennstoff ermöglicht wird – allerdings nur sofern die Reaktoren schon vor 1996 in Betrieb gingen. Für die Auflage dieses Programms, das zunächst zehn Jahre Laufzeit hatte und dann nochmals für zehn weitere Jahre bis Mai 2016 verlängert wurde, waren Gründe der Non-Proliferation und der Internationalen Sicherheit ausschlaggebend. Die weltweit zugänglichen HEU-Mengen sollten unter Kontrolle gebracht werden. Die Schwierigkeit bestand darin, dass dieses immer wieder auf Zeit bestehende Angebot nicht als Ermunterung zum Business-as-usual – unter weiterer HEU-Nutzung – von den Reaktorbetreibern missverstanden wird.

Auch die Sowjetunion und später Russland als zweiter großer Exporteur von Brennstoffen für Forschungsreaktoren zog nach und führte ähnliche Export-Restriktionen, Umrüstungsbemühungen und Rücknahme bestrahlter HEU-Brennelemente ein (Hippel 2016). In den 1980er Jahren gab es allerdings Probleme mit der Finanzierung. Nach dem Zusammenbruch der Sowjetunion wurden nach und nach Kooperationsprogramme mit den USA auf den Weg gebracht. Schließlich wurde um die Jahrhundertwende mit der IAEA als drittem Partner ein konkretes Rückholprogramm für frische und abgebrannte HEU-Bestände in Exportländer der ehemaligen Sowjetunion ins Leben gerufen. Seit 2002 besteht auch ein Russian Research Reactor Fuel Return Program (RRRFR), mit dem HEU-haltige Brennstoffe, die von der Sowjetunion exportiert wurden, zurückgenommen werden.

Nach dem 11.9.2001 wuchs die Sorge vor Terroranschlägen und der Möglichkeit, dass Terroristen Zugriff auf kernwaffenfähiges Material erhalten könnten. Das RERTR-Programm wurde 2004 ein Teil der Global Threat Reduction Initiative (GTRI) des US Department of Energy, was mit einer entsprechenden Aufstockung der dafür zur Verfügung stehenden Finanzmittel einherging. Die letzte Umstrukturierung fand 2015 statt, als das GTRI Convert Program als Office of Conversion Teil des neugegründeten *Material Management and Minimization (M³) Office* wurde (National Academies of Sciences 2016, S. 17).

So hat sich seit Ende der 1970er Jahre, verstärkt nach der Aufdeckung des Irakfalls Anfang der 1990er Jahre und nochmals verstärkt seit 2001, eine internationale Norm gegen eine Verwendung von HEU im zivilen Bereich entwickelt. Zusätzlich sollen die Gefahren durch die bereits in der Vergangenheit erzeugte Verbreitung von HEU in vielen Ländern wieder rückgängig gemacht werden. Die gewandelte Einschätzung hinsichtlich der Nutzung von HEU in Forschungsreaktoren auch innerhalb der Community der Reaktornutzer zeigt sich beispielhaft recht deutlich in folgenden Zitaten aus einem einschlägigen Technischen Dokument (IAEA Tecdoc) der IAEA (Aboimov et al. 2005, S. 31f.):

„It is widely recognized that control of fissile materials is the primary deterrent to nuclear weapons proliferation, and that both military and civilian HEU pose potential proliferation threats (...) Proliferation concerns about HEU have (...) resulted in a global effort to eliminate use of HEU in civilian research and test reactor.“

2.5 Erfolge der Bemühungen um Non-Proliferation im Bereich von Forschungsreaktoren weltweit

Das RERTR-Programm hat sich erfolgreich entwickelt. Eine ganze Reihe von Ländern – zunächst in der westlichen Welt, dann aber in allen Weltregionen – sind in Kooperationsprogramme eingestiegen. Einige Länder haben nach 1978 eigene Forschungs- und Entwicklungsprogramme für hochdichte LEU-Konversionsbrennstoffe als Ersatz für HEU-Brennstoffe und konkrete Umrüstungsmaßnahmen für Reaktoren im eigenen Land aufgelegt. Dazu gehört das deutsche AF-Programm („Anreicherungsreduktion Forschungsreaktoren“), das in der Zeit von 1979 bis 1989 mit 43 Millionen DM aus Mitteln des Bundesforschungsministeriums und weiteren 8,5 Millionen DM von Industriepartnern finanziert wurde. In Deutschland konnte 1991 die Brennstoffkonversion auf LEU am Forschungsreaktor FRG-1 in Geesthacht und 1999 am Berliner BER-II erfolgen. Der alte Münchner Forschungsreaktor FRM-I wurde vor seiner Stilllegung im Jahr 2000 zumindest auf eine Anreicherung von 45% umgestellt. Für den Jülicher Reaktor FRJ-2 wurde zwar über lange Jahre eine Brennstoffkonversion auf LEU untersucht, dann aber bis zur Stilllegung 2006 nicht vollzogen. Alle weiteren mit HEU betriebenen Forschungsreaktoren sind bis 1995 stillgelegt worden. Dies sind durchaus positiv bewertbare Ergebnisse der deutschen Bemühungen. Auf der Negativseite schlägt allerdings die Planung eines neuen Reaktors unter Verwendung von HEU seit den späten 1980er Jahren zu Buche sowie seine tatsächliche Inbetriebnahme mit HEU im Jahr 2004 (Münchner FRM-II).

Zu Beginn des RERTR-Programms waren zunächst 42 Forschungsreaktoren mit einer Leistung größer als 1 Megawatt (1 MW) gelistet, die HEU-Brennstoff aus den USA bezogen und umgerüstet werden sollten. Dies war eine erste Dringlichkeitsliste. Fast alle dieser Reaktoren wurden tatsächlich auf LEU-Brennstoff umgestellt oder sie sind stillgelegt worden. In den Folgejahren wurden die Umstellungslisten des RERTR- bzw. GTRI-Programms unter Einbeziehung der eigenen US-amerikanischen Reaktoren und der Reaktoren weltweit mit nicht-amerikanischen HEU-Quellen immer mehr erweitert. Sehr viele Brennstoff-Umstellungen oder Reaktorschließungen sind in den letzten Jahrzehnten erfolgt, so dass die abzuarbeitenden Listen wieder reduziert werden konnten. Um die Jahrhundertwende waren weltweit knapp 300 zivile Forschungsreaktoren in fast 60 Ländern in Betrieb, davon noch mehr als 130 Reaktoren mit HEU-Brennstoff. Die Situation hat sich demgegenüber bis heute weiter verbessert. Im Report der US National Academy of Sciences (NAS) vom Januar 2016 findet sich eine vom NAS-Panel gemeinsam mit IAEA-Vertretern akkordierte Liste von nunmehr noch 74 Forschungsreaktoren im zivilen Bereich in 18 Ländern, die noch HEU-Brennstoff verwenden. 12 dieser 18 Länder sind Nicht-Kernwaffenstaaten, zwei sind – manchmal sogenannte – De-facto-Kernwaffenstaaten (Pakistan und Nordkorea) und vier sind gemäß NVV „anerkannte“ Kernwaffenstaaten (USA, Russland, Frankreich und China). Zweidrittel dieser 74 HEU-Reaktoren befinden sich in „anerkannten“ Kernwaffenstaaten (der Löwenanteil, mit 32 Reaktoren, in Russland). Der Haupt-HEU-Bedarf konzentriert sich auf sieben Reaktoren, darunter prominent der Münchner FRM-II, die 80% des jährlichen weltweiten HEU-Bedarfs für zivile Forschungsreaktoren beanspruchen. Die weiteren 67 gelisteten Reaktoren haben zusammen einen Jahresbedarf von jährlich etwa 100 Kilogramm. Letzteres spricht immerhin für einen deutlichen Teilerfolg der weltweiten Umrüstungsmaßnahmen (National Academies of Sciences 2016, S. 30–34).

Ein weiterer wesentlicher Erfolg der sich seit 1978 entwickelnden Norm gegen die Verwendung von HEU-Brennstoff in Forschungsreaktoren ist, dass ein Verzicht auf waffengrädigen HEU-Brennstoff bei der Neuplanung von Forschungsreaktoren mit Beginn der 1980er Jahre weltweit akzeptiert und durchgehalten wurde – mit nur einer Ausnahme, dem Münchner Forschungsreaktor FRM-II.

Die russischen Bemühungen zur Umstellung von ausländischen Forschungsreaktoren, die von Russland beliefert werden, auf LEU und ebenfalls die Rückführung von HEU-Lieferungen nach Russland sind inzwischen durchweg erfolgreich vollzogen. Zwischen 2002 und 2015 sind etwas mehr als zwei Tonnen HEU-Brennstoff aus 15 Ländern (in Kooperation mit den USA und der IAEA) nach Russland

zurückverbracht worden. Mehr als ein Drittel dieser Menge (etwa 725 Kilogramm) bestand sogar aus frischen, unbestrahlten HEU-Brennelementen (Dewes/Bolshinsky/Tozser 2016).

Problematisch ist demgegenüber, dass die Umrüstung der eigenen zivilen HEU-Reaktoren in Russland, das sind 43% aller solcher Reaktoren weltweit, keine Priorität hat (National Academy of Sciences 2016, S. 98–102). Es wird weiterhin festgehalten, dass selbstverständlich zunächst die einfach umzurüstenden Reaktoren konvertiert wurden.

Die Spannungen zwischen Russland und den USA erschweren eine mögliche Kooperation bei der Umrüstung weiterer Forschungsreaktoren in diesen beiden Ländern selbst. Im Februar 2005 wurde zwar in Bratislava von den Präsidenten Bush und Putin im Rahmen der Nuclear Security Cooperation Initiative beschlossen, bis spätestens 2014 alle amerikanischen und russischen Forschungsreaktoren auf LEU umzurüsten. Dieses gemeinsame Programm wurde aber 2014 beendet, obwohl vorherige Gutachten die mögliche Umrüstung von fünf weiteren Reaktoren mit bereits qualifizierten Brennstoffen zeigten (ebd., S. 100; Podvig 2017, S. 12f.). Die Umrüstung russischer Reaktoren wird zusätzlich erschwert, da die Bezahlung der Reaktorbetreiber historisch bedingt mit der Anreicherung des verwendeten Brennstoffes steigt (NTI - Nuclear Threat Initiative 2016; Kuperman 2013).

Das Vorhandensein von HEU-Forschungsreaktoren in den beiden relevanten Lieferländern für HEU-Brennstoff (insbesondere in Russland), die dies jedoch nur noch unter genau definierten Bedingungen tun, ist politisch schwer zu vermitteln. Zusätzlich scheint es, auch bedingt durch das Beispiel des FRM-II, zu einer ersten Aufweichung der Norm gegen den Bau von HEU-Reaktoren zu kommen. Der in Bau befindliche französische Jules Horowitz Reaktor soll jetzt zunächst mit einer Anreicherung von 27% betreiben werden, da hochdichte LEU-Brennstoffe der neuen Generation (Uran-Molybdän (UMo) Dispersionsbrennstoffe mit einer Dichte von bis zu 8 g(U)/ccm), mit denen der Reaktor geplant wurde, doch nicht so schnell zur Verfügung stehen, wie ursprünglich erwartet (CEA Cadarache 2016).

Eine große technische Herausforderung bei der Umrüstung der weltweit kleinen Anzahl besonders leistungsfähiger Forschungsreaktoren (mit sehr hohen Neutronenflüssen) ist die mangelnde Verfügbarkeit von neuartigen Brennstoffen höchster Dichte. Diese sind jedoch – vor allem laut Eigenaussage der jeweiligen Betreiber – für eine Umrüstung von Hochleistungsneutronenquellen wie beispielsweise dem HFIR am amerikanischen Oak Ridge National Laboratory notwendig. Die U.S. National Academy of Sciences ging 2016 in einem Report davon aus, dass die von den USA favorisierten monolithischen UMo-Brennstoffe erst um das Jahr 2030 herum verfügbar sind (National Academies of Sciences 2016, S. 80). Für die vorrangig innerhalb der EU entwickelten UMo-Dispersionsbrennstoffe sind Bestrahlungstest bis 2025 vorgesehen. Auf mögliche Auswirkungen dieser verzögerten Qualifizierung von UMo-Brennstoffen besonders hoher Dichte wird in Kapitel 5.2 noch etwas genauer eingegangen.

Im Zuge der anhaltenden Umrüstungsbemühungen und der Bemühungen um HEU-Rückführung in die Lieferländer konnte bestrahltes und unbestrahltes hochangereichertes Uran inzwischen aus mehr als 30 Nichtkernwaffenstaaten in die beiden Hauptlieferländer USA und Russland zurückgeführt werden. Seit 1996 sind so etwa 5 Tonnen HEU in die USA und Russland zurückgenommen worden. Aber weit mehr HEU ist noch in der Welt. So stimmt es nachdenklich, dass das amerikanische Rückführungsprogramm voraussichtlich 2019 und das russische voraussichtlich 2022 auslaufen soll (ebd., S. 113f.). Von zu Beginn der 1990er Jahre mehr als 50 Staaten, die mindestens 1 kg HEU in ihrem Besitz hatten, hat sich diese Anzahl auf 27 Staaten im Jahr 2015 fast halbiert (Hippel 2016, S. 28). Von diesen Staaten besitzen sieben nur sehr kleine Forschungsreaktoren, die nicht mehr als 1 HEU als Brennstoff benötigen, und acht Staaten betreiben gar keine Forschungsreaktoren.

Je weniger HEU an möglichst wenigen Orten der Welt verfügbar ist, desto geringer ist die Proliferationsgefahr einzuschätzen. Optimal wäre selbstverständlich, wenn überhaupt kein hochangereichertes Uran im zivilen Bereich mehr verfügbar wäre. Durch die HEU-Bestände ist potentieller Waffenstoff jederzeit verfügbar.

2.6 Versorgung und Entsorgung von Forschungsreaktoren in Deutschland und der Sonderfall FRM-II

Abgebrannte Brennelemente aus (west-)deutschen Forschungsreaktoren wurden bis 1989 in das Lieferland USA und für einen gewissen Zeitraum danach alternativ in das Nuklearzentrum Dounreay zur Wiederaufarbeitung oder auch Konditionierung zur dortigen Endlagerung zurückgegeben. Von diesem Entsorgungsweg ausgenommen waren die TRIGA-Brennstoffe, die aufgrund ihrer speziellen Zusammensetzung nicht wiederaufgearbeitet werden können.

Im Rahmen des *Foreign Research Reactor Spent Nuclear Fuel Program* wurde 1996 die Möglichkeit der Brennstoffrücknahme durch das Lieferland USA geschaffen. Dies ist die vorherrschende Option deutscher Reaktorbetreiber. Sie steht allerdings nur für Reaktoren offen, für die eine Umrüstung auf LEU glaubhaft versichert werden kann, die lediglich Brennstoffe aus US-Produktion verwenden und die 1996 bereits im Betrieb waren (Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe 2015, S. 6). Dieses Programm wurde bis 2016 verlängert mit den letzten Transporten abgebrannter Brennelemente zurück in die USA bis 2019 (National Academies of Sciences 2016, S. 114).

Wo eine Rückführung in das Lieferland nicht möglich oder nicht gewollt ist (wie das momentan für die Option einer Rückführung HEU-haltiger Brennstoffe nach Russland gilt) muss Deutschland einen eigenen Entsorgungsweg nutzen oder eröffnen.

Die Entsorgungsoption über das amerikanische FRRSNF-Programm steht für den FRM-II nicht zur Verfügung: Um der Non-proliferationspolitik der USA Genüge zu tun, ist die Nutzung von LEU-Brennstoff (oder die Umrüstung auf LEU für HEU-Reaktoren zum frühestmöglichen Zeitpunkt) Voraussetzung. Außerdem muss der Reaktor bereits vor Beginn des Rücknahmeprogramms 1996 in Betrieb gewesen sein. Aufgrund der Kernauslegung mit HEU ist auch die Brennstoffversorgung aus den USA nicht möglich, da sie diesen aus Gründen der Non-Proliferation nicht zur Verfügung stellen.

Grundsätzlich ist noch festzuhalten, dass die Menge der abgebrannten Brennelemente aus deutschen Forschungsreaktoren deutlich geringer ist als die Gesamtmenge an abgebrannten Brennelementen aus Leistungsreaktoren in Deutschland. Insgesamt werden etwas 10-12 Tonnen Schwermetall (BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015c) von den Forschungsreaktoren erwartet. Dennoch müssen auch hier angemessene Lösungspfade frühzeitig geklärt und vorbereitet werden.

Wie bereits dargelegt, ist hochangereichertes Uran ein sehr attraktiver Waffenstoff. Sobald das Material in Besitz gebracht werden kann, ist die entscheidende Hürde zur Waffenverwendung überwunden; der eigentliche Kernwaffenbau stellt dann kein entscheidend großes Hindernis mehr dar. Die Benutzung von HEU führt nun offensichtlicher Weise dazu, dass größere Bestände dieses Materials gelagert (zum Beispiel im Zwischenlager, am Reaktorstandort, bei der Brennelementfertigung) und transportiert werden müssen (von Anlage zu Anlage in der gesamten Brennstoffkette von der Herstellung über die Nutzung bis zur Entsorgung). Das Diebstahlrisiko ist damit erhöht. Für die Entsorgung gilt dies zumindest solange bis eine proliferationssichere Lösung gefunden und umgesetzt ist.

Zusätzlich scheint es, auch bedingt durch den Präzedenzfall des FRM-II und den Verzögerungen bei der Qualifizierung neuartiger LEU-Brennstoffe höchster Urandichte, zu einer gewissen Aufweichung der Norm gegen den Bau von HEU-Reaktoren zu kommen. Dies wurde bereits am Beispielfall des französischen Jules Horowitz Reaktor knapp beschrieben (vgl. Kap. 2.5). Proliferationspolitisch ist bei der Entscheidung der Reaktorauslegung des FRM-II auch die Signalwirkung einer solchen Entscheidung relevant. Durch den FRM-II in der jetzigen Betriebsweise wird der Bedarf nach HEU noch viele Jahre lang aufrechterhalten. So konnte zum Beispiel Russland, bedingt durch Umrüstungs- und Stilllegungsbemühungen, zwar einerseits seine HEU-Exporte an Länder, die ehemals von der Sowjetunion beliefert wurde, 2011 einstellen. Andererseits allerdings hat Russland seit 1998 HEU nach Frankreich zur

Brennstofffertigung für den FRM-II exportiert. Ebenso sind nun auch HEU-Exporte nach China vorgesehen (Hippel 2016, S. 14)⁷. Oft wurde behauptet, die russischen HEU-Exporte dienten doch letztlich der Abrüstung, weil HEU aus abgerüsteten sowjetischen Kernwaffen genutzt werde. Der Jahresreport für 2015 von TVEL, einer Tochterfirma von Rosatom, nennt aber explizit die „Fertigung von HEU“ für den FRM-II als einen Erfolg. Seit 2012 wird eine neue Zentrifugenkaskade für die Hochanreicherung (90% und mehr) in Zelenogorsk betrieben, womit HEU produziert wird, das für den FRM-II vorgesehen ist. Der verwendete russische Begriff „Fertigung“ impliziert eine Produktion von Grund auf; in diesem Kontext eine Anreicherung ausgehend von Natururan. Für die Weiterverarbeitung von HEU aus militärischen Beständen wäre ein anderer Begriff verwendet worden (Glaser/Podvig 2017). Dennoch wird von der Bundesregierung nach wie vor behauptet, dass der Brennstoff für den FRM-II aus bereits hochangereichertem Uran aus `abgerüstetem HEU` produziert werde (Deutscher Bundestag 2017a).

Zusätzlich hat Russland 2013 die gesetzlichen Rahmenbedingungen für den Export von HEU erleichtert und wird auch das HEU für den französischen Jules Horowitz Reaktor liefern (Start voraussichtlich 2021) (IPFM Blog 2016). Außerdem verbessert Russland seine Anreicherungsanlage durch die Installation von Zentrifugen der nächsten Generation, obwohl eigentlich ausreichend HEU aus der Abrüstung und genügend Anreicherungskapazität vorhanden ist (IPFM 2015, S. 20).

⁷ Es handelt sich dabei um HEU einer Anreicherung von 64% für den Chinese Experimental Fast Reactor (CEFR).

3 Zu welchen Sicherheitsrisiken kann eine Zwischenlagerung der HEU-haltigen Abfälle führen, etwa im Zwischenlager Ahaus?

Das Transportbehälterlager Ahaus (TBL-A) ist ein zentrales Zwischenlager für die Aufbewahrung von Kernbrennstoffen und sonstigen radioaktiven Stoffen. Das TBL Ahaus liegt auf dem Gebiet der Stadt Ahaus und wird von der BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH und der BZA Brennelement-Zwischenlager Ahaus GmbH betrieben. Errichtet wurde das TBL-A zwischen 1984 und 1990 (BfE - Bundesamt für die kerntechnische Entsorgung 2017a).

Das Zwischenlager besteht aus zwei voneinander getrennten Lagerhälften – Lagerbereiche genannt (ebd.; BfE - Bundesamt für die kerntechnische Entsorgung 2017b):

- Lagerbereich I dient der vorübergehenden Zwischenlagerung (maximal 10 Jahre) von sonstigen radioaktiven Stoffen. (ebd.).
- Lagerbereich II dient derzeit der Aufbewahrung von Brennelementen aus Leichtwasserreaktoren, Brennelementen aus dem Rossendorfer Forschungsreaktor und Brennelementen aus dem Hochtemperaturreaktor (THTR) Hamm-Uentrop. Es ist geplant, dass die Lagerung der Brennelemente des FRM-II in ca. 21 Behältern der neuen Behälterbauart CASTOR MTR-3, der für die Abfälle des FRM-II entwickelt wird, im Lagerbereich II des TBL Ahaus erfolgen soll⁸.

Nach aktuellem Stand (September 2017) befinden sich im Transportbehälterlager Ahaus im Lagerbereich II Kernbrennstoffe in insgesamt 329 CASTOR-Behältern:

- 305 Behälter CASTOR THTR/AVR,
- 2 Behälter CASTOR V/19,
- 1 Behälter CASTOR V/19 SN06,
- 3 Behälter CASTOR V/52 und

18 Behälter CASTOR MTR-2. Die Brennelemente aus dem FRM-II sollen in Bündeln zu je fünf Elementen in einem CASTOR MTR-3 Behälter eingelagert werden. Ein Brennelement des FRM-II ist ca. 1,1 m hoch, hat einen Durchmesser von rund 22 cm und wiegt rund 50 kg. Der CASTOR MTR-3 befindet sich aktuell noch in der Entwicklung. Es wird davon ausgegangen, dass die Genehmigung für die Einlagerung dieses Typs CASTOR im zweiten Quartal 2018 ausgestellt wird. Die Behältermaße sind mit etwa 1,6 m Höhe und 1,5 m Durchmesser vergleichbar mit jenem des CASTOR MTR-2. Ein voll beladener CASTOR MTR-2 wiegt maximal 17,93 Tonnen. Ein voll beladener MTR-3 wiegt etwa 16 Tonnen (GNS - Gesellschaft für Nuklear-Service 2014a; BfE - Bundesamt für die kerntechnische Entsorgung 2017a; GNS - Gesellschaft für Nuklear-Service 2004; Bozkurt/Becker/Landsiedel 2016).

Man kann die Sicherheitsrisiken für ein Zwischenlager in unterschiedliche Kategorien unterteilen. Es gibt Sicherheitsrisiken welche unabhängig davon betrachtet werden müssen, ob HEU in dem Zwischenlager vorhanden ist oder nicht. Dazu zählen unter anderem:

- anlageninterne Brände
- Brände außerhalb der Anlage
- externe Wettereinflüsse (Starkregen, extreme Winde, etc...)

⁸ Ebenso ist geplant, dass hochdruckkompaktierte radioaktive Abfälle, welche aus der Wiederaufarbeitung zurückgeführt werden müssen im Lagerbereich II gelagert werden sollen. Geplant war, dass ab dem Jahr 2015 ca. 150 Behälter mit CSD-C-Gebinden (CSD-C, Colis Standard de Déchets radioactifs Compactés) in das TBL Ahaus eingelagert werden. Diese Abfälle stammen aus der Wiederaufarbeitung bei der "AREVA NC" und sind von Frankreich nach Deutschland zurückzuführen. Aktuell erfolgt jedoch eine Überarbeitung des Behälterkonzepts, weshalb sich der Beginn für die Rückführung auf das Jahr 2025 verschiebt.

- Hochwasser
- Erdbeben
- Ausfall der elektrischen Energieversorgung
- Flugzeugabsturz
- Explosionsdruckwellen
- illegaler Zutritt und Diebstahl
- menschliche Angriffe auf das Lager
- Gefahr der Rekritikalität

Der Großteil dieser Sicherheitsrisiken wurde im Zuge des Genehmigungsverfahrens behandelt bzw. im Zuge der Stresstests vertieft (Entsorgungskommission 2013, S. 145–154). Im Zuge des Sicherheitsnachweises ist darzustellen und zu gewährleisten, dass die Integrität der Transportbehälter für alle relevanten Schadensereignisse gewährleistet ist. Daten zu den noch nicht genehmigten CASTOR MTR-3 Behältern liegen den Autoren des Gutachtens nicht vor, weshalb keine Abschätzungen zur Integrität der Behälter für etwaige Schadensereignisse (wie etwa anlageninterne Brände) durchgeführt werden konnten.

Die Anwesenheit von HEU im Zwischenlager hat einen verstärkenden Effekt auf einen Teil der aufgeführten Sicherheitsrisiken. Aus diesem Grund wird im weiteren Kapitel auf diejenigen Sicherheitsrisiken eingegangen, auf welche die Anwesenheit von HEU einen direkten bzw. indirekten Einfluss hat: Gefahr der Proliferation, Gefahr der Rekritikalität und Gefahr von Flugzeugabstürzen.

3.1 Gefahr der Proliferation

Frische Brennelemente für den FRM-II werden aus HEU mit einem Anreicherungsgrad von 93% gefertigt. Jedes der Brennelemente enthält 8,1 kg Uran. Die aus dem FRM-II entladenen und damit ihren Zielabbrand von 52 bzw. 60 Tagen erreichenden Brennelemente enthalten noch ca. 7,5 kg HEU.

Wie in Kap. 2.1 beschrieben definiert die Internationale Atomenergieorganisation (IAEO) 25 kg HEU als signifikante Quantität für die Einschätzung möglicher Waffenanwendungen. Mit entsprechendem technischen Know-how, kann eine Kern(waffen)explosion auch mit weniger HEU erreicht werden; genannt werden etwa bereits 7 kg HEU (Hippel 2016, S. 3).

Legt man diese Tatsachen zugrunde, enthält ein CASTOR MTR-3 mit rund 37,5 kg HEU einer Anreicherung von 87%, laut der IAEO-Definition, genügend Material für mindestens eine Kernwaffe. Legt man den Maßstab von Hippel an, enthält ein Lagerbehälter CASTOR MTR-3 genügend HEU für etwa fünf Kernwaffen. Daraus lässt sich ableiten, dass das in Ahaus zwischenzulagernde HEU sehr attraktiv für mögliche Proliferatoren ist.

Bei abgebrannten Brennelementen wird von einem gewissen Eigenschutz durch die radioaktive Strahlung der enthaltenen Spaltprodukte ausgegangen. Hierzu wurde der sogenannte Spent Fuel Standard entwickelt (National Research Council/Arms Control 1995). Ausgangspunkt der Überlegung hierbei war, dass das durch Abrüstungsmaßnahmen aus Kernwaffensprengköpfen entnommene Waffenplutonium ähnlich unattraktiv für den Zugriff durch einen möglichen Proliferator gemacht werden sollte wie das Plutonium, das in abgebrannten Brennelementen aus Leistungsreaktoren vorliegt. Zu den verschiedenen Aspekten, die dabei betrachtet werden, zählen unter anderem die Isotopenzusammensetzung des vorhandenen spaltfähigen Materials, die Gesamtmasse des Gebindes und die Strahlung, die von diesem Gebinde ausgeht.

Je höher die Strahlendosis ist, die ein Gebinde abgibt, desto mehr Vorsorgemaßnahmen muss ein Angreifer treffen, um sich zu schützen. Ab einer Strahlungsbelastung von ungefähr 1 Sievert pro Stunde

(1 Sv/h) dominieren deterministische anstelle statistischer Strahlungsfolgen die gesundheitlichen Effekte auf den menschlichen Körper. Ist die Strahlenbelastung in einem Meter Abstand höher als 1 Sv/h, wird das Material von der IAEO als sich selbst schützend angesehen und geringere Sicherungsmaßnahmen erscheinen dann als notwendig.

Es gibt jedoch vielfach Kritik an diesem Schwellenwert. Bereits Mitte der 1990er Jahre wurde festgehalten, dass dieser Wert zu niedrig liege und re-evaluiert werden sollte (Committee on International Security and Arms Control 1994). Relativ bald war klar, dass eine Dosisleistung von bis zu 3 Sv/h zu keinen akuten Symptomen beim Angreifer führt (Hinton et al. 1996). Im Jahr 2000 wurde ein Wert von 5 Sv/h als Referenz empfohlen (National Academies of Sciences 2000, S. 42). Unterstellt man, dass eine Dauer von 15 Minuten in unmittelbarer Nähe des Brennelementes für einen Angreifer ausreicht, wäre allerdings eine Dosisrate von bis zu 12 Sievert pro Stunde akzeptabel, wenn nur unmittelbar gesundheitliche Schäden vermieden werden sollen. So werden inzwischen Dosisraten von bis zu 100 Sievert pro Stunde als sinnvoller Wert, ein Gebinde als sich selbstschützend anzusehen, vorgeschlagen (Coates et al. 2005; Hansell/Dalnoki-Veress 2009).

In (Glaser 2001b) werden berechnete Dosisraten durch Gammastrahlung in einem Meter Abstand für abgebrannte FRM-II Brennelemente nach verschiedenen Abklingzeiten⁹ dargestellt. Direkt nach der Entnahme emittieren die Elemente 10.000 Sv/h. Dieser Wert fällt exponentiell ab, nach 5 Jahren liegt er bei 8 Sv/h, nach 30 Jahren liegt er bei 3 Sv/h und nach 80 Jahren bei 1 Sv/h. Wenn also nach etwas 10-15 Jahren nasser Lagerung im Absetzbecken des Reaktors ein Transport zu einem externen Zwischenlager vorgesehen ist, sind Strahlungswerte in der Größenordnung von 5 Sv/h in einem Abstand von einem Meter zu erwarten. Es ist zu beachten, dass im FRM-II inzwischen etwas höhere Abbrände durch eine Standzeiterhöhung der Brennelemente im Reaktorkern auf 60 Tage (statt ursprünglich 52 Tagen) erzielt werden. Dies führt automatisch auch zu einer etwas größeren Menge an Spaltprodukten im abgebrannten Brennstoff und damit zu einer etwas höheren Dosisrate. Die gezeigten Werte können somit als konservative Abschätzung für alle FRM-II Brennelemente, unabhängig von der Standzeit im Reaktor, dienen. Die Strahlungswerte typischer Brennelemente aus Leistungsreaktoren liegen deutlich höher als die Werte für die Brennelemente des FRM-II. Dies liegt vor allem an der höheren Gesamtmenge an Brennstoff pro Brennelement.

Frische unbestrahlte Leistungsreaktor-Brennelemente auf Basis von schwach angereichertem Uran sind für Proliferatoren nicht attraktiv, es sei denn es handelte sich um plutoniumhaltige MOX-Brennelemente. Demgegenüber sind die frischen Brennelemente des FRM-II sehr attraktiv für Proliferatoren: sie enthalten direkt waffenfähiges Material, das ohne allzu großen Aufwand extrahiert werden kann und sie besitzen keine Strahlungsbarriere (ebd.).

Die abgebrannten Brennelemente des FRM-II sollen zusammen mit anderem radioaktiven Abfall im Zwischenlager Ahaus aufbewahrt werden, bis ein Endlager zur Verfügung steht. Der physische Schutz entspricht, nach aktuellem Kenntnisstand, somit dem Standard für radioaktiven Abfall und nicht für Waffenmaterial. Da zunächst nur abgebrannte Brennelemente des FRM-II in CASTOR MTR-3 Behältern gelagert werden sollen, ist die Identifikation der zu entwendenden Behälter leicht.

Eine Analyse der Proliferationsgefahren für das Zwischenlager wird in zwei Optionen unterteilt: Risiko eines Diebstahls eines Transportbehälters und Risiko eines Diebstahls eines Brennelements. Beide beschriebenen Optionen gehen davon aus, dass der Angreifer das Zwischenlager betreten und wieder verlassen kann.

⁹ Hierbei handelt es sich nicht um gemessene Werte, sondern um Ergebnisse von Simulationsrechnungen, die mit großen Ungenauigkeiten behaftet sein können. Berücksichtigt werden müsste u.a. auch die stark richtungsabhängige Selbstabschirmung der Gammastrahlung durch die Brennelementstruktur.

Option 1: Risiko eines Diebstahls eines Transportbehälters

Ein Transportbehälter des Typs CASTOR MTR-3 kann 5 Brennelemente aus dem FRM-II aufnehmen. Das bedeutet, dass rund 37,5 kg HEU in einem solchen CASTOR MTR-3 vorhanden sind. Die Maße eines solchen Transportbehälters sind 1,63x1,43m. Das voll beladene Gewicht wird etwa 16 Tonnen betragen (Bozkurt/Becker/Landsiedel 2016). Der Abtransport kann, abgeleitet aus dem Gewicht und den Maßen, mit einem handelsüblichen LKW durchgeführt werden. Aufgrund des relativ geringen Gewichts dieser CASTOREN und der nicht vorhandenen Strahlenbarriere des CASTORs selbst müssen die abgebrannten Brennelemente des FRM-II im Zwischenlager als proliferationsgefährdet eingestuft werden.

Option 2: Risiko eines Diebstahls eines Brennelements

Zur Einschätzung des Risikos eines Diebstahls eines Brennelements müssen verschiedene Aspekte betrachtet werden: das Öffnen des CASTOR-Transportbehälters, die Strahlenbelastung für den Angreifer und der notwendige Abtransport. Der Zeitaufwand des Öffnens eines Transportbehälters wird auf 15-30 Minuten geschätzt (Hinton et al. 1996, S. 4-14). Glaser (2001b, S. 38) stellt fest, dass bei einer angenommenen Dosisleistung von 9 Sv/h und einer Entwendungsdauer von rund 20 Minuten, der Angreifer eine Gamma-Dosisleistung von 3 Sv aufnehmen würde. Wenn, wie oben beschrieben eine Gamma-Dosisleistung von 5 Sv/h angenommen wird, reduziert sich die aufgenommene Dosisleistung auf etwa die Hälfte. Beides würde wahrscheinlich zu keinen akuten Symptomen führen. Falls der Angreifer gewillt ist, dies in Kauf zu nehmen, stellt die radiologische Barriere in einem solchen Fall kein unüberbrückbares Hindernis dar. Der Abtransport eines ca. 50 kg schweren Brennelements ist vergleichsweise einfach. Daher kann festgestellt werden, dass das Risiko eines Diebstahls eines Brennelements des FRM-II aus dem Zwischenlager als nicht ausgeschlossen und proliferationsrelevant eingestuft werden muss.

Für die Transportwege in der Brennstoffkette und für die Lagerung beim Reaktor gelten dieselben Optionen, wenngleich die Rahmenbedingungen unterschiedlich sind.

Als besonders proliferationsgefährdet müssen die frischen unbestrahlten Brennelemente eingestuft werden, da diese über keine Strahlenbarriere verfügen und daher relativ einfach bearbeitet werden können. Die Extraktion von Uran aus unbestrahltem U_3Si_2 -Brennstoff, das ist der Typ Uransilizid-Brennstoff, der im FRM-II Verwendung findet, ist in der Literatur hinreichend beschrieben und unter Abwesenheit einer radiologischen Barriere einfach durchzuführen (Rodrigues/Gouge 1983). Ist der Brennstoff bereits bestrahlt und enthält Spaltprodukte, ist eine entsprechende Abschirmung wie bei der Wiederaufarbeitung anderer Brennstoffe notwendig. Ein zusätzlicher Schritt zur Abtrennung des Siliziums ist vor der eigentlichen Abtrennung des Urans erforderlich. Der eigentliche Extraktionsprozess für das Uran ist der gleiche wie bei unbestrahltem Brennstoff.

Der benötigte Zeitaufwand für das Fertigen einer Kernwaffe kann mit acht Wochen nach Akquise des Spaltmaterials in Form von abgebranntem Brennstoff abgeschätzt werden, sofern alle anderen Komponenten des Sprengkörpers bereits vorliegen (Hinton et al. 1996, S. 4-4).

Das Proliferationsrisiko könnte deutlich minimiert werden, wenn der abgebrannte HEU-Brennstoff mit abgereichertem Uran oder Natururan so gemischt werden könnte, dass die Anreicherung unter 20% sinkt – „Verdünnung“ des HEU mit Uran-238 (vgl. Kapitel 6.1.2).

3.2 Die Gefahr der Rekritikalität

Aufgrund des immer noch hohen Gehaltes an spaltbarem Uran-235 in den abgebrannten Brennelementen besteht die Gefahr der Rekritikalität des spaltfähigen Materials (vergleiche dazu ausführlicher Kapitel 4.2.).

Neben dem bereits erwähnten Proliferationsrisiko ist auch die Minimierung des Risikos von Kritikalitätsereignissen ein wichtiger Aspekt der Forderung nach „Verdünnung“ des eingelagerten HEU-Brenn-

stoffs. Dies wird für die abgebrannten FRM-II-Brennelemente auch von Betreiberseite eingeräumt (Nuding 2000a). Es heißt dort – allerdings mit Bezug auf die Endlagerung –, dass „*durch eine Verdünnung mit abgereichertem Uran leicht eine Anreicherung von 20% Uran-235 oder weniger erreicht werden [kann], so dass die Gefahren einer Kritikalität und der Proliferation praktisch überwunden werden*“. In einem Bericht der GRS (Gesellschaft für Reaktorsicherheit 2012, S. 9f.) wird angenommen, dass die abgebrannten Brennelemente von Forschungsreaktoren direkt im CASTOR MTR-2 in ein Endlager eingelagert werden, auch wenn entsprechende konkrete Planungen noch nicht existieren. Sollten die CASTOR MTR-3 Behälter mit FRM-II Brennelementen ebenfalls gleichzeitig die Endlagerbehälter sein, würde sich die Notwendigkeit der Vorsorge betreffend Rekritikalität zeitlich jedenfalls bereits auf die Zwischenlagerung vorverlagern. Das hochangereicherte Uran, das sich in den abgebrannten FRM-II-Brennstäben befindet, enthält noch ungefähr 87% Uran-235. Um einen Uran-235 Gehalt von weniger als 20% zu erzielen, ist eine mehrfache Verdünnung mit Natururan oder abgereichertem Uran notwendig. Der genaue Wert ist davon abhängig, welches Uran hierfür verwendet wird. Bei der Verwendung von abgereichertem Uran (Uran-235 Gehalt von 0,3% Uran-235) wird eine geringere Verdünnung benötigt als bei der Verwendung von Uran aus abgebrannten Leistungsreaktor-Brennelementen, deren Uran-235 Gehalt im niedrigen einstelligen Prozentbereich liegt. Wenn keine „Verdünnung“ des HEU vorgenommen wird, müssten andere geeignete Vorkehrungen getroffen werden.

Grundsätzlich kann die Gefahr einer Rekritikalität, solange der Transport- und Lagerbehälter intakt ist, als gering eingeschätzt werden. Dies setzt voraus, dass mögliche Degradationserscheinungen wie das Korrosionsverhalten des Hüllmaterials, Versprödung von Brennstoff und/oder Hüllmaterial oder auch die Diffusion von gasförmigen Spaltprodukten beobachtet werden und gegebenenfalls Gegenmaßnahmen getroffen werden (IAEA 2009, S. 22).

Im Zwischenlager wird eine mögliche Rekritikalität vor allem bei Einwirkung von außen wie beispielsweise durch einen Flugzeugabsturz relevant. Auf dieses Risiko wird im nächsten Abschnitt genauer eingegangen. In diesem Fall könnte die Integrität der Lagerbehälter kompromittiert werden. Das mögliche Risiko eines solchen Integritätsverlusts wird gesteigert, sollte die Kapazität eines Lagers durch eine dichtere Bepackung erhöht werden. In den USA ist dieses Verfahren zum Umgang mit begrenzten Lagerkapazitäten üblich.

3.3 Schutz gegen Flugzeugabstürze

Das Nasslager (Absetzbecken) am Reaktorstandort in Garching befindet sich innerhalb des Reaktorgebäudes. Dieses Gebäude ist gemäß der 3. Teilgenehmigung auf einem Niveau gegen Flugzeugabstürze gesichert wie es für Leichtwasserreaktoren üblich ist (Reaktorsicherheitskommission 2001, 2012). Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) kommt aufgrund der Auslegung des Reaktorgebäudes und der bau- und anlagentechnischen Gegebenheiten zu dem Schluss, dass die Anlage den Schutzgrad 3 erfüllt. (ebd.). Dies besagt, dass das „Schutzniveau des Reaktorgebäudes auf Basis der Last-Zeit-Funktion gemäß RSK-Leitlinien sowie Erhalt der vitalen Sicherheitsfunktionen bei einer Last-Zeit-Funktion sowie einem Treibstoffbrand eines großen Verkehrsflugzeuges“ entspricht (ebd., S. 26). Die RSK stützt ihre Analyse auf Daten des Betreibers, welcher in einer weiterführenden Analyse durch den TÜV Süddeutschland einen gezielten Absturz einer vollgetankten Boeing 747-400 untersuchen ließ. Die Ergebnisse sind als amtliche Verschlussache eingestuft, wurden jedoch der RSK für die ad-hoc-AG Forschungsreaktoren zur Verfügung gestellt (ebd., S. 51). Eine Bewertung der gutachterlichen Stellungnahme des TÜV Süddeutschland war den Autoren des Gutachtens aufgrund der Klassifikation des Dokumentes nicht möglich.

Für den Transport und die Lagerung im Zwischenlager sollen die abgebrannten Brennelemente des FRM-II in speziell dafür entwickelte Behälter gepackt werden. Castoren des Typs MTR-3 sind hierfür vorgesehen. Diese Behälter vom Typ Castor MTR-3 sind noch in der Entwicklungsphase. Es liegt noch keine Genehmigung für die Einlagerung dieser Castoren in Ahaus vor. Mit einer Genehmigung wird für

das zweite Quartal 2018 gerechnet. Der erste Transport ist für das Jahr 2018 geplant, weitere Transporte wurden noch nicht geplant (Deutscher Bundestag 2015, 2014c).

Ein Castor MTR-3 bietet Raum für fünf abgebrannte FRM-II Brennelemente. Die bereits in Verwendung stehenden Castoren MTR-2 müssen den Beschuss mit dem Gewicht von etwa einer Tonne mit einer Geschwindigkeit nahe der Schallgeschwindigkeit aushalten. Als Beispiel kann angeführt werden, dass das Kampfflugzeug Phantom F-4E ein Leergewicht von 15 Tonnen hat und mit knapp 10 Tonnen Treibstoff befüllt werden kann. In Bodennähe ist ihre Höchstgeschwindigkeit ungefähr Schallgeschwindigkeit. In wie weit der Castor Behälter einem Flugzeugabsturz standhält, lässt sich somit aus den durchgeführten Tests nicht direkt ableiten.

Die Castor-Behälter des Typs MTR-3 mit den Brennelementen aus dem FRM-II sollen in Ahaus im Transportbehälterlager eingelagert werden. Die Analyse im Rahmen der Stresstests der Entsorgungskommission ergab, dass das TBL-A die Anforderung des mechanischen und thermischen Schutzgrades 3 für den Fall eines Flugzeugabsturzes erfüllt. Es wurde angeführt, dass ein Flugzeugabsturz auf das Transportbehälterlager Ahaus zu einem Einsturz von Wänden und Decken führen kann und das Eindringen von Flugzeugteilen und Kerosin (mit anschließendem Kerosinbrand) möglich ist, jedoch keine Freisetzungen zu erwarten sind (Entsorgungskommission 2013, S. 153).

Im Jahr 2010 wurde der Beschluss gefasst, dass alle Zwischenlager in Deutschland ertüchtigt werden sollten (BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2012). Vor dem Hintergrund möglicher Einwirkungen Dritter wurden an allen Zwischenlagern in Deutschland bauliche Maßnahmen eingeleitet. Für Ahaus ist der Bau einer zusätzlichen Schutzwand um die Lagerhallen geplant, welche einen abgedeckten Kanal für den Kerosinablauf beinhaltet. (GNS - Gesellschaft für Nuklear-Service 2014b). Der aktuelle Stand, was die Realisierung solcher Maßnahmen angeht, ist den Autoren des Gutachtens nicht bekannt, ebenso wenig die speziellen geplanten Maßnahmen und die Wanddicken der zusätzlichen Schutzwand, da diese Details der Geheimhaltung unterliegen und als Verschluss-sache behandelt werden (BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2012).

3.4 Einschätzung der Zwischenlagerung

Bei Betrachtung der Risiken, die durch die Zwischenlagerung von HEU-haltigen abgebrannten Brennelementen, wie sie insbesondere durch den Betrieb des FRM-II anfallen, spielen zwei Aspekte eine Rolle: die Gefahr der Rekritikalität und die Gefahr der Proliferation. Im Zwischenlager Ahaus wird radioaktiver Abfall aus unterschiedlichsten Quellen gelagert. Solange die Lagerbehälter intakt sind, entsteht durch die FRM-II-Brennelemente keine zusätzliche Gefahr. Nur im Falle eines schwerwiegenden Unfallszenarios während des Transports oder der Lagerung wie beispielsweise einem Flugzeugabsturz könnte die Integrität ggf. nicht mehr gesichert und der physische Schutz des Spaltmaterials verletzt sein. In einem solchen extremen Fall könnte es sowohl unter entsprechenden Umständen zu einer Rekritikalität des Materials kommen als auch zu einem Austritt von Radionukliden in die Umwelt.

Die Situation ist eine andere für die Proliferationsgefahr. Die abgebrannten Brennelemente des FRM-II enthalten jeweils noch ungefähr 7,5 kg hochangereichertes Uran und sind damit für einen möglichen Akteur das bei weitem attraktivste Spaltmaterial in einem Zwischenlager. Der Transport- und Lagerbehälter CASTOR MTR-3, der für die FRM-II-Abfälle entwickelt wird, würde 37,5 kg HEU enthalten (5 Brennelemente pro CASTOR). Abgebrannte Brennelemente haben einen gewissen Selbstschutz durch die Strahlendosis, die sie aussenden. Während die IAEO eine Strahlenbelastung in einem Meter Abstand von mehr als 1 Sv/h als sich weitgehend selbst schützend ansieht, empfiehlt die US National Academies of Sciences einen Referenzwert von 5 Sv/h. Unter Berücksichtigung der Einschätzung, dass sich Angreifer nur kurze Zeit in unmittelbarer Nähe des Brennelementes aufhalten müssten, wären

weit höhere Dosisraten als 15 Sv/h akzeptabel, um unmittelbare gesundheitliche Schäden zu vermeiden. So werden inzwischen Dosisraten von bis zu 100 Sv/h als selbstschützender Grenzwert vorgeschlagen.

Der physische Schutz von Zwischenlagern entspricht, nach aktuellem Kenntnisstand, dem Standard für die Lagerung von radioaktiven Abfall und nicht demjenigen für die Lagerung von Waffenmaterial. Unter der Voraussetzung, dass Angreifer das Zwischenlager betreten und wieder verlassen können, sind Diebstahlsszenarien möglich. Ein Abtransport eines ca. 50 kg schweren Brennelements wäre vergleichsweise einfach. Daher ist das Risiko eines Diebstahls eines Brennelements des FRM-II aus dem Zwischenlager als nicht ausgeschlossen und damit proliferationsrelevant einzustufen. Zusätzlich ist anzumerken, dass die Strahlenbarriere der Brennelemente exponentiell über die Zeit abnimmt. Ein CASTOR MTR-3 würde etwa 37,5 kg HEU enthalten. Die Maße und das Gewicht (etwa 16 Tonnen) sind noch klein genug, um auch einen etwaigen Abtransport des ganzen Behälters durch Proliferatoren möglich zu machen. Der CASTOR selbst hat keinen Selbstschutz durch radioaktive Strahlung.

Laut der 3. Teilgenehmigung für den FRM-II besteht das Konzept der Lagerung in der „Zwischenlagerung in einem Transportbehälterlager und darauf folgend der direkten Endlagerung“ (Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen 2003). Ferner ist dort festgehalten, dass „ein Konditionierungskonzept entwickelt worden (sei), das eine Unterkritikalität des im FRM-II eingesetzten Brennstoffs selbst unter ungünstigen Endlagerbedingungen gewährleistet“. Auch die Reaktor-Sicherheitskommission hält eine „Konditionierung durch Zumischung von abgereichertem Uran zur Verminderung der Restanreicherung für unumgänglich“ (Reaktorsicherheitskommission 2001, S. 84).

Laut Planung soll im Jahr 2018 mit dem Transport von FRM-II Elementen nach Ahaus begonnen werden. Zu diesem Zweck sollen dann jeweils fünf Brennelemente ohne vorherige Konditionierung in einen CASTOR-Behälter, voraussichtlich vom Typ MTR-3 geladen werden. Geht man von ähnlichen Charakteristiken wie für den CASTOR MTR-2 Behälter aus, wäre eine direkte Endlagerung derselben möglich. Dies widerspricht allerdings dem Gebot der vorherigen Konditionierung mit Anreicherungsreduktion („Verdünnung“). Ansonsten müssten die Brennelemente zum gegebenen Zeitpunkt dann wieder aus dem CASTOR-Behälter entnommen werden. Wird nach wie vor der in der 3. Teilgenehmigung festgeschriebene Entsorgungsweg einer direkten Endlagerung nach vorheriger Konditionierung angestrebt, würde der baldige Abtransport abgebrannter Brennelemente in das Zwischenlager Ahaus somit ein späteres Öffnen und wiederholtes Umlagern des Spaltmaterials erfordern. Folgerichtiger wäre demnach die Konditionierung bereits vor der Zwischenlagerung in den Transporthältern MTR-3 – insbesondere sofern sie gleichzeitig als Endlagerungsbehälter vorgesehen sind. Für eine Option der Konditionierung für die Zwischenlagerung wurde offenbar in der Vergangenheit nicht gesorgt. Ein Zuwarten mit dem möglicherweise bald zu erfolgenden Abtransporten abgebrannter Brennelemente zum Zwischenlager – bis eine entsprechende Konditionierungsmöglichkeit zur Verfügung steht – würde möglicherweise zu einer Unterbrechung des Reaktorbetriebes führen können, da im Abklingbecken bald nicht mehr ausreichend Stellplätze zur Verfügung stehen.

Eine frühzeitige Konditionierung der abgebrannten HEU-Brennelemente würde jedenfalls die oben beschriebenen Probleme lösen, die ansonsten auf dem gesamten zeitlich langen Weg bis zum Verschluss eines Endlagers weiterbestehen würden.

4 Welche Probleme können diese HEU-haltigen Abfälle bei einer Endlagerung in Deutschland verursachen?

Prinzipiell kann die Endlagerung von hochradioaktiven Abfällen in drei zeitliche Phasen unterteilt werden: in einer ersten Phase, der Einlagerungs- oder Betriebsphase, ist das Endlager noch nicht geschlossen. In dieser Phase werden die radioaktiven Abfälle im Endlager eingelagert. Es können auch neue Einlagerungsbereiche errichtet oder bereits vollständig belegte Bereiche verschlossen werden. Eine Verschließung ist erst nach einem gewissen Beobachtungszeitraum möglich. In diesem wird überwacht, ob die Entwicklung des Endlagers den Erwartungen entspricht. Ist das gesamte Endlager verschlossen, werden die obertägigen Anlagen zurückgebaut und es beginnt die zweite Phase, in der nur noch wenig Einfluss auf die Entwicklung des Endlagers genommen werden kann. In dieser zweiten Phase sind die menschen-gemachten Barrieren, vor allem die Lagerbehälter, noch intakt. In einer dritten Phase beginnt deren Zersetzung und es verbleiben nur die geologischen Barrieren, um die radioaktiven Stoffe zurückzuhalten. Wie gut die im radioaktiven Abfall enthaltenen Radionuklide langfristig von der Biosphäre zurückgehalten werden können, ist wesentlich für die Beurteilung verschiedener Endlagerkonzepte. Für die Beurteilung ist sowohl der Nachweis wesentlich, dass die im radioaktiven Abfall enthaltenen Radionuklide sicher von der Biosphäre zurückgehalten werden als auch, dass es nicht zu einem Rekritikalitätsereignis kommen kann.

Die Möglichkeit der direkten Endlagerung abgebrannter Brennelemente wurde in Deutschland erst seit Ende der 1970er Jahre untersucht (Closs et al. 1980, 1985). Bei der direkten Endlagerung müssen die abgebrannten Brennelemente zunächst viele Jahre (oder eher Jahrzehnte) zwischengelagert werden, dafür entfällt aber der große Aufwand einer Wiederaufarbeitung der Brennelemente. Dieser Entsorgungsweg wird als technisch realisierbar angesehen und ist rechtlich der derzeit einzige Weg zur Entsorgung von abgebrannten Brennelementen aus Leistungsreaktoren (vgl. auch Kapitel 6.1.3).

In Deutschland durchgeführte Studien beschäftigen sich fast ausschließlich mit der Endlagerung von Brennelementen aus Leistungsreaktoren. Es bestand bis jetzt kaum die Notwendigkeit, die Endlagerfähigkeit der abgebrannten Brennelemente aus Forschungsreaktoren näher zu untersuchen, da praktisch alle Brennelemente zur Wiederaufarbeitung oder Konditionierung vom Lieferland zurückgenommen oder ersatzweise von anderen Ländern übernommen wurden.

Es liegen nur wenig belastbare Studien zur Einlagerung von abgebrannten Brennstoffen aus Forschungsreaktoren vor, die auch an die deutschen Bedingungen und die deutsche Rechtslage angepasst sind. Solche Forschungsreaktor-Brennelemente unterscheiden sich jedoch grundsätzlich von Leistungsreaktor-Brennelementen. Der Hauptunterschied ist der Spaltmaterialanteil. Während abgebrannte Leistungsreaktor-Brennelemente normalerweise nur noch 1-2% Uran-235 und ungefähr 1% Plutonium enthalten, liegt der Spaltmaterialanteil in abgebrannten Forschungsreaktor-Brennelementen etwas höher – im Fall von HEU-Brennelementen deutlich höher. Bei Brennelementen aus Forschungsreaktoren die mit LEU (<20% Uran-235) betrieben werden, liegt der verbleibende Anteil an Uran-235 in den abgebrannten Brennelementen bei etwa 13%. Bei Brennelementen aus Forschungsreaktoren die mit HEU betrieben werden, ist der im verbrauchten Brennstoff verbleibende Anteil an Uran-235 deutlich höher. So liegt beispielsweise der Spaltstoffanteil von abgebrannten HEU-Brennelementen des FRM-II bei ungefähr 87%.

Ein weiterer wesentlicher Unterschied liegt in der chemischen Zusammensetzung und Struktur der Brennelemente aus Forschungsreaktoren und Leistungsreaktoren. In Jülich wurden Untersuchungen zur möglichen Nuklidfreisetzung aus Forschungsreaktor-Brennelementen unter simulierten Endlagerbedingungen experimentell untersucht (Brücher/Curtius/Fachinger 2001). Dabei zeigt sich, dass die Standzeit der Aluminiumhülle von Forschungsreaktor-Brennelementen unter der Einwirkung von Salzlauge sehr gering ist. Sie beträgt nur wenige Monate. Die Brennelementhülle kann somit unter

Störfallbedingungen, anders als bei Zircalloy-Brennelementhüllen wie sie in Leistungsreaktoren verwendet werden, keinen signifikanten Beitrag zur Sicherheit des Abfallgebundes über längere Zeiträume leisten. Dies ist vor allem für den Nachweis der Kritikalitätssicherheit der einzulagernden Gebinde wichtig.

Der Brennstoff des FRM-II stellt noch einmal einen Sonderfall dar. Es handelt sich dabei um Uransilizid-Brennstoff mit einer Anfangsanreicherung von 93% in Uran-235. Dieser Brennstofftyp wurde in seiner niedrig angereicherten Form im Rahmen des US-amerikanischen RERTR Programms und des deutschen AF (Anreicherungsreduktion Forschungsreaktoren)-Programms entwickelt, um Forschungsreaktoren von HEU- auf LEU-Brennstoff umrüsten zu können. Uransilizid-Brennstoff in hochangereicherter Form ist daher ein absoluter Sonderfall. Die Entsorgung des abgebrannten Brennstoffes des FRM-II stellt somit besondere Herausforderungen, da es weltweit keinen vergleichbaren Fall von hochangereichertem Uransilizid-Brennstoff gibt.

4.1 Proliferationsgefahr im Endlager

Die FRM-II-Brennelemente sind weder mit LEU-Brennelementen anderer Forschungsreaktoren noch mit denen aus Leistungsreaktoren direkt vergleichbar, da sie bei Entladung immer noch Uran mit einer Anreicherung von 87% enthalten, das sehr attraktiv für den Bau einer Kernwaffe ist. Sofern eine Endlagerung ohne vorherige Verdünnung mit Uran-238 erfolgt, muss der Tatsache Rechnung getragen werden, dass dieses Material für einen möglichen Proliferator hoch attraktiv ist.

Die Gefahr einer unautorisierten Entnahme dieses kernwaffentauglichen Materials besteht insbesondere in der ersten Phase, wenn das Endlager noch nicht verschlossen ist. In dieser Phase ist es grundsätzlich möglich, dass Unbefugte eindringen und ein oder auch mehrere Gebinde entwenden. Durch Überlegungen zur möglichen Rückholbarkeit und auch zur Bergbarkeit der eingelagerten Abfallgebände auch nach dem Verschluss des Endlagers wird die Phase, in der eine Entnahme aus dem Endlager noch verhältnismäßig einfach zu bewerkstelligen ist, tendenziell verlängert (Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe 2016, S. 64). Das Proliferationsrisiko, insbesondere durch direkt endgelagerte hoch angereicherte Brennelemente aus dem FRM-II, steigt mit der Zeit, da die Strahlenbarriere mit der Zeit signifikant abnimmt (vergleiche dazu Kapitel 3.1).

Nach 80 Jahren liegt die Dosisrate durch Gammastrahlung in einem Meter Abstand bei 1 Sv/h (Sievert pro Stunde) (Glaser 2001b; a) – dies könnte grob der Zeitdauer entsprechen, die von der Entladung von Brennelementen aus dem FRM-II bis zum Zeitpunkt der tatsächlichen Endlagerung verstreicht. Erst ab einer Strahlungsbelastung von ungefähr 1 Sv/h dominieren deterministische anstelle statistischer Strahlungsfolgen die gesundheitlichen Effekte auf den menschlichen Körper. Von einem Selbstschutz der abgebrannten Brennelemente durch die von ihnen ausgehende radioaktive Strahlung kann zum Zeitpunkt der Endlagerung nicht mehr ausgegangen werden (vgl. Ausführungen in Kap. 3.1). Legt man die Annahmen des Proliferation Red Team Report (Hinton et al. 1996, S. 4–14) zugrunde, welcher davon ausgeht, dass der Zeitaufwand für das Öffnen eines Transport- bzw. Lagerbehälters 15-30 Minuten beträgt, liegt die Gamma-Dosis für einen Angreifer bei 0,25-0,5 Sv. Ein potenzieller Proliferator könnte durchaus gewillt sein, ein solches Risiko einzugehen. (vgl. Kapitel 3.1)

Festzuhalten ist, dass eine sehr geringe Anzahl von Brennelementen ausreicht, um eine signifikante Menge HEU zu erhalten. Für den Fall, dass die Option der direkten Endlagerung in CASTOR MTR-3 Behältern verfolgt wird, befinden sich fünf Brennelemente in einem solchen Behälter, der dann bereits für Transport und Zwischenlagerung verwendet wurde. Jedes dieser fünf Brennelemente aus dem FRM-II enthält rund 7,5kg HEU, jeder CASTOR MTR-3 also 37,5 kg HEU. Ein Brennelement aus dem FRM-II ist rund 1,1m hoch, hat einen Durchmesser von 22cm und wiegt rund 50kg (siehe Kapitel 3.1). Die Größe und das Gewicht eines derartigen Brennelements ermöglichen einem potenziellen Proliferator einen vergleichsweise einfachen Transport und erfordern auf der anderen Seite die Notwendigkeit eines sehr gut funktionierenden Monitorings, damit kein Material unentdeckt entfernt werden kann.

Daraus abgeleitet lässt sich festhalten, dass für ein Endlager in welchem solcherart Brennelemente mit waffentauglichem Uran eingelagert werden, besondere Sicherungsmaßnahmen und Maßnahmen des physischen Schutzes zu treffen wären. Diese müssten bislang diskutierte Maßnahmen in Hinblick auf die Einlagerung plutoniumhaltiger Abfälle (vgl. z.B. IAEA 2010) aufgrund der anderen Eigenschaften der Abfallgebinde möglicherweise übersteigen.

Vor dem Hintergrund der Empfehlungen der Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe (Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe 2016, S. 64) zur Rückholbarkeit und Bergbarkeit von Endlagerbehältern für sehr lange Zeiträume und den daraus entstehenden Dynamiken erscheint die Entwicklung eines wirksamen Langzeitsicherheits- und Monitoringkonzepts für ein Endlager mit direkt eingelagerten HEU-Brennelementen vom Typ des FRM-II zwingend.¹⁰

Die Proliferationsgefahr und die damit verbundenen Sicherheitsanforderungen für ein Endlager, hängen sehr stark von der gewählten Konditionierung für die FRM-II Brennelemente ab. Wird eine Verdünnung auf weniger als 20% Uran-235 durchgeführt, wäre das eingelagerte Material proliferations-technisch gesehen nicht mehr sonderlich attraktiv, denn nach seiner Entwendung wäre eine Neu-anreicherung des danach abgetrennten Urans erforderlich, um eine Waffennutzung zu ermöglichen. Die Betreiberseite ging sogar von einer Verdünnung auf etwa 10-15% in Uran-235 aus (Nuding 2000a). Die Überlegungen zur notwendigen Verdünnung des abgebrannten Brennstoffes sind allerdings bereits von der Gefahr der Rekritikalität her notwendig.

4.2 Rekritikalität im Endlager

Als "kritisch" wird in der Reaktortechnik ein System beschrieben, das gerade so viele freie Neutronen produziert, dass eine Kettenreaktion aufrechterhalten werden kann. Im Leistungsbetrieb wird z.B. ein Reaktor in einem solchen Zustand gehalten und erzeugt Energie. In einem abgeschalteten System gilt es, eine selbständige Kettenreaktion zu vermeiden, was durch eine geeignete geometrische Anordnung oder Neutronenabsorber geschehen kann. Als "Rekritikalität" wird bezeichnet, wenn ein solches System dennoch wieder kritisch wird. In einem Endlager ist ein Szenario vorstellbar, bei dem durch Moderation¹¹ der Neutronen durch umliegenden Wirtsgestein und/oder Wasser Rekritikalität erreicht wird. Dies muss durch das Design – Einbringung von Neutronenabsorbern, Materialmenge und Geometrie – der Endlagergebinde unterbunden werden (Kastenberget al. 1996, S. 298). Bei einem Kritikalitätsereignis steigt der Wärmeeintrag in das Endlager signifikant. Gleichzeitig wird das radioaktive Inventar durch die Produktion von zusätzlichen Spaltprodukten verändert. Das Potential für Freisetzungen von radioaktivem Material an der Oberfläche durch Rekritikalität wird insgesamt als eher gering gesehen. So gibt Closs (2001) die freiwerdende Leistung mit maximal einigen zehn-kW an und erwartet keine Auswirkung auf die geologische Formation. Andererseits betonen Kastenberget u.a. (1996, S. 305), dass vor allem für Abfall, der nahe am Haupttunnelsystem des Endlagers eingelagert wird, das Potential für Freisetzungen an die Oberfläche wesentlich von der Ausführung der Rückbefüllung dieser Tunnelsysteme abhängt.

Vorhandene Studien befassen sich fast ausschließlich mit der Gefahr der Rekritikalität bei der Endlagerung von abgebrannten Brennelementen aus Leistungsreaktoren. Deren Spaltstoffgehalt liegt i.d.R. bei bis zu 3% (bei niedrigem Abbrand ggf. etwas höher). Je höher die Anreicherung des Brennstoffs in Uran-235, desto leichter ist es eine Kettenreaktion aufrechtzuerhalten. Das spiegelt sich in den kritischen Massen¹² für die verschiedenen Anreicherungsgrade wider. So weist Glaser (2001a, S. 18) die

¹⁰ Da in dieser Zeitphase insbesondere staatliche Akteure – zumindest theoretisch – Zugriffsmöglichkeiten hätten, wären Anforderungen an internationale Sicherungsmaßnahmen erwartbar.

¹¹ Moderation bedeutet, es ist ein anderer Stoff vorhanden, der die entstehenden Neutronen abbremst und so die Wahrscheinlichkeit für eine weitere Kernspaltung erhöht

¹² Die kritische Masse ist die minimale Menge eines Materials, in der eine Kettenreaktion aufrechterhalten werden kann.

kritische Masse für unmoderiertes Uranmetall mit etwa 1000 kg bei einer Anreicherung von 13%, aber bei einer Anreicherung von 87% mit nur 22 kg aus. Der in einem Endlager realistische Fall ist allerdings – je nach Endlagerumgebung – die homogene Lösung des Urans entweder in Wasser oder Salzlauge. In diesen Fällen ist die kritische Masse aufgrund der moderierenden Eigenschaften der Flüssigkeiten deutlich geringer als im unmoderierten Fall. Bei der Lagerung in einem Salzbergwerk, einer der in Deutschland betrachteten Optionen, würde das Uran in Salzlauge gelöst.¹³ Bei einer Anreicherung von 87% beträgt die kritische Masse dann knapp 6 kg. Somit könnte im Fall der vollständigen Auflösung des Uraninventars, das durch die kurze Standzeit der Aluminiumhülle in Salzlauge noch begünstigt wird, ein einziges abgebranntes Brennelement des FRM-II zu einem Kritikalitätsereignis im Endlager führen. Im Gegensatz dazu ist bei typischen, aus Forschungsreaktoren entladenen LEU-Brennelementen ein Inventar aus wesentlich mehr Brennelementen notwendig, um unter ungünstigen Umständen ein Kritikalitätsereignis auslösen zu können. Beispielsweise bedarf es des Inventars von mehr als 50 Brennelementen aus dem BER-II¹⁴ um ein Kritikalitätsereignis ermöglichen zu können (ebd., S. 18, 25). Der Einfluss der Anreicherung auf das Risiko einer Rekritikalität zeigt sich auch darin, dass für das Auftreten von Kritikalitätsereignissen im Endlager die Reduzierung des Neutronen absorbierenden Anteils an Uran-238 im betrachteten Material ein entscheidender erster Schritt ist (Kastenberg et al. 1996). Dieser Anteil kann zum Beispiel durch Auswaschung reduziert werden. Bei den HEU-Brennelementen des FRM-II ist der Schutz durch ausreichendes Vorhandensein von Uran-238 von vorne herein nicht gegeben.

Bei der vorläufigen Sicherheitsanalyse für das Endlager Gorleben wurden auch die endzulagernden Brennstoffe aus den deutschen Forschungsreaktoren betrachtet. Bei den dazu betrachteten Behältern (Castor MTR-2) kann für alle Brennstoffe – außer für die des FRM-II – direkt nachgewiesen werden, dass die eingelagerte Masse an Spaltmaterial je Behälter unterkritisch bleibt (Gesellschaft für Reaktorsicherheit 2012, S. 9). Nur für Behälter, die FRM-II-Brennstoff enthalten, wäre die Bildung einer kritischen Masse in saliner Umgebung möglich (ebd., S. 199). Die GRS ging davon aus, dass in einem noch weitgehend intakten Behälter, der nur ein (statt fünf) Brennelement enthält, Kritikalität vermeidbar wäre. Ob diese Aussage einer Langzeitsicherheitsanalyse standhält, bleibt offen.

Eine Studie von Kastenberg u.a. (1996, S. 305) arbeitet Unterschiede hinsichtlich des Kritikalitätsrisikos bei der Einlagerung von HEU-Brennstoff gegenüber LEU-Brennstoff heraus. Mittels einer Ereignisbaumanalyse werden die notwendigen Voraussetzungen identifiziert, die zu einer Rekritikalität führen können (und in weiterer Folge zu einer radioaktiven Freisetzung). Einen wesentlichen Einfluss haben dabei naturgemäß die geologischen Gegebenheiten, jedoch gibt es grundsätzliche Eigenschaften, die HEU-Brennstoffe in Bezug auf Rekritikalitätsereignisse ungeeignet zur direkten Endlagerung machen. In Phase 3 eines Endlagers¹⁵ sind die menschengemachten Barrieren bereits durchbrochen und Uran kann ausgewaschen werden und sich außerhalb des Endlagers wieder ablagern. Solche geochemischen Prozesse sind aus Uranlagerstätten bekannt. Die genannte Analyse zeigt, dass sich in einem solchen Fall für hochangereicherten Brennstoff genügend Uran-235 akkumulieren kann, um eine (über)kritische Masse zu erzeugen. Diese Gefahr wird bei Brennstoff aus Leistungsreaktoren nicht gesehen. Als direkte Schlussfolgerung wird von den Autoren empfohlen, eine mögliche Kritikalität im Endlager durch die vorherige Verdünnung des hochangereicherten Urans mit abgereichertem Uran zu

¹³ Die nachfolgenden Überlegungen am Beispiel einer Endlagerung in Salz gelten im übertragenen Sinne auch für andere Endlagerformationen im Fall eines Wassereintritts. Dann sind die im Folgenden beschriebenen Verhältnisse nicht unähnlich.

¹⁴ Gebrauchte Brennelemente des BER-II werden jedenfalls in Deutschland endzulagern sein, da die Rückführung in die USA seit 2016 nicht mehr möglich ist. Ein abgebranntes BER-II-Brennelement beinhaltet ~320g Uran-235, in einem abgebrannten FRM-II Brennelement befinden sich etwa 7,5 kg Uran-235 (Glaser 2001b, S. 25).

¹⁵ Aufgrund der langen Halbwertszeit von Uran-235 (700.000 Jahre) kann davon ausgegangen werden, dass sich die Isotopenzusammensetzung zu diesem Zeitpunkt nicht wesentlich geändert hat.

vermeiden (ebd., S. 307). Diese Meinung wird auch von der Reaktorsicherheitskommission geteilt (Reaktorsicherheitskommission 2001, S. 84).

Der Fakt, dass bei den Endlagerkonzepten nur an die Leistungsreaktoren gedacht und das HEU-Problem durch Forschungsreaktoren verdrängt wurde, wurde auch bei der Internationalen Atomenergieorganisation erkannt (IAEA 2009, S. 3):

"For the most advanced studies of geological repositories, the problems associated with the much higher levels of enrichment of research reactors, compared with power reactor fuels, have not been reported in the open literature (...) This effectively means that without further long and expensive studies, some form of pre-dilution treatment of research reactor spent fuel may be required before they can be considered for final disposition in a geological repository designed for power reactor fuel."

Es ergibt sich für HEU-Brennstoffe eine deutlich reduzierte Flexibilität hinsichtlich denkbarer Konzepte zur Endlagerung. Bezeichnenderweise gibt es weltweit kein Entsorgungsprogramm, das die direkte Endlagerung von hochangereichertem Uran vorsieht. Im Vergleich hierzu ist die direkte Endlagerung von LEU-Brennstoffen technologisch möglich und erfordert keine vorherige Wiederaufarbeitung oder Konditionierung.

4.3 Internationale Ansätze für den Umgang mit abgebranntem HEU-Brennstoff

Lösungsansätze für den Umgang mit hochradioaktivem Atommüll, der HEU enthält, müssen insbesondere in Ländern gefunden werden, die selbst große Mengen an HEU in Forschungsreaktoren genutzt haben und entsprechendes Material in andere Länder exportiert und nach der Nutzung zurückgeholt haben.

Ein Hauptakteur sind dabei die USA, die zunächst aufgrund bilateraler Übereinkünfte und seit 1996 aufgrund des Foreign Research Reactor Spent Nuclear Fuel (FRRSNF) Acceptance Programms gebrauchten Brennstoff aus ausländischen Forschungsreaktoren zurückgenommen haben (U.S. Department of Energy 1996). Ziel ist es dabei, eine Reduktion und letztlich eine Elimination von hochangereichertem Uran aus zivilen Einrichtungen weltweit zu erreichen. Das FRRSNF Programm endet im Jahr 2016 mit Rückführungen bis 2019, mit Ausnahmen für Österreich (2025) und Japan (2029) (Nigam 2014, S. 8). Um die Jahrhundertwende wurden in den USA intensive Diskussionen über die verschiedenen Optionen der Entsorgung von abgebrannten HEU-Brennstoff geführt. Mögliche umwelttechnische Auswirkungen wurden in einen Environmental Impact Statement für die Anlage zur Behandlung von HEU-haltige radioaktiven Abfällen, die auf dem Gelände der Savannah River Site (SRS) eingelagert werden, diskutiert (U.S. Department of Energy 2000a).

Im Jahr 2000 wurde dann entschieden, dass das sogenannte Melt & Dilute-Verfahren (siehe ausführlicher im Kapitel 6.1.2) präferiert wird. Das Verfahren war zum damaligen Zeitpunkt noch in der Anfangsphase seiner Entwicklung (U.S. Department of Energy 2000b). Bei dem Melt & Dilute-Verfahren werden die verschiedenartigen Typen von HEU-Brennelementen gegebenenfalls gemeinsam eingeschmolzen, mit abgereichertem Uran vermischt, um den Anteil von Uran-235 auf unter 20% abzusenken, und man erhält eine homogene Masse, die eingelagert werden kann. Dieses Verfahren bietet sowohl proliferationsstechnisch, als auch was das benötigte Volumen im Endlager und die Vermeidung möglicher Rekritikalität angeht, erhebliche Vorteile¹⁶. Zusätzlich bietet das Melt & Dilute-Verfahren den Vorzug, dass die einzulagernden Stoffe einheitlichere physikalische und chemische Eigenschaften

¹⁶ Das Melt & Dilute-Verfahren wurde damals als für Deutschland nicht so relevant angesehen (Closs 2001), da der Anteil an radioaktivem Abfall, der vor der Konditionierung für das Endlager HEU enthält, verglichen mit der Gesamtmenge an radioaktivem Abfall recht gering ist.

aufweisen. Das Verfahren wurde in den Folgejahren in Kooperation einiger US-Forschungseinrichtungen unter Führung des Savannah River Site entwickelt (Iyer et al. 2007) kam aber bislang nicht zum Einsatz.

Als Backup-Option wurde damals das sogenannte Co-Disposal Packaging gelistet. Bei diesem Verfahren werden die abgebrannten Brennelemente, die immer noch HEU enthalten, zusammen mit vitrifizierten hochaktiven Abfällen in einem Gebinde gemeinsam eingelagert. Hier findet keine Verdünnung des hochangereicherten Urans statt.

Von 1996 bis Ende 2014 wurden etwa 9.500 gebrauchte Brennelemente aus 41 Ländern nach Savannah River geliefert, die 1.200 kg HEU und 3.640 kg LEU enthalten (Nigam 2014, S. 8). Währenddessen hat sich die Entwicklung des Melt & Dilute-Verfahrens jedoch verzögert bzw. hat keine ausreichende Finanzierung erhalten und die Lager für abgebrannte Brennelemente füllten sich zunehmend. Vom U.S. Department of Energy musste daher eine Entscheidung getroffen werden, wie die zukünftige Lagerung von wachsenden Mengen an abgebranntem HEU-Brennstoff sichergestellt werden kann. In einer Ergänzung zu der ursprünglichen Entscheidung aus dem Jahre 2000 wurde beschlossen, einen Teil der eingelagerten Brennelemente einem Wiederaufarbeitungsprozess zuzuführen (U.S. Department of Energy 2013). Das gewonnene Uran soll dann mit Uran aus anderen Quellen verdünnt werden, um niedrigangereichertes Uran zu erhalten, das dann in Leichtwasserreaktoren verwendet werden kann. Seinen Entschluss zur Wiederaufarbeitung begründet das Department rein ökonomisch (ebd., S. 20628):

"Given the expense involved in designing and constructing a new melt and dilute capability, and because an alternative processing technology (conventional processing) is readily available."

Das Wiederaufarbeiten der Brennelemente erscheint also derzeit günstiger als das Errichten von Anlagen für den Melt & Dilute-Prozess oder die Erweiterung der Lagerkapazitäten. Die Ergänzung zur Entscheidung erlaubt das Aufarbeiten von gerade so vielen Brennelementen, dass der in Zukunft erwartete Lagerbedarf freigestellt werden kann und betrifft 3,3 Tonnen Schwermetall, wodurch eine zunächst benötigte Lagerkapazität von 22 Tonnen im Savannah River Site erreicht werden kann (ebd., S. 20626). Eine endgültige Entscheidung wie mit den verbleibenden HEU-Brennelementen in Zukunft vorgegangen wird, ist damit noch nicht getroffen, auch weil etwa 10% des dort bereits lagernden Inventars mit derzeitigen Prozessen nicht – insbesondere nicht durch Wiederaufarbeitung – aufgearbeitet werden kann (Maxted 2016, S. 15).

In Frankreich wurde der abgebrannte HEU-Brennstoff früher in Marcoule aufgearbeitet. Heute besteht die Möglichkeit dazu – zumindest im Prinzip – nur noch in La Hague. Dabei könnten die Forschungsreaktor-Brennelemente zusammen mit Leichtwasser-Brennelementen aufgearbeitet werden. Von 2005 bis 2014 wurden in La Hague etwa 7,25 Tonnen Forschungsreaktor Brennelemente (vom Uran-Aluminium-Typ) aufgearbeitet (Valery et al. 2015a, S. 10), wobei nicht klar ist, ob es sich dabei um HEU oder LEU-Brennstoff (oder beides) gehandelt hat. Das ursprüngliche Design der Anlagen in La Hague war für die Bearbeitung bestrahlter Uranoxid-Brennstoffe aus Leistungsreaktoren ausgelegt. Bearbeitungsmöglichkeiten für Uransilizide (eine wichtige Gruppe von Brennstoffen für die Forschungsreaktorkonversion) gibt es derzeit nicht. Areva, der Betreiber von La Hague, hat aber ein Verfahren zur Wiederaufarbeitung von Uransiliziden entwickelt und kündigte an, es der französischen Genehmigungsbehörde zur Prüfung vorzulegen (Valery et al. 2015b). Darüber hinaus verfolgt Areva die Idee zur Errichtung einer neuen Anlage (TCP - polyvalent fuel treatment), die eine Vielzahl von unterschiedlichen Brennelementtypen bearbeiten können soll (Lelièvre et al. 2015). Eine mögliche Fertigstellung einer solchen Anlage wird vage mit der Zeit um 2025 angekündigt. Wie realistisch solche Zukunftspläne sind, welche Auftraggeber Bedarf an einer solchen Aufarbeitung haben und ob eine Bearbeitung von HEU-Brennstoff geplant ist konnte nicht ermittelt werden. Fest steht, dass bei der Aufarbeitung für fremde Auftraggeber der entstehende radioaktive Abfall zurückgenommen werden müsste (Valery et al. 2015a, S. 10).

In Russland werden abgebrannte Brennelemente aus Forschungsreaktoren in Mayak wiederaufgearbeitet. Das abgetrennte Uran wird danach mit niedrigangereichertem Uran aus anderen Quellen verdünnt und zu neuem Brennstoff für Leichtwasserreaktoren verarbeitet (Podvig 2017, S. 70). Russland hat eine große Anzahl an Schiffen, die mit hochangereichertem Uran betrieben werden und betreibt ungefähr die Hälfte aller noch laufenden HEU-Forschungsreaktoren. Dementsprechend fallen dort größere Mengen an abgebrannten HEU-Brennelementen an.

4.4 Einschätzung der Endlagerung

Die FRM-II-Brennelemente sind weder mit LEU-Brennelementen anderer Forschungsreaktoren noch mit denen aus Leistungsreaktoren direkt vergleichbar, da sie bei Entladung immer noch Uran mit einer Anreicherung von 87% enthalten, das sehr attraktiv für den Bau einer Kernwaffe ist. Sofern eine Endlagerung ohne vorherige Verdünnung mit Uran-238 erfolgt, muss der Tatsache Rechnung getragen werden, dass dieses Material für einen möglichen Proliferator hoch attraktiv ist. Die Gefahr einer unautorisierten Entnahme dieses kernwaffentauglichen Materials besteht insbesondere in der ersten Phase, wenn das Endlager noch nicht verschlossen ist. Durch Überlegungen zur möglichen Rückholbarkeit und auch zur Bergbarkeit der eingelagerten Abfallgebände auch nach dem Verschluss des Endlagers wird die Phase, in der eine Entnahme aus dem Endlager unter Umständen noch zu bewerkstelligen ist, tendenziell verlängert. Die Dosisleistung der abgebrannten Brennelemente reicht für die erwarteten Zeiträume der Befüllung eines Endlagers (Phase 1) nicht als Selbstschutz gegen Zugriff Unbefugter aus. Für ein Endlager, in dem solcherart Brennelemente mit waffentauglichem Uran eingelagert werden sollten, müssten über lange Zeiträume besondere Sicherungsmaßnahmen des physischen Schutzes durchgeführt werden.

Daher erscheint es als zwingend, dass frühzeitig Maßnahmen zur Konditionierung der abgebrannten Brennelemente aus dem FRM-II ergriffen werden, die eine möglichst weitgehende Proliferationsicherheit garantieren. Wird eine Verdünnung mit Uran-238 (Natururan oder abgereichertes Uran) durchgeführt, die eine Abreicherung auf unter 20% erzielen, wäre ein Mindestmaß an Proliferationsresistenz gewährleistet, da eine Neuangereicherung des aus den Brennelementen abgetrennten Urans erforderlich wäre, um eine Waffennutzung zu ermöglichen.

In einem Endlager ist ein Szenario vorstellbar, bei dem durch Moderation der Neutronen durch umliegendes Wirtsgestein und/oder Wasser Rekritikalität erreicht wird. Je höher die Anreicherung des abgebrannten Brennstoffs in Uran-235 ist, desto leichter könnte eine Rekritikalität im Endlager auftreten. In einem Endlager ist der realistische Fall – je nach Endlagerumgebung – die homogene Lösung des Urans entweder in Wasser oder Salzlauge, also spaltbares Uran unter Anwesenheit von Neutronen moderierendem Wasser. Dann ist die kritische Masse deutlich reduziert. Ein einziges abgebranntes Brennelement des FRM-II könnte – zumindest theoretisch – zu einem Rekritikalitätsereignis im Endlager führen.

In Phase 3 eines Endlagers sind die menschengemachten Barrieren bereits durchbrochen und Uran kann ausgewaschen werden und sich außerhalb des Endlagers wieder ablagern. Solche geochemischen Prozesse sind aus Uranlagerstätten bekannt. Eine (über)kritische Masse könnte sich bilden. Diese Gefahr wird bei Brennstoff aus Leistungsreaktoren nicht gesehen. Als direkte Schlussfolgerung wird empfohlen, eine mögliche Kritikalität im Endlager durch die vorherige Verdünnung des hochangereicherten Urans mit abgereichertem Uran zu vermeiden. Diese Ansicht wird von der Reaktor-Sicherheitskommission geteilt.

Bezeichnenderweise gibt es weltweit kein Entsorgungsprogramm, das die direkte Endlagerung von hochangereichertem Uran vorsieht. Im Vergleich hierzu ist die direkte Endlagerung von LEU-Brennstoffen technologisch möglich und erfordert keine vorherige Wiederaufarbeitung oder Konditionierung.

Lösungsansätze für den Umgang mit hochradioaktivem Atommüll, der HEU enthält, müssen insbesondere in Ländern gefunden werden, die selbst große Mengen an HEU in Forschungsreaktoren genutzt haben und entsprechendes Material in andere Länder exportiert und nach der Nutzung zurückgeholt haben.

Bei einem der Hauptakteure, den USA, wurde auf das Melt&Delute-Verfahren gesetzt. Entwicklungsarbeiten dazu haben stattgefunden, aber die Realisierung blieb bislang aus. Dieses Verfahren würde sowohl proliferationstechnisch, als auch was das benötigte Volumen im Endlager und die Vermeidung möglicher Rekritikalität angeht, erhebliche Vorteile bieten. In Frankreich hat Areva ein Verfahren für die Wiederaufarbeitung von Uransilizid-Forschungsreaktor-Brennstoffen entwickelt und will es genehmigen lassen. Es bestehen vage Pläne zur Errichtung einer Anlage, in der eine Vielzahl von unterschiedlichen Brennelementtypen bearbeitet werden könnte. In Russland werden abgebrannte Brennelemente aus Forschungsreaktoren und Schiffsreaktoren in Mayak wiederaufgearbeitet.

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

In Deutschland ist die einzige relevante Quelle für den Anfall weiterer abgebrannter HEU-Brennstoffe, deren Problematik in den vorausgegangenen Kapiteln erläutert wurde, der Münchner Forschungsreaktor FRM-II, der 2004 in Betrieb ging. Daher konzentriert sich dieses Kapitel auf einige der technischen und politischen Hintergründe dieser Lage und die bestehenden Möglichkeiten, die weitere Produktion dieser problematischen Abfälle zu verhindern.

5.1 Geschichte der Umrüstungsdiskussion des FRM-II

Die Planungen für den FRM-II begannen in den 1980er Jahren. Zu diesem Zeitpunkt etablierte sich die Norm gegen den Gebrauch von HEU in Forschungsreaktoren bereits. Dennoch gab es bereits sehr früh Planungen, den Reaktor mit HEU auszulegen (Zhang 1986). Während zunächst noch Überlegungen für eine LEU-Auslegung mit bedacht wurden¹⁷, verdichtete sich das Verfolgung einer HEU-Option um das Jahr 1988. Man wollte ein „*innovatives Reaktorkonzept*“ durch einen besonders kompakt ausgelegten Reaktorkern, um so ein besonders gutes Verhältnis von Neutronenfluss zu thermischer Leistung des Reaktors zu erreichen. Das gelingt am besten mit HEU und einer Reaktorkernauslegung ähnlich der des ILL-Reaktors¹⁸.

Da es um eine Förderung von Bund und Land Bayern für den Reaktor ging, war nun auch die Politik, der Wissenschaftsrat und andere Beratungsgremien gefordert, sich zu positionieren. Immer wieder gab es skeptische Nachfragen, denn die Problematik war bekannt. Ein regierungsinternes Papier aus dem Jahr 1988, das öffentlich geworden ist, kommt zu dem Ergebnis:

„Nach Ansicht des Auswärtigen Amtes gefährdet die Errichtung einer neuen Forschungsanlage mit hochangereichertem Uran diese bisherige internationale Zusammenarbeit [gemeint sind die weltweiten Umstellungsbemühungen von Forschungsreaktoren von HEU auf LEU], entzieht ihr die Glaubwürdigkeit und läuft möglicherweise auch den dabei erreichten Erkenntnissen zuwider... Schließlich ist das Auswärtige Amt der Meinung, daß die Bundesregierung ausdrücklich betont hat, daß neue Forschungs- und Testreaktoren nur mit niedrig angereichertem Kernbrennstoff ausgerüstet werden sollen. Der Vorbehalt in bezug auf Forschungs- und Testreaktoren mit besonders hohen Anforderungen bezog sich nur auf die Umstellung bestehender Anlagen von hoch auf niedrig angereichertes Uran.“¹⁹

Die vom Bundesministerium für Forschung und Technologie eingesetzte *Kommission Grundlagenforschung* bedachte in ihrem Bericht von 1992 den FRM-II nur mit wenigen Worten. Sie betonte den Bedarf für eine neue Forschungsneutronenquelle (Präferenz auf eine europäische Spallationsquelle statt einen Reaktor) und empfahl in Kenntnis der Problemlage eine Alternative zum FRM-II:

„Bei sofortiger Planung könnte ein konventioneller LEU-Reaktor in etwa 5 Jahren betriebsbereit sein. Die Ver- und Entsorgungsfrage wäre hier aufgrund der Gesetzeslage europäisch garantierbar.“²⁰

Trotz expliziter regierungsinterner Kritik (AA) und impliziter Kritik des Wissenschaftsrates im Vorfeld

¹⁷ Noch 1991 tauchen in einer Doktorarbeit der TU München Berechnungen zu einer LEU-Auslegung auf, aber der erreichbare Neutronenfluss liegt bei gleicher thermischer Leistung des Reaktors etwa 20% unterhalb des HEU-Konzepts (Röhmoser 1991). Ein Ausgleich hätte durch eine gewisse Leistungserhöhung des Reaktors erreicht werden können.

¹⁸ Dieser Forschungsreaktor am Institute Laue-Langevin (ILL) in Grenoble ging 1972 in Betrieb und hat den weltweit höchsten Neutronenfluss.

¹⁹ „Betrifft Verwendung hochangereicherten Urans in Forschungsreaktoren unter dem Aspekt der Nichtverbreitung – Hier: Neuer Forschungsreaktor der TU München“, gezeichnet von Dr. von Wagner am 3.2.1988.

²⁰ Förderung der Grundlagenforschung durch den Bundesminister für Forschung und Technologie. Empfehlungen der Kommission Grundlagenforschung. Pressedokumentation 12/92 des BMFT, 3.4.1992, S. 64-67

wird ab Ende 1993 das atomrechtliche Genehmigungsverfahren für den FRM-II mit HEU-Auslegung unter Öffentlichkeitsbeteiligung durchgeführt.

Einer der Hauptbetreiber des Projekts an der TU München, Wolfgang Gläser, sah die Nutzung von HEU in völlig anderem Licht, was er 1989 auf der Jahreskonferenz des RERTR-Programms in Berlin vortrug (Gläser 1991):

„Trying, e.g. to replace e.g. the HFR [High Flux Reactor] fuel by a low enriched version is a complete misunderstanding of the issue (...) The question which has to be addressed and this is the real scientific issue, is how to improve sources, how to build new and more advanced sources based on last twenty years of experience and taking advantage of new technological developments. And in this sense the development of higher density fuels was indeed a great help for designing advanced sources for neutron research. If even higher densities will be made available, there will be sooner or later a need for their high enriched version: Basic research has to start with the best state-of-the-art technology available. The higher density fuels used in their highly enriched form offer progress....“

Die Verfügbarkeit von im Rahmen des RERTR-Programms und des deutschen AF-Programms entwickelten und qualifizierten, dichter gepackten Brennstoffen höherer Urandichte führte so zu einem Sonderweg für die Kernauslegung des FRM-II: Die Brennelemente wurden mit hochangereichertem Uran in eigentlich für die Umrüstung von HEU auf LEU entwickelten Uransilizid-Brennstoffen mit einer Urandichte von 3 (und in einem kleineren Teil 1,5) g(U)/ccm ausgelegt. Damit wurde der eigentliche Sinn und die Aufgabe der neu entwickelten Konversionsbrennstoffe durch Zweckentfremdung bewusst sabotiert. Aber diese Vorgehensweise ermöglichte in der Tat einen kompakteren Reaktorkern und daraus folgend ein sehr hohes, bis dahin nicht erreichtes Verhältnis von erzeugbarem Neutronenfluss zur thermischen Leistung des Reaktors. Allerdings erschwert dies auch eine mögliche spätere Umrüstung auf niedrigangereichertes Uran.

Das Vorgehen an der TU München stellte das RERTR-Programm und seine Erfolgsgeschichte in Frage. Daher berechneten führende Wissenschaftler des RERTR-Programms am ANL Auslegungsvarianten für den FRM-II mit LEU (Mo 1991; Mo/Matos/Hanan 1995). Dies stieß bei den Projektbetreibern auf keine positive Resonanz. Direkte Dialoge – auch mit Unterstützung der diplomatischen Ebene – führten zu keiner Veränderung der Pläne.

Von Anfang an gab es in Deutschland innerhalb²¹ und außerhalb²² der Wissenschaft kritische Stimmen zur Brennstoffwahl und dem Brennelementdesign. Mit dem Beginn des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens 1993 kam es zu starker öffentlicher und parlamentarischer Kritik am geplanten HEU-Einsatz im FRM-II. Dessen ungeachtet erfolgte 1996 die erste Teilerrichtungsgenehmigung und mit dem Bau des HEU-Reaktors wurde begonnen. Unter den gegebenen Umständen und der immer wieder nachgeschärften Non-Proliferationspolitik der USA war an eine Brennstoffversorgung und –entsorgung über die USA nicht zu denken. Auch die anderen europäischen Partner winkten ab. Um die Brennstoffversorgung des FRM-II sicher zu stellen, wurde mit Russland verhandelt und im Sommer 1998 wurde von der Bundesregierung ein Rahmenabkommen zur Lieferung von bis 1200 kg HEU mit Russland geschlossen, der zunächst Lieferungen von 400 kg HEU einer Anreicherung von mehr als 90% für die ersten zehn Jahre vorsah. Über eine prinzipiell denkbare Rückführung der abgebrannten Brennelemente gibt es keine genauen Angaben (Hilger 1999). Das Abkommen wurde von der nachfolgenden Bundesregierung fristgerecht gekündigt und lief nach zehn Jahren 2008 aus. Ob es inzwischen

²¹ Zum Beispiel (Schaper et al. 1992; Liebert/Kalinowski 1994; Ackermann et al. 1999)

²² Es existieren zahllose Dokumente aus dem Deutschen Bundestag sowie weitere wissenschaftspolitische und politische Stellungnahmen die den FRM-II betreffen. Der offizielle Zusammenschluss der Nutzergemeinde, das *Komitee Forschung mit Neutronen* (KFN), deckte allerdings das Vorgehen der Münchner.

einen Folgevertrag mit Russland gibt, ist nicht bekannt. Die Brennelementfertigung für den FRM-II bei der französischen CERCA-Gesellschaft regelte die Bayerische Staatsregierung.

Mit dem Regierungswechsel auf Bundesebene Ende 1998 wurde Anfang 1999 eine BMBF-Expertenkommission eingesetzt, die mögliche Umrüstungsoptionen für den FRM-II untersuchen sollte, weil „der Einsatz von waffenfähigem Uran in Forschungsreaktoren (...) hoch problematisch und außenpolitisch bedenklich“ sei. Die Kommission kam im Juni 1999 zu dem Ergebnis, dass eine Umrüstung auf schwach angereicherten, nicht waffentauglichen Brennstoff noch vor Inbetriebnahme technisch möglich, proliferationspolitisch sinnvoll und für die wissenschaftliche Nutzung des Reaktors nicht ernstlich nachteilig wäre (BMBF Expertenkommission 1999). Dabei sollten die bereits verfügbaren Konversionsbrennstoffe höherer Dichte (Uransilizid-Brennstoffe) Verwendung finden, um entweder direkt auf 20% Anreicherung (LEU) bei signifikanten Neutronenflussverlusten oder auf 26% Anreicherung bei weniger empfindlichen Neutronenflussverlusten umzurüsten. Eine spätere Umstellung auf LEU-Brennstoffe weiter erhöhter Dichte (auf Uran-Molybdän-Basis) wäre – sobald industriell verfügbar – möglich, um Neutronenflussverluste gegenüber der vorgesehenen HEU-Variante zu kompensieren. Als weitere Optionen für eine Umrüstung nach Inbetriebnahme wurden diskutiert: zunächst Inbetriebnahme mit HEU und spätere Umrüstung auf Brennstoffe weiter erhöhter Dichte (auf Uran-Molybdän-Basis) – sobald industriell verfügbar –, wobei schließlich entweder LEU-Brennstoff möglich wäre, wenn Änderungen an der Reaktor geometrie durchgeführt werden, oder es wäre letztlich eine Anreicherung von 40-60% nötig, wenn ohne weitere Änderungen nur marginale Neutronenflussverluste (7%) garantiert werden sollten. Zur letzten Variante wurde angemerkt, dass eine spätere Umstellung auf Brennstoffe einer Anreicherung um 50% zwar das Proliferationsrisiko vermindern könne, aber gegen die Ziele der internationalen Abreicherungsprogramme verstoße.

In den Folgejahren wurde der Bau des FRM-II ohne Änderungen der Konzeption fortgeführt. Nach Verhandlungen zwischen Bund und Land stellen im Oktober 2001 der BMBF-Staatssekretär Catenhusen und der zuständige bayerische Staatsminister Zehetmair als Ergebnis vor: Der FRM-II wird mit HEU in Betrieb genommen; bis Jahresende 2010 soll eine Umstellung auf Brennstoffe mit einer geringeren Anreicherung unterhalb von 50% erfolgen, wobei die noch zu entwickelnden Brennstoffe weiter erhöhter Dichte auf Uran-Molybdän-Basis (UMo-Brennstoffe) verwendet werden sollen. Nach Ende des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens wurde diese verschriftlichte Vereinbarung im Frühjahr 2003 unterzeichnet.²³ 2010 wurde die Vereinbarung fortgeschrieben. Diese Bund-Landvereinbarungen sind öffentlich nicht einsehbar (Deutscher Bundestag 2014c).

Im Frühjahr 2004 wurde der FRM-II mit HEU (93% Uran-235) in Betrieb genommen. Da die Entwicklung der neuartigen Brennstoffe weiter erhöhter Dichte auf Uran-Molybdän-Basis (UMo-Brennstoffe) nicht so schnell voranging wie ursprünglich erwartet, wurde 2010 die Umrüstungsfrist bis Ende 2018 verlängert. Bis Ende 2016 sollte es eine Verständigung zwischen der Bundesregierung und dem Freistaat Bayern geben, wie genau bei der Umrüstung vorgegangen werden sollte. Gegenwärtig wird von Seiten der Reaktorbetreiber das Fehlen geeigneter qualifizierter Brennstoffe erneut als Hindernis für eine fristgerechte Umrüstung angesehen.

Das BMBF und die bayerische Staatsregierung geben seit der Inbetriebnahme Finanzmittel an die TU München, damit sich diese an der Brennstoffentwicklung für den FRM-II beteiligen kann. Dies geschieht hauptsächlich durch Kooperation mit französischen Partnern.

²³ Aus Anlass der Unterzeichnung erklärt die Bundesministerien Bulmahn in einem Schreiben an die Bayerische Staatsregierung, dass sie erwarte, dass bei Verfügbarkeit weiter verbesserter UMo-Brennstoffe höchster Dichte selbstverständlich auch eine Abreicherung auf LEU-Brennstoff angestrebt werde.

Auch vor dem Hintergrund der vermutlich baldigen Erschöpfung der HEU-Vorräte für die Brennelementfertigung für den FRM-II und der voraussichtlich auslaufenden Brennstoffversorgung durch Russland erhält eine mögliche Umrüstung des FRM-II auf LEU oder HEU verringerter Anreicherung (unter 50%) neue Aktualität.

5.2 Entwicklung von LEU-Brennstoffen besonders hoher Dichte

Die Voraussetzung für eine erfolgversprechende Umrüstung von Forschungsreaktoren ist die Verfügbarkeit von LEU-Brennstoffen hoher Dichte. Die für einen Forschungsreaktor entscheidende Größe ist der pro Fläche erzielte Neutronenfluss. Die Benutzung von HEU erlaubt sehr kleine kompakte Kerne und daraus resultierend vergleichbar hohe Neutronenflüsse. Wird jetzt, wie zum Beispiel bei der Umrüstung auf niedrig angereichertes Uran (LEU) als Brennstoff die Menge der vorhandenen spaltbaren Uran-235 Isotope reduziert, verringert sich auch der erzielte Neutronenfluss. Dieser Nachteil für den Gebrauch des Forschungsreaktors als Hochleistungsneutronenquelle lässt sich, zumindest größtenteils, dadurch kompensieren, dass das Uran im Brennstoff dichter gepackt wird. Die Dichte von Uran im Brennstoff wird erhöht und damit auch die Menge an spaltbarem Uran-235 pro Volumeneinheit (auf ähnliche Werte wie im HEU-Fall).²⁴

Aus diesem Grund wurde mit der Lancierung des amerikanischen RERTR Programms 1978 die Entwicklung von hochdichten Brennstoffen zur möglichen Umrüstung von HEU Forschungsreaktoren auf LEU forciert. Deutschland beteiligte sich an den Entwicklungsbemühungen im Rahmen des eigenen AF-Programms und kooperierte intensiv mit dem RERTR-Programm.²⁵ Hohe Urandichte sollte dabei also hohe Anreicherung überflüssig machen.

Das Entwicklungsziel hochdichter Brennstoffe ist es, den Urananteil im Kernbrennstoff bei gleichbleibendem Volumen zu erhöhen. Geht man von hochangereichertem Uran mit über 90% Uran-235 aus und möchte mindestens den gleichen Anteil der spaltbaren Uran-235 Isotope pro Volumeneinheit des im LEU-Brennstoffs (weniger als 20% Uran-235) erhalten, so muss das Uran im Brennstoff etwa fünfmal dichter gepackt sein. Da in den (üblicherweise) eingesetzten HEU-Brennstoffen die Urandichte bei maximal 1,7 g(U)/ccm (in der Regel um etwa 1 g(U)/ccm) liegt, sollte das tatsächlich umsetzbar sein. Die Neuentwicklung hochdichter LEU-Brennstoffe speziell zum Zwecke der Forschungsreaktorkonversion von HEU auf LEU hat zur Qualifizierung entsprechender LEU-Brennstoffe geführt. Der seit Anfang der 1990er Jahre bestverfügbare hochdichte LEU-Brennstoff ist ein Uransilizid mit einer Dichte von 4,8 g(U)/ccm (Argonne National Laboratory 2008). Damit sind die meisten der weltweit betriebenen Forschungsreaktoren umrüstbar.

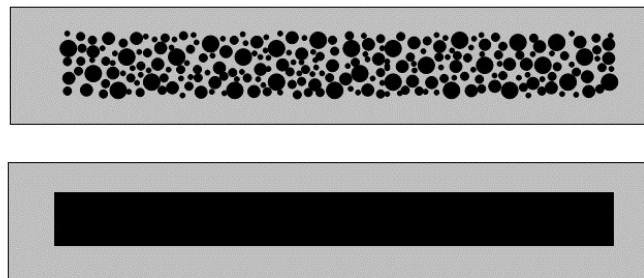
Es gibt noch Potential für Verbesserungen im Bereich der Uransilizid-Brennstoffe. So wird in Südkorea die Qualifizierung solcher Brennstoffe mit einer Dichte von 5,8 g(U)/ccm verfolgt. Aber für eine Reihe von besonders leistungsfähigen Hochflussreaktoren reicht die mögliche Dichte dieser Brennstoffe nicht aus, um eine Umrüstung auf LEU ohne größere Leistungsverluste (Höhe des Neutronenflusses) zu ermöglichen. Daher werden seit etwa der Jahrhundertwende verstärkte Forschungs- und Entwicklungsbemühungen in Richtung auf eine weitere deutliche Erhöhung der Dichte von LEU-Brennstoffen für Forschungsreaktoren unternommen. Das theoretisch mögliche Limit wäre die Dichte von Uranmetall von 19 g(U)/ccm. Diese ist aber praktisch nicht erreichbar, weil Uranbrennstoffe zur Stabilisierung unter Reaktorbedingungen immer Beimischungen anderer Metalle oder einer Einbettung in andere Metalle bedürfen.

²⁴ Der Faktor der Dichteerhöhung muss etwas größer sein als der Faktor der Abreicherung, da die deutlich größere Menge an Uran-238 im LEU-Brennstoff die Neutronenbilanz durch Einfang von Neutronen negativ beeinflusst.

²⁵ Wenige Jahre danach startete auch die Sowjetunion ein ähnliches Programm, dessen Ziel allerdings zunächst nur eine Umrüstung auf einen Uran-235 Anteil von 36% war. Erst 1994 wurde auch hier das offizielle Ziel LEU mit einer Anreicherung von 20% oder weniger (National Academies of Sciences 2016, S. 99).

Seit etwa der Jahrhundertwende befinden sich neue, besonders hoch dichte Brennstoffe auf der Basis von Uran-Molybdän (UMo) in der Entwicklung. Die Molybdän-Beimischung von bis zu etwa 10% zu metallischem Uran ist notwendig, um erforderliche Materialeigenschaften für den Reaktoreinsatz zu garantieren. Grundsätzlich werden zwei verschiedene Optionen verfolgt (vgl. Englert 2009; Hippel 2016): UMo-Dispersionsbrennstoffe oder monolithische UMo-Brennstoffe (vergleiche Abbildung 2). Während die USA ihre F&E Bemühungen stärker auf monolithische Brennstoffe konzentrieren steht in Europa, Russland und Südkorea die Entwicklung und Qualifizierung von Dispersionsbrennstoffen im Mittelpunkt (National Academies of Sciences 2016, S. 69, 79, 80). Monolithische UMo-Brennstoffe erlauben die höhere Urandichte (bis zu 16 g(U)/ccm) und sind deswegen vor allem für die Umrüstung von Hochflussreaktoren eine attraktive Option. UMo-Dispersionsbrennstoffe (maximale Dichte bis 8 g(U)/ccm) können auch für alle anderen Forschungsreaktoren attraktiv sein, da damit sogar in einer Reihe von Fällen Leistungsverbesserungen bei der Umrüstung erreicht werden könnten. Dass in den USA besonders intensiv an der Entwicklung von monolithischem UMo-Brennstoff gearbeitet wird, ist auch dem Umstand geschuldet, dass dort fünf Hochleistungs-Forschungsreaktoren Bedarf für die erhoffte besonders hohe Urandichte für ihre Umstellung auf LEU angemeldet haben. Der potenzielle „Markt“ für UMo-Dispersionsbrennstoffe erscheint tendenziell höher, was einerseits das Interesse bei industriellen Akteuren, sich am Entwicklungsprozess intensiv zu beteiligen, erklären kann und andererseits möglicherweise auf niedrigere Kosten durch Skaleneffekte beim späteren Kauf durch Reaktorbetreiber hindeutet.

Abbildung 2: Skizze eines Brennstoffplattenquerschnitts mit Uran-Molybdän-Brennstoff.



Oben: UMo Partikel in UMo-Dispersionsbrennstoff. Unten: UMo-Metallfolie in monolithischem Brennstoff.

Im Folgenden werden die beiden Brennstofftypen etwas näher charakterisiert und es wird auf den Stand und die Herausforderung der jeweiligen Brennstoffentwicklung kurz eingegangen.

UMo-Dispersionsbrennstoff

Für einen Dispersionsbrennstoff wird dem Uran 6%-12% Molybdän zugemischt. Die UMo-Partikel mit einer Größe von weniger als einem Zehntel Millimeter werden in einer Aluminiummatrix eingebettet. Die Brennstoffzone (Meat) ist typischerweise 0,25 bis 0,4 mm dick und ist von einer Brennstoffhülle (Cladding) aus Aluminium umgeben. Zu Beginn der 2000er Jahre wurden vielfältige Bestrahlungsexperimente zur Qualifizierung von solcherart Dispersionsbrennstoffen durchgeführt (Lemoine et al. 2004; Snelgrove/Lemoine/Alvarez 2005). Dabei trat in vielen Fällen ein äußerst ungünstiges Schwellverhalten auf, das sogenannte Pillowing (Hofman 2005). Dabei bilden sich innerhalb der Brennstoffzone starke Porositäten zwischen den eigentlichen Brennstoffpartikeln und der die Brennstoffzone umgebenden aluminiumseitigen Interaktionsschicht. Im Laufe der Bestrahlung können diese Porositäten wachsen und sich miteinander verbinden, was zu einem unerwarteten Anschwellen der Brennstoffplatte führt. Durch die Zugabe von Silizium lässt sich die Ausbildung der Interaktionsschicht und damit auch das Pillowing zumindest unterdrücken. Die Unterdrückung des Schwellverhaltens ist jedoch nach wie vor Forschungsgegenstand (vgl. z.B. Mei et al. 2015; Jamison/Yacout/Bhattacharya 2015). Die

größte Entwicklungshürde ist zurzeit die dafür notwendige Umhüllung der UMo-Partikel im industriellen Maßstab (National Academies of Sciences 2016, S. 77; Lemoine et al. 2004; Snelgrove/Lemoine/Alvarez 2005).

UMo-Dispersionsbrennstoffe haben den Vorteil, dass ihr Fertigungsverfahren grundsätzlich gleichartig demjenigen der – bereits qualifizierten – Uransilizid-Brennstoffe ist. Außerdem lässt sich die Urandichte an den notwendigen Gegebenheiten im Reaktorkern anpassen. Der koreanische Forschungsreaktor KJRR (Kijang Research Reactor), dessen Kritikalität für 2018 geplant ist, könnte eventuell bereits der erste Reaktor sein, der mit UMo-Dispersionsbrennstoff betrieben wird (Kim et al. 2015) – allerdings bei niedriger Leistungsdichte. Es wird aber doch noch mit einem Zeitbedarf bis zur industriellen Verfügbarkeit von 5-10 Jahren gerechnet. Und dies gilt nur für den Fall nicht so hoher Leistungsdichten im Reaktorkern. Für hohe Leistungsdichten, wie sie beispielsweise im FRM-II auftreten, wird der Realisierungszeitraum wohl auf immer noch 15-20 Jahre geschätzt (National Academies of Sciences 2016, S. 85ff.).

Monolithischer UMo-Brennstoff

Monolithischer UMo-Brennstoff besteht aus einer dünnen Folie (einige Zehntel Millimeter) einer Uran-Molybdän-Metalllegierung, die in eine Aluminiumhülle eingeschweißt wird. Monolithischer UMo-Brennstoff ermöglicht so eine Urandichte von bis zu 16 g(U)/ccm und erreicht somit voraussichtlich das Limit nach oben (theoretisches Limit der Dichte von Uran: 19 g(U)/ccm). Neben der höheren Urandichte liegt ein weiterer Vorteil der monolithischen Brennstoffe darin, dass durch die kompakte Folie, die den Brennstoff enthält, die Interaktionsschicht zwischen Brennstoff und Hüllmaterial minimiert wird. Somit ist es tendenziell leichter, das Problem des unerwünschten Schwellverhaltens in den Griff zu bekommen. Allerdings zeigten erste Bestrahlungsexperimente Anfang der 2000er Jahre, dass sich die Aluminium-Hülle von der innenliegenden Brennstofffolie lösen kann. Dieses Problem konnte inzwischen durch die Beigabe einer Zirconium Barriere zwischen dem Brennstoff und dem Hüllmaterial behoben werden. Bestrahlungstests zeigten ein stabiles Verhalten von kleineren Brennstoffplatten auch bei hohen Abbränden (Hofman 2005). Die Fertigung monolithischer Brennstoffe ist deutlich komplizierter als die Fertigung der Dispersionsbrennstoffe, für die grundsätzliche Erfahrungen durch die Fertigung von Uransilizid-Dispersionsbrennstoffen und anderen Dispersionsbrennstoffen vorliegen. Daher ist die Fertigung dieses völlig neuen Brennstofftyps ein noch nicht befriedigend gelöstes Problem (Coole et al. 2016).

Für 2023 sind die ersten Bestrahlungsexperimente mit größeren Brennstoffplatten der später in Reaktoranwendungen benötigten Größe geplant. Die Bestrahlung in Reaktoren und die Auswertung der Experimente (post irradiation examination) dauert immer einige Jahre, so dass dann erst 2028 ein vollständiges Brennelement getestet werden soll (National Academies of Sciences 2016, S. 80ff.; Woolstenhulme et al. 2015). Dies könnte schließlich zur „generischen Qualifikation“, also zur Lizenzierung des Brennstoffs durch die US-amerikanische Aufsichtsbehörde NRC führen. Die in Brennstoffplatten eingebauten UMo-Brennstofffolien erlauben beispielsweise auch die spezielle evolventen-förmige Verbauung im Brennelement wie sie beim FRM-II und HFIR notwendig wäre. Auch hohe Leistungsdichten im Reaktorkern sind voraussichtlich kein limitierender Faktor. Der Zeitbedarf bis zur Verfügbarkeit der monolithischen UMo-Brennstoffe wird wie im Falle der UMo-Dispersionsbrennstoffe, die für eine hohe Leistungsdichte ausgelegt sind, mit 15-20 Jahren angegeben (National Academies of Sciences 2016, S. 85ff.). Alle diese erwähnten Zeitangaben durch das NAS-Panel könnten etwas sehr konservativ gewählt sein, was aber aufgrund der unerwarteten Verzögerungen bei der Entwicklung und Qualifizierung beider UMo-Brennstoff-Varianten verständlich erscheint.

Interessant ist hierbei der Aspekt, dass sich die Brennstofffertigung deutlich leichter amortisiert, wenn mehr Forschungsreaktoren auf eben diesen Brennstoff umrüsten. Für monolithische UMo-Brennstoffe ist voraussichtlich ein „kleinerer Markt“ erwartbar als für UMo-Dispersionsbrennstoffe, daher besteht

hier auch mehr Interesse bei kommerziellen Entwicklern. Man kann wohl damit rechnen, dass Kosten für monolithische UMo-Brennstoffe dementsprechend höher ausfallen werden als bei UMo-Dispersionsbrennstoffen. Gleichzeitig ist es aber so, dass bis zur voraussichtlichen Qualifizierung des monolithischen Brennstoffes (nach derzeitigem Zeitplan um 2030) der Großteil der noch umzurüstenden Forschungsreaktoren kurz vor dem Ende der geplanten Betriebsdauer steht oder bereits abgeschaltet ist.

5.3 Umrüstungsvarianten für den FRM-II

Schon während der Planungsphase für den Münchner Forschungsreaktor FRM-II und später nach Inbetriebnahme mit HEU wurde von unterschiedlicher Seite Forschung durchgeführt, die eine mögliche andere Auslegung beziehungsweise spätere Umrüstung des Reaktorkerns untersuchte. Forschungsergebnisse dieser Art wurden unter anderem vom Argonne National Laboratory (ANL), an dem auch das RERTR Programm angesiedelt ist, vorgelegt. Auf diese Daten stützte sich auch die 1999 eingesetzte BMBF-Expertenkommission. Später wurden Forschungsprojekte zur Auslegung des FRM-II ohne HEU-Nutzung insbesondere von der IANUS-Forschungsgruppe an der Technischen Universität Darmstadt und zur Umrüstung auf HEU-Brennstoff verringerter Anreicherung unterhalb von 50% an der Technischen Universität München durchgeführt.

Die Rechnungen von den Experten des RERTR-Programms am ANL konzentrierten sich vor Baubeginn auf eine Variante mit erhöhter Reaktorleistung (32 MW), um bei Einsatz der zu der Zeit verfügbaren LEU-Brennstoffe höherer Dichte auf Uransilizid-Basis die gleichen Leistungsparameter des Reaktors hinsichtlich Neutronenfluss (8×10^{14} Neutronen/cm²s) und Zyklusdauer (50 Volllasttage) zu erreichen wie bei der HEU-Auslegung (Mo 1991; Mo/Matos/Hanan 1995). Es wurde auch gezeigt, dass die sicherheitsrelevanten Parameter für den LEU-Fall genauso eingehalten werden können, wie für den HEU-Fall, was für das laufende Genehmigungsverfahren hätte Bedeutung bekommen können (Hanan/Mo/Matos 1998). Neben der spürbaren Leistungserhöhung auf 32 MW hätte der Außendurchmesser des Kompaktkerns auf 35 cm und die Länge der Brennstoffzone auf 80 cm vergrößert werden müssen. Weiterhin wäre eine Neuberechnung für den Kühlkreislauf notwendig geworden mit gewissen Auslegungsveränderungen im peripheren Reaktorbereich. Nach Fortschreiten des Baus war diese Möglichkeit ab etwa 1999 nicht mehr gegeben, da dann bereits größere Umbauten auf der Baustelle nötig geworden wären. Daher wurde anschließend noch eine angepasste LEU-Variante bei gleichbleibender bzw. nur marginal erhöhter Leistung auf 22 MW von der ANL-Gruppe vorgelegt (Hanan/Smith/Matos 1999).

Bei der Umrüstung eines Forschungsreaktors, wie im Fall des FRM-II, auf einen LEU-Brennstoff müssen verschiedene, sich teilweise möglicherweise widersprechende Optimierungsziele beachtet werden. Wichtige Kriterien sind hierbei (vgl. dazu Englert 2009):

- ▶ **Proliferationsresistenz:** Das Ausgangsziel der Umrüstung von Forschungsreaktoren auf niedrigangereichertes Uran ist die Reduzierung des weltweit verfügbaren waffenfähigen hochangereicherten Urans. Dessen Einsatz in Kernreaktoren liefert ansonsten ein zivil legitimes Argument für die Lagerung und die Verfügbarmachung dieses gefährlichen, leicht in einer Kernwaffe nutzbaren Waffensstoffes.
- ▶ **Wissenschaftliche Nutzbarkeit:** Die eigentliche Aufgabe des Forschungsreaktors, die Herstellung von Neutronen für die (Spitzen-)Forschung, soll nicht gefährdet werden. Um dies zu gewährleisten, können verschiedene Indikatoren herangezogen werden: dies sind zum Beispiel die maximal erreichbaren Neutronenflüsse an verschiedenen typischen Positionen im Reaktor-Moderatortank außerhalb der Brennelemente. Auch der Betriebszyklus (Standzeit der Brennelemente im Reaktor) hat einen Einfluss auf die Nutzbarkeit des Reaktors.
- ▶ **Verfügbarkeit und Entsorgbarkeit des Brennstoffs:** Die Verfügbarkeit eines entsprechend qualifizierten Brennstoffs ist die Grundvoraussetzung für eine erfolgreiche Umrüstung eines Reaktors. Dies kann auch ein limitierender Faktor aufgrund des internationalen Drucks, die HEU-

Verzichts-Norm anzuerkennen, sein. HEU-Lieferungen sind kaum noch möglich, während niedrigangereichertes Uran deutlich leichter verfügbar ist und von verschiedenen Akteuren angeboten wird. Auch die Entsorgbarkeit des abgebrannten Brennstoffs ist ein wesentliches Kriterium.

- ▶ Sicherheitskriterien: Der sichere Betrieb des umgerüsteten Reaktors muss möglich sein. So muss nicht nur der eingesetzte Brennstoff für die im Reaktor herrschenden Bedingungen qualifiziert sein. Es müssen auch umfangreiche Sicherheitsparameter analysiert und eingehalten werden. Dies umfasst unter anderem auch den Wärmefluss an den Brennstoffplatten, die Leistungsspitzen des Reaktors im Vergleich zur mittleren Reaktorleistung, die thermohydraulische Stabilität, mögliche Auswirkungen auf Reaktivitätskoeffizienten etc.
- ▶ Finanzierung: Die Finanzierbarkeit einer Umrüstung und des späteren Betriebs spielt auch eine wesentliche Rolle beim Vergleich verschiedener Konversionsvarianten. Bei einigen älteren Reaktoren lohnt sich möglicherweise eine Umrüstung für die noch denkbare Restbetriebslaufzeit nicht mehr. Auch sollten die laufenden Betriebskosten nicht deutlich höher sein als ohne Konversion. Zu erwähnen ist, dass bei einer festgelegten Kostengrenze mögliche Neutronenflussverluste eventuell leichter durch verbesserte Messinstrumente an den Experimenten als durch Modifikationen des Reaktordesigns ausgeglichen werden können (Englert/Liebert 2007).

Eines der Hauptargumente der Reaktorbetreiber gegen mögliche Umrüstungsvarianten, die in der BMBF-Expertenkommission – über die ANL-Vorschläge hinaus – 1999 diskutiert wurden (siehe Kapitel 5.1.), war der befürchtete Verlust im erzeugten Neutronenfluss, der für Experimente zur Verfügung steht. Vom Betreiber unabhängig durchgeführte Berechnungen dazu lagen damals nur für Varianten vor, die das ANL berechnet und veröffentlicht hatte. Dies änderte sich erst durch den Aufbau einer Physikergruppe bei der IANUS-Forschungsgruppe der TU Darmstadt, die weitere Simulationsrechnungen zu möglichen Umrüstungsvarianten für den FRM-II durchführte (Englert/Glaser/Liebert 2006; Englert/Liebert 2007, 2008; Englert 2009).

Die einfachste denkbare Konversionsmöglichkeit wäre die schlichte Ersetzung des zurzeit verwendeten Uransilizid-HEU-Brennstoffs durch hochdichten UMo-LEU-Brennstoff mit einer Urandichte von 16 g(U)/cm^3 anstatt 3 g(U)/cm^3 . Diese Umstellung führt allerdings nicht zu akzeptablen Reaktoreigenschaften, da die Anfangsreaktivität des Kerns zu niedrig wäre und der Reaktor schon nach wenigen Tagen nicht mehr laufen würde (Glaser 2005).²⁶ Dieses reaktorphysikalische Verhalten hat auch mit dem signifikant angestiegenen Uraninventar (mehr als 40 kg statt etwa 8 kg) zu tun. Die Umrüstung von HEU auf LEU ist also eine kompliziertere Aufgabe. Zu bedenken ist dabei auch, dass eine Urandichteerhöhung um einen Faktor etwa 3 durch UMo-Dispersionbrennstoffe und um einen Faktor von etwa 5 im Falle von monolithischen UMo-Brennstoffen im Vergleich zum gegenwärtig verwendeten HEU-Uransilizid möglich ist. Eine Kompensation der Vorteile, die man sich durch die HEU-Auslegung mit Konversionsbrennstoffen erhöhter Dichte verschafft hatte, ist nun nur schwerlich mit einer LEU-Auslegung erreichbar, deren Anreicherung einen Faktor von etwas mehr als 4,5 unterhalb der HEU-Auslegung liegt.

Es gibt nun zwei prinzipielle – sehr unterschiedliche – Wege, wie eine bestmögliche Nutzbarkeit von hochdichten UMo-Brennstoffen im FRM-II in einer Forschungsstrategie vorbereitet werden kann:

1. Die Leitfrage lautet hier: Welche Anreicherung des Brennstoffs ist notwendig, um für die vorgegebene Reaktor- und Brennelementgeometrie die Leistungsfähigkeit des Reaktors zu

²⁶ Zu dieser Zeit konnte auch bereits gezeigt werden, dass eine Abreicherung auf etwa 30% mit monolithischen UMo-Brennstoffen bei marginalen Neutronenflussverlusten im Bereich um 5% - zumindest theoretisch - möglich ist (Glaser 2005).

erhalten? Dabei kann sowohl auf den Neutronenfluss als auch auf die mögliche Zykluslänge, das ist die mögliche Standzeit von Brennelementen im Reaktor, fokussiert werden. Es geht lediglich um den Austausch des Brennstoffs (UMo statt Uransilizid) in der vorgegebenen Brennelementgeometrie. Dies ist der Weg, den über viele Jahre die Betreiber des FRM-II an der TU München beschritten haben. Dabei stellt sich heraus, dass die erreichbare Dichte des UMo-Dispersionsbrennstoffs ausreichend wäre, um bei einer Anreicherung von etwas unterhalb von 50% diese Ziele zu erreichen. Mit monolithischem UMo-Brennstoff höchster Dichte wäre eine Anreicherung von etwas oberhalb von 30% notwendig (ebd.). Eine LEU-Option ist so nicht erreichbar.

2. Die Leitfrage lautet hier: Wie kann eine möglichst niedrige Anreicherung des Brennstoffs (möglichst unterhalb von 20%) zu einer möglichst optimalen Leistungsfähigkeit des Reaktors führen, und zwar in etwa auf dem Niveau, das die umstrittene HEU-Auslegung ermöglichte? Dazu ist zu untersuchen, ob und in welchem Ausmaß Veränderungen der Brennelementgeometrie, der Brennstoffplattenausführung und der Reaktorleistung geeignete Mittel sind, um diese Ziele zu erreichen. Solche Modifikationen an der Auslegung sind nur in sehr begrenztem Ausmaß möglich, da sehr viele räumliche Parameter weitgehend durch die Ausführung des Reaktorkerns festgelegt sind. Eine Abreicherung des Brennstoffs führt aber, wie bereits erwähnt, zu einem in gewissem Maße erhöhten Platzbedarf für den Brennstoff im Brennelement. Sehr nachteilig wirkt sich nun aus, dass während des Reaktorbaus kein Spielraum im Reaktorkern für solche Umrüstmaßnahmen vorgesehen wurde.

Der zweite Weg wurde von IANUS verfolgt. Zunächst konnte gezeigt werden, dass der etwas erhöhte Platzbedarf für den abgereicherten Brennstoff durch eine leichte Erhöhung der Höhe des Brennelements oder durch eine Erhöhung der Brennstoffdicke (Meat) im Brennelement berücksichtigt werden kann. Letzteres kann auch einen positiven Einfluss auf das sogenannte Moderator-zu-Schwermetall-Verhältnis haben, wenn (ggf. gleichzeitig) die Kühlkanalbreite (dort befindet sich Wasser als Kühlmittel und als Moderatorstoff) und die Dicke des Brennstoff-Cladding variiert werden. Es konnte gezeigt werden, dass solche Veränderungen das Ziel einer Abreicherung möglichst nah an LEU bei gleichzeitigem Erhalt der Leistungsfähigkeit des Reaktors im Prinzip ermöglichen sollten (ebd.). Wesentlich ist die möglichst hohe Dichte des Brennstoffs. Deshalb scheiden die UMo-Dispersionsbrennstoffe eigentlich für diese Strategie aus. Es muss eher auf monolithische UMo-Brennstoffe gesetzt werden. Als weitere Maßnahme kann eine marginale Leistungserhöhung des Reaktors von 20 MW auf 22 MW zielführend sein. Marginale Leistungserhöhungen im Bereich bis zu 10% führen bekanntermaßen zu keinen zusätzlichen Komplikationen im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren (Englert/Glaser/Liebert 2006, S. 45). Eine atomrechtliche Genehmigung für veränderte Brennelemente wird in jedem Fall notwendig, auch bei der unter Weg 1 beschriebenen Vorgehensweise.

Tabelle 1: Einige versuchsweise berechnete Modifikationen der Brennelementauslegung des FRM-II unter Einsatz von monolithischem UMo-Brennstoff.

	HEU	Mod. 1	Mod. 2	Mod. 3	Mod. 4	Mod. 5	Mod. 6
Thermische Leistung	20 MW	20 MW	20 MW	22 MW	20 MW	20 MW	20 MW
Aktive Höhe	70 cm	70 cm	80 cm	80 cm	70 cm	70 cm	80 cm
Dicke der Brennstoffzone	0,60 mm	0,60 mm	0,60 mm	0,60 mm	0,86 mm	0,60 mm	0,86mm
Dicke des Claddings	0,38 mm	0,38 mm	0,38 mm	0,38 mm	0,25 mm	0,25 mm	0,25 mm
Breite des Kühlkanals	2,20 mm	2,20 mm	2,20 mm	2,20 mm	2,20 mm	2,46 mm	2,20 mm
Uraninventar im Kern	8,1 kg	43,25 kg	49,42 kg	49,42 kg	61,99 kg	43,25 kg	70,84 kg
Erforderliche Anreicherung	93%	32-33%	26-27%	27-28%	27-28%	27-28%	24-25%

Quelle: (Englert/Glaser/Liebert 2006) (Englert 2009)

Werte, die gegenüber der gegenwärtigen Auslegung mit HEU-Brennstoff einer Anreicherung von 93% variiert wurden, sind durch Fettdruck hervorgehoben.

Nun konnte eine systematischere Suche nach zielführenden Veränderungen gestartet werden. Die Auswirkungen der verschiedenen möglichen Maßnahmen stehen in einer komplexen (ab und an gegenläufigen) Wechselwirkung miteinander, so dass nicht aus theoretisch bekannten Einzelwirkungen auf die Gesamtwirkung geschlossen werden kann. Daher wurde eine aufwändige Parameterstudie durchgeführt, die das Reaktorverhalten jeweils simulierte, mit der Absicht, letztendlich auch wichtige Kenngrößen zu bestimmen, insbesondere auch Leistungsparameter des Reaktors (Englert/Glaser/Liebert 2006; Englert 2009). In Tabelle 1 sind verschiedene Modifikationen für den FRM-II unter Verwendung von monolithischem UMo-Brennstoff und die Veränderungen gegenüber dem gegenwärtigen HEU-Design gezeigt. Die hier vorgestellten Modifikationen zeigen die prinzipiellen Möglichkeiten, wie die Anfangsreaktivität des abgereicherten Brennstoffes erhöht werden kann. Um den notwendigen Grad der Urananreicherungen zu reduzieren, der zur Erhöhung der Anfangsreaktivität der Kernkonfiguration zunächst nötig erscheint, sind verschiedene Optionen möglich: die aktive Höhe des Brennelementes kann vergrößert werden (Mod. 2,3,6), eine Leistungserhöhung um 10% wie in Mod. 3 vorgeschlagen, die Dicke der Brennstoffzone kann vergrößert (Mod. 4,5) oder die Stärke des Cladding reduziert werden (Mod. 4-6), um den Urangehalt pro Brennstoffplatte zu erhöhen. In Mod. 5 wird zusätzlich die Breite des Kühlkanals vergrößert.

Alle diese betrachteten Modifikationen erfordern noch eine Anreicherung zwischen 24 und 33% Sie erfüllen somit nicht die Forderung nach der Umrüstung auf niedrig angereichertes Uran (LEU). Die Modifikationen wurden noch so gewählt, dass eine Zyklusdauer von 52 Tagen möglich ist. Inzwischen wird der FRM-II in einem 60 Tage Zyklus betrieben. Laut Aussage der Betreiber muss bei möglichen Umrüstungen auch diese neue Zykluslänge erhalten bleiben. Eine solche zusätzlich gestellte Bedingung erschwert die Suche nach einer passenden Umrüstungsvariante zusätzlich.

Die Parameterstudie wurde so fortgeführt, dass im nächsten Schritt die Auswirkungen der verschiedenen Modifikationsmöglichkeiten auf Leistungsparameter des Reaktors untersucht wurden. Dabei wurde deutlich, in welche Richtung und in welchen Parameterbereichen Veränderungen an der Brenn-

elementgeometrie zielführend sind. Es zeigte sich dabei u.a. auch, dass in Hinblick auf die Gesamtperformance des Reaktors es günstiger ist, auf eine Steigerung der Anfangsreaktivität zu setzen als auf einen Gewinn an Neutronenfluss.

Tabelle 2: Zwei aus der Parameterstudie hervorgegangene Designvariablen für denkbare Auslegungen des FRM-II mit monolithischen UMo-LEU-Brennstoffen.

	HEU	LEU1		LEU2	
Thermische Leistung	20 MW	20 MW	22 MW	20 MW	22 MW
Aktive Höhe	70 cm	80 cm		84 cm	
Dicke der Brennstoffzone	0,60 mm	0,80 mm		0,80 mm	
Stärke des Claddings	0,34 mm	0,20 mm		0,25 mm	
Breite des Kühlkanals	2,20 mm	3,00 mm		3,00 mm	
Erforderl. Anreicherung	93%	20%		20%	
Neutronenflussreduktion im Maximum	-	-15%	-7%	-16%	-8%
Neutronenflussreduktion bei kalter Quelle	-	-14%	-5%	-15%	-6%

Quelle: (Englert/Glaser/Liebert 2006) (Englert 2009)

Berechnete Flussverluste sind auf das gegenwärtige HEU-Design bezogen.

Basierend auf der Parameterstudie konnte nun nach optimierten Auslegungen des Reaktorkerns mit monolithischem UMo-LEU-Brennstoffen gesucht werden (Englert/Glaser/Liebert 2006; Englert 2009). In Tabelle 2 sind beispielhaft zwei LEU-Varianten für den FRM-II unter Verwendung von monolithischem UMo-Brennstoff in wesentlichen Parametern skizziert. Die LEU-Variante 1 verwendet ein ungewöhnlich dünnes Cladding (0,2 mm), das so wohl bis heute noch nicht erprobt ist. Diese Variante zeigt damit aber das Potential, das durch die Minimierung der Claddingdicke erreichbar ist. Ein Cladding von 0,25 mm ist in anderen Hochflussreaktoren bereits üblich, insbesondere auch im HFIR in Oak Ridge, dessen Brennelement-Design dem des FRM-II ähnelt. Falls ein Cladding von 0,2 mm für nicht erreichbar gehalten wird, zeigt die LEU-Variante 2, dass der Nachteil eines etwas dickeren Claddings (0,25 mm) durch eine leichte weitere Verlängerung des Brennelements kompensiert werden kann. Eine wesentliche Leistungsgröße des Reaktors ist der für Experimente nutzbare Neutronenfluss. Die Simulationsrechnungen zeigen einen relativen Neutronenflussverlust (im Vergleich zur HEU-Auslegung) im Maximum der radialen Flussverteilung außerhalb des Brennelements von etwa 15% in den LEU-Varianten mit einer beibehaltenen Reaktorleistung von 20 MW. Dieser Verlust verringert sich auf 7 bzw. 8 % für den Fall einer marginalen Leistungserhöhung auf 22 MW. Letztere Flussverluste können als „marginal“ klassifiziert werden. Von großer Bedeutung ist der maximale Fluss am Ort der sogenannten Kalten Quelle, die sich im Abstand von 40cm vom Brennelementmittelpunkt befindet und für die Reaktornutzer von besonderem Interesse ist. Bis zu 50% der Nutzung wurden ursprünglich an der Kalten Quelle erwartet (Böning/Axmann/Petry 1999). Der berechnete Neutronenflussverlust am Ort der Kalten Quelle liegt bei den 22 MW-Varianten mit 5 bzw. 6% deutlich im marginalen Bereich. Eine Zykluslänge von 60 Tagen scheint nur für die 20 MW-Optionen möglich, für die 22 MW-Optionen muss mit einer Zykluslänge im Bereich von 52 Tagen wie in den ersten Betriebsjahren des FRM-II gerechnet werden.

Mit diesen Optimierungsrechnungen konnte gezeigt werden, dass eine Umstellung des FRM-II auf LEU-Brennstoff von der neutronenphysikalischen Seite her prinzipiell machbar ist.

Eine Umrüstung kann gewiss nicht allein aufgrund von Reaktorsimulationsrechnungen, die sich im Wesentlichen mit der Neutronik befassen, durchführbar werden. Modifikationen an der Geometrie o-

der den verwendeten Materialien können, wie oben bereits angedeutet, Einfluss auf andere – auch sicherheitsrelevante Parameter – haben. Solche Überlegungen konnten in nur sehr begrenztem Maße in der IANUS-Forschungsgruppe angestellt werden – allein schon deshalb, weil keine Finanzmittel dafür zur Verfügung standen. Stehen die Kenndaten der qualifizierten monolithischen Brennstoffe zur Verfügung, müssen für konkrete Umrüstungsoptionen auch detailliertere thermohydraulische Berechnungen zu den Effekten auf die Kühlmittelzirkulation und die bereits erwähnten Leistungsspitzen erfolgen.

Die Physiker in der Reaktorprojektgruppe an der TU München verfolgten den oben skizzierten ersten Weg, wie eine bestmögliche Nutzbarkeit von hochdichten UMo-Brennstoffen im FRM-II in einer Forschungsstrategie vorbereitet werden kann. Die Arbeiten begannen ungefähr mit der Zeit der Inbetriebnahme, setzten zunächst vollständig auf UMo-Dispersionsbrennstoffe und bewerteten die monolithischen Brennstoffe als weder wirklich attraktiv noch als realistische Möglichkeit (Röhrmoser et al. 2004; Röhrmoser/Petry/Wieschalla 2005). Man berief sich eher auf früher gewonnene Erkenntnisse, dass man mit dem HEU-Design den bestmöglichen Weg eingeschlagen hatte (Röhrmoser 1991; Nuding 2000b). Die Notwendigkeit die Brennstoffgeometrie – bei einer tendenziell nunmehr durch die Bund-Land-Vereinbarung von 2003 unausweichlich gewordenen – Umrüstung vollständig wie in der HEU-Auslegung zu erhalten, wurde betont. Das gilt auch für die Notwendigkeit einer Anreicherung auf 50% mit UMo-Dispersionsbrennstoffen, an deren Entwicklung frühzeitig mitgewirkt wurde (Wieschalla 2006). Angesichts der überraschend wachsenden Probleme bei der Qualifizierung der UMo-Dispersionsbrennstoffe und den speziellen Anforderungen im FRM-II was maximale Spaltdichten angeht kommen nach und nach die monolithischen UMo-Brennstoffe mit in den Blick. Auch 2006 wurde noch betont, dass keine Dimensionen des Brennelements im kompakten Reaktorkern verändert werden könnten. Die Berechnungen für Dispersionsbrennstoff zeigen weiterhin, dass man mit ihnen die Anreicherung von 50% kaum unterschreiten könnte. Demgegenüber wird nun ein Potential für eine weiter gehende Anreicherungsreduktion bei Verwendung von monolithischen UMo-Brennstoffen erkannt. Insbesondere wird gefunden, dass eine flexible radiale Dickenveränderung mit diesen Brennstoffen interessante neue Möglichkeiten bietet (Röhrmoser/Petry 2006).

Nach der ersten Verlängerung der Frist (Ende 2010) für eine Umrüstung auf Ende 2018 ändert sich die Strategie. Die Beteiligten an der TU München öffneten sich in Richtung auf den zweiten prinzipiell gangbaren Pfad, der oben knapp beschrieben und zuvor bereits von IANUS beschritten wurde. Nun werden monolithische UMo-Brennstoffe immer attraktiver und erste Änderungen in der Brennelement-Geometrie werden probiert. Die Dicke der Brennstoffzone wird vergrößert, die Cladding-Dicke etwas reduziert und die Höhe des Brennelements etwas vergrößert. Letzteres galt noch während der Arbeit der BMBF-Expertenkommission, an dem die Vertreter der TU München und des zuständigen bayerischen Staatministeriums als „ständige Gäste“ teilnahmen²⁷, aus Sicht der TU München als absolut undenkbar und einen vollständigen Umbau oder gar Neubau des Reaktors heraufbeschwörend. Das gleiche galt für den damaligen Vorschlag, ein klein wenig mehr Platz für das Brennelement und damit für seine notwendigerweise erhöhte Brennstoffbeladung zu schaffen durch eine geringfügige Aufweitung des sogenannten Zentralkanals, in dem u.a. das Brennelement sitzt. Auch hier zeigt man sich jetzt flexibel (Breitkreutz/Röhrmoser/Petry 2013), wohl auch deshalb, weil diese Reaktorkomponente nur eine begrenzte Lebenszeit im Reaktor hat und daher etwa alle zehn Jahre ausgetauscht werden muss. Das Ergebnis dieser Überlegungen ist, dass nunmehr Abreicherungen auf etwa 30% mit UMo-Dispersionsbrennstoff und etwas unterhalb von 30% für monolithischen Brennstoff für möglich gehalten werden, auch wenn die Einschätzung der berechneten Neutronenflussverluste noch nicht durchweg als marginal eingestuft werden (ebd.).

²⁷ Dies war für Bundeskommissionen, die Nuklearthemen behandeln, sehr ungewöhnlich. Dies geschah gewissermaßen auf Selbsteinladung.

Etwas später werden für UMo-Dispersionsbrennstoff Simulationsrechnungen mit noch etwas großzügiger veränderten Brennelementgeometrien bei 30% Anreicherung durchgeführt. Da immer fragwürdiger wird, wann die beiden neuen UMo-Brennstofftypen tatsächlich zur Verfügung stehen, wird in ganz ähnlicher Weise auch ein leicht verbesserter Uransilizid-Brennstoff mit einer Dichte von 6 g(U)/ccm bei einer Anreicherung von 35 % durchgerechnet (Röhrmoser 2015). Alle wesentlichen Leistungsparameter werden dadurch nur in als marginal geltenden Bereich von ungefähr 5 % verringert, die Zykluslänge von 60 Tagen bleibt erhalten und zumindest einige sicherheitsrelevante Parameter bleiben auf demselben Niveau wie bei der gegenwärtigen HEU-Auslegung.

5.4 Vorschlag für einen Zwischenschritt bei der Umrüstung auf LEU

Im Jahre 2016 wurde von der US National Academy of Sciences ein Report vorgestellt, der unter dem Titel „*Reducing the Use of Highly Enriched Uranium in Civilian Research Reactors*“ die bisherigen Erfolge, aber zukünftige Herausforderungen im Bereich der Umrüstung von zivilen Forschungsreaktoren auf niedrigangereichertes Uran beschreibt (National Academies of Sciences 2016).

Eines der größten Probleme bei den internationalen Umrüstungsbemühungen ist die bereits erwähnte immer noch fehlende Qualifizierung der UMo-LEU-Brennstoffe besonders hoher Dichte, die insbesondere für die Umstellung einer kleineren Anzahl von Hochflussreaktoren, die mit HEU-Brennstoff betrieben werden, benötigt werden. Dies zeigt sich auch in Tabelle 3, die eine Übersicht über die Hochfluss-Forschungsreaktoren zusammen mit den – nach Einschätzung des NAS-Panels – notwendigen Urananreicherungen in Abhängigkeit von den verwendeten Brennstoffen gibt. Als Brennstoff-Optionen werden die beiden UMo-Varianten als auch Uransilizid-Brennstoffe benannt. Während die Uransilizid-Brennstoffe mit einer Dichte von 4,8 g(U)/ccm seit mehr als zwei Jahrzehnten qualifiziert und verfügbar sind, befinden sich Brennstoffe mit einer Dichte von 5,8 g(U)/ccm noch im Qualifizierungsprozess.

Auffällig sind die vier nicht-amerikanischen Reaktoren in Europa, für die es (noch) keine konkretisierten Pläne zur Umrüstung gibt:

- ▶ der Forschungsreaktor München FRM-II,
- ▶ der belgische Forschungsreaktor BR2, der allerdings schon 1962 in Betrieb ging,
- ▶ der Hochflussreaktor RHF am Institute Laue-Langevin (ILL) Grenoble , und
- ▶ der sich noch in Bau befindliche französische Jules-Horowitz Reaktor (JHR).

Aber selbst bei den amerikanischen Reaktoren, bei denen die Betreiber mehr Motivation zur Umrüstung zeigen (müssen), sieht man, dass noch viele Jahre bis zum Ende von HEU-Brennstoff in diesen Forschungsreaktoren vergehen werden. Aus diesem Grund empfiehlt die Studie, eine Art Zwischenschritt einzulegen (ebd., S. 4–6). Zunächst sollen – am besten innerhalb von fünf Jahren – alle (diese) Forschungsreaktoren zumindest auf eine Anreicherung von weniger als 45% Uran-235 umgerüstet werden. Verbunden wird dieser Vorschlag mit der Bedingung, dass

1. jeweils ein minimaler Anreicherungsgrad unterhalb von 45% je nach den Gegebenheiten jedes Reaktors realisiert wird,
2. die USA alle ihre HEU-Vorräte, die für Forschungsreaktoren vorgesehen sind (das sind 20 Tonnen), auf den dann niedrigst benötigten Anreicherungsgrad abreichern und
3. der Zwischenschritt so verfolgt wird, dass das Ziel einer Abreicherung für alle zivilen Forschungsreaktoren weltweit auf unter 20% (LEU) nicht in Frage gestellt wird.

Gleichzeitig sollen Entwicklungs- und Qualifizierungsarbeiten für die beiden Uran-Molybdän-Brennstoffe weiter erhöhter Dichte (Dispersion und monolithisch) weiter vorangetrieben werden, um eine Konversion auf LEU letztlich überall bewerkstelligen zu können.

Tabelle 3: Notwendige Anreicherung zur Umrüstung von Hochflussforschungsreaktoren mit verschiedenen Brennstoffen.

HPRR	U ₃ Si ₂ 4,8 g(U)/cm ³ %	U ₃ Si ₂ 5,8 g(U)/cm ³ %	UMo (Dispersion) %	UMo (monolithisch)	Jahre zur Umrüstung mit monolithischem UMo Brennstoff
ATR	35-40	~30	25-30	LEU	14 Jahre
HFIR	30-40	~30	25-30	LEU	17 Jahre
NBSR	~25	LEU	LEU	LEU	12 Jahre
MURR	~45	~40	~35	LEU	12 Jahre
MITR-II	~35	~30	25-30	LEU	12 Jahre
FRM-II	50-60	~35	30	LEU	N/A
BR2	~27	~22	LEU	LEU	N/A
JHR	~27	22	LEU	LEU	N/A
RHF	~27	~22	LEU	LEU	N/A

Quelle: National Academies of Sciences 2016, S. 91

ATR - Advanced Test Reactor, Idaho, USA; HFIR - High Flux Isotope Reactor, Oakridge, USA; NBSR - Neutron Beam Split-Core Reactor, Gaithersburg, USA; MURR - University of Missouri Research Reactor, Columbia, USA; MITR - MIT Nuclear Research Reactor, Cambridge, USA; FRM-II - Forschungsreaktor München II, Deutschland; BR2 - Belgian Reactor 2, Mol, Belgien; JHR - Jules Horowitz Reactor, Saint-Paul-lès-Durance, Frankreich; RHF - Réacteur à Haut Flux, ILL Grenoble, Frankreich

Dieser empfohlene Zwischenschritt sollte tatsächlich rasch mit den verfügbaren Uransilizid-Brennstoffen möglich sein. Allerdings müssten diese Brennstoffe dann, ähnlich wie beim Präzedenzfall des FRM-II in einer höherangereicherten Form produziert werden. Grundsätzlich ist also zu erwägen, was besser ist: Mit einer Umrüstung bei einer Reihe wesentlicher Reaktoren zu warten bis tatsächlich passender LEU-Brennstoff verfügbar ist oder zunächst ein verstärktes Eindringen in die Anreicherungszone oberhalb von 20%, was eventuell von einigen Reaktorbetreibern als Lizenz zum Dauerbetrieb mit diesen HEU-Brennstoffen verringerter Anreicherung interpretiert werden könnte. Also besteht einerseits die Gefahr des noch längerfristigen Nichtstuns, aber andererseits die Gefahr eines Aufweichens der international akzeptierten HEU-Verzichtsnorm bzw. gar der Verschiebung der HEU-LEU-Grenze. Angesichts der proliferations-technischen und –politischen Fakten, die oben (insbesondere in Kapitel 2) dargelegt wurden, ist vielleicht Letzteres problematischer als Ersteres.

Diese vorgeschlagene Umrüstung wirklich aller Forschungsreaktoren, die noch mit HEU betrieben werden, auf eine Anreicherung des Brennstoffs unter 45% als Zwischenschritt hätte zu Folge, dass (für zivile Zwecke) überhaupt kein hochangereichertes Uran mit einem Uran-235 Gehalt von mehr als 45% vorgehalten werden müsste.

5.5 Ein mögliches Umrüstungsszenario für den FRM-II ?

Eine Vorbemerkung erscheint an dieser Stelle angebracht. Obwohl sich bereits damals, in den 1980er Jahren, eine internationale Norm entwickelte, aus guten proliferationstechnischen und proliferationspolitischen Gründen auf die HEU-Nutzung in Forschungsreaktoren zu verzichten, weltweit kein Forschungsreaktor mehr mit HEU geplant wurde und zeitgleich in Deutschland in die Kooperation mit den USA erfolgreiche Entwicklungsprojekte für LEU-Konversionsbrennstoffe liefen, haben am Reaktorprojekt beteiligte Wissenschaftler an der TU München in der zweiten Hälfte der 1980er Jahre auf eine Auslegung ihres Forschungsreaktors mit HEU gesetzt. Die Beteiligten an der TU München haben in den Folgejahren zusätzlich den neu entwickelten Uransilizid-LEU-Brennstoff höherer Dichte, der für

die weltweite Umrüstung von Forschungsreaktoren von HEU auf LEU vorgesehen war, zweckentfremdet durch Vorbereitung seiner Nutzung in der problematischen hochangereicherten Form.

Es lässt sich belegen, dass hier Eigeninteressen der Forscher im Spiel waren, die egoistisch nur die eigenen Forschungsmöglichkeiten im Blick hatten, und dass die internationalen Abreicherungsbemühungen im Bereich der Nutzung von Forschungsreaktorbrennstoff ganz bewusst als wissenschaftlich fehlgeleitet desavouiert wurden. Diese Zweckentfremdung der Konversionsbrennstoffe wurde während des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens, das von 1993 bis 2003 lief, gezielt weiter vorbereitet. Dass Versorgungs- und Entsorgungsschwierigkeiten bei der HEU-Brennstoffwahl gegeben waren und sind, war allen bewusst. Das Versorgungsproblem wurde „gelöst“ durch Einfädelung von HEU-Lieferungen aus Russland. Das Entsorgungsproblem wurde auf die lange Bank geschoben. Schließlich haben die Beteiligten an der TU München mit Unterstützung ihrer Landesregierung in der zweiten Hälfte der 1990er Jahre trotz deutlicher substanzieller Kritik aus Wissenschaft und Politik und trotz vorhandener technischer Alternativen darauf bestanden, den Reaktor in einer auf HEU ausgelegten Form fertigzustellen. Dies macht es nun schwer, ohne Leistungsverluste (insbes. Neutronenfluss), von HEU- auf LEU-Brennstoff umzusteigen, weil kaum Spielraum für den etwas vergrößerten Platzbedarf für ein LEU-Brennelement im Reaktorkern vorgesehen wurde. Schließlich wurde über die bayerische Staatsregierung in den Verhandlungen mit der Bundesebene von Sommer 1999 bis Herbst 2001 durchgesetzt, dass der Reaktor mit HEU in Betrieb gehen kann.

Eine Umrüstungsverpflichtung wurde nicht etwa auf LEU akzeptiert, sondern lediglich auf eine Anreicherung unterhalb von 50%, was die proliferationstechnischen und –politischen Ziele nicht erreichen kann und ebenfalls die entsorgungstechnischen Probleme fortschreibt. Dabei spielt eine entscheidende Rolle, dass man stets die Forderung erhebt, der neue HEU-Reaktor müsse nun so behandelt werden wie ein „alter“ HEU-Reaktor, der nur bei marginalen Neutronenflussverlusten und marginalen zusätzlichen Betriebskosten auf LEU umgerüstet werden könne. Diese Haltung ist äußerst schwer vermittelbar. Überdies könnte auch bei einer Umrüstung auf Brennstoffe einer Anreicherung unterhalb von 50% gewiss nicht dabei stehen geblieben werden, sondern die Zielstellung müsste die letzte Umrüstung auf LEU-Brennstoff sein.

In der gegenwärtigen Situation ist es nicht leicht, ein allseits befriedigendes Umrüstungsszenario für den FRM-II zu entwerfen. Drei Möglichkeiten sollen im Folgenden benannt werden.

Wenn der weitere Anfall von abgebrannten HEU-Brennelementen aus dem FRM-II, der mit Proliferations- und Entsorgungsproblemen assoziiert ist, schnellstmöglich vermieden werden soll, dann müsste der Reaktor so schnell wie möglich von HEU- auf LEU-Brennstoff umgerüstet werden. Da derzeit kein konkreter Umrüstungsplan vorliegt, werden einige (wenige) Jahre für die konkrete Umrüstungsplanung und das zugehörige atomrechtliche Genehmigungsverfahren benötigt. Letzteres könnte im Ermessensspielraum der zuständigen Genehmigungsbehörden relativ rasch erfolgen, wenn sicherheitsrelevante Aspekte nicht oder nur am Rande bei dem konkreten Umrüstungsplan betroffen wären. Dies könnte gelten, wenn ein recht einfacher Umrüstungsplan mit im Kern nur Ersatz des Brennstoffs bei weitgehend gleichen weiteren Reaktorbedingungen verfolgt würde. Aber auch dies müsste durch entsprechende Berechnungen und Abschätzungen nachgewiesen werden können. Ein solcher „einfacher“ Umrüstungsplan könnte eigentlich nur bedeuten, einen derzeit qualifizierten und verfügbaren Brennstoff möglichst hoher Dichte einzusetzen, also Uransilizid-Brennstoff der Dichte 4,8 g(U)/ccm bei einer Anreicherung unterhalb von 20%. Zusätzlich könnte eine marginale Leistungserhöhung auf 22 MW vorgesehen werden. Die Leistungsparameter des Reaktors würden dadurch sicher negativ beeinflusst (also insbesondere Neutronenflusskennzahlen). Die genaueren Auswirkungen könnten relativ rasch genauer berechnet werden. Die dadurch veränderten Reaktorsicherheitsaspekte würden wahrscheinlich tendenziell zu entspannteren Verhältnissen führen, da der Spaltstoffanteil im Brennelement reduziert wäre. Dies müsste aber nachgewiesen werden. Die Betreiberseite wäre damit sicher nicht zufried-

den, auch wenn man ihr versicherte, eine deutlich verbesserte Situation für die Nutzbarkeit des Reaktors sei schon am Horizont sichtbar durch die spätere weitere Umrüstung auf dann verfügbare Brennstoffe höchster Dichte. Von diesen Brennstoffen ist inzwischen bekannt (siehe oben), dass sie zumindest theoretisch ein gutes Potential für Abreicherungs Bemühungen ohne erhebliche Verluste für Leistungsparameter des Reaktors haben.

Die Möglichkeit eines tatenlosen Zuwartens – als Alternative zu diesem harschen Schritt – bis die erhofften UMO-Brennstoffe besonders hoher Dichte verfügbar sind, scheidet aus, weil dies den weiteren Anfall von abgebrannten HEU-Brennelementen nicht beenden würde, und wenn, dann erst in ferner Zukunft. Das hieße allerdings auch, dass ein erneutes Verstreichenlassen der Frist für eine Umrüstung zum Jahresende 2018, ohne Ingangsetzung eines konkreten Umrüstungsplans, nicht mehr akzeptiert werden könnte, auch wenn der Betreiber zurecht angäbe, die neuen Brennstoffe zur Umrüstung seien ja noch gar nicht qualifiziert und verfügbar, daher könne man auch jetzt wiederum nicht umrüsten.

Gibt es eine dritte Alternative? Der oben beschriebene Vorschlag des NAS-Panels aus dem Jahr 2016 scheint in eine solche Richtung zu weisen. Wenn eine rasche Abreicherung deutlich unter 50% – möglichst nah an 20% – als Zwischenschritt erfolgen könnte, wäre zwar die LEU-statt-HEU-Norm bis zur tatsächlichen Umrüstung auf LEU nicht erfüllt und damit wäre auch das proliferationspolitische Ziel nicht erreicht. Wenn aber eine Abreicherung nahe an 20% erfolgen würde, wäre schon ein erster proliferationstechnischer Fortschritt und auch eine gewisse Entspannung bei der Entsorgungsproblematik erreicht. Setzt man jedoch wie das NAS-Panel – mit Blick auf ein oder zwei amerikanische Forschungsreaktoren – das Abreicherungsziel für den Zwischenschritt bei 45% an, wäre kaum etwas gewonnen. Dies sollte aus den in diesem Gutachten angestellten Überlegungen und der hier vorgenommenen Benennung von Fakten zur Proliferations- und Endlagerproblematik einsichtig geworden sein. Aber nochmals: alles scheint besser als tatenloses Zuwarten. Vielleicht könnte man sich auf einen vernünftig argumentierten Mittelweg zwischen 45% und 20% Anreicherung des frischen Brennstoffs (trotz der deutlich nicht-linearen Zusammenhänge) als Zwischenschritt einigen. Dies könnte aber nur dann eine vernünftige Strategie sein, wenn man möglichst nah an eine Anreicherung von 20% käme und in ausreichender Verbindlichkeit eine Umrüstungsverpflichtung auf LEU festgeschrieben würde, und zwar zu genau dem Zeitpunkt, zu dem die neue Generation der UMO-Brennstoffe höchster Dichte verfügbar sind. Dies erfordert eine entsprechender Planung und ein atomrechtliches Genehmigungsverfahren, soweit möglich, bereits im Vorfeld. Ohne diese klare Verbindlichkeit des zweiten Schritts zu LEU-Brennstoffliefen die alle Bemühungen ins Leere. Der Reaktorbetreiber könnte sinnvollerweise darauf achten, den Zwischenschritt bereits so klug zu planen, dass der zweite Schritt auf LEU ohne großen Aufwand vollzogen werden kann.

Sicherlich nicht akzeptabel wäre es, nur über Abreicherung zu reden während gut geförderte Forschungs- und Entwicklungsarbeiten in diese Richtung am Standort unternommen werden, mit Brennstoffen experimentiert wird und diese Schritt für Schritt qualifiziert werden, aber de-facto geschieht nichts Reales. Bei einer Reihe von Forschungsreaktorstandorten hat man den Eindruck, dass mehr oder minder nur auf Zeit gespielt wird – und eine ernsthafte Umrüstungsabsicht nicht besteht. Dafür ist die Thematik aber zu ernst. Und es ist unfair den Reaktorbetreibern (und ihren Nutzern) gegenüber, die aus weltpolitischer Verantwortung ihre Reaktoren von HEU auf LEU umgestellt haben.

Schließlich läuft der Münchner FRM-II schon dreizehneinhalb Jahre mit HEU. Schöne Forschung konnte dort durchgeführt werden. Aber ein weiteres Zuwarten, was die Brennstoffproblematik angeht, kann und darf nicht die Lösung sein.

6 Wie können und müssen abgebrannte Brennelemente aus hochangereichertem Uran für eine Endlagerung in Deutschland bearbeitet werden?

Wie bereits aus den vorangegangenen Kapiteln deutlich wird, ist eine Bearbeitung der abgebrannten HEU-Brennelemente vor der Entsorgung unumgänglich. Das folgende Kapitel stellt verschiedene Optionen für diese Bearbeitung vor und diskutiert sie vor allem im Hinblick auf die deutsche Situation.

6.1 Endlagerungs- und Bearbeitungsoptionen für abgebrannte HEU-Brennelemente

Aktuell existiert kein Endlager für hochradioaktive Abfälle in Deutschland. Mit dem Standortauswahlgesetz aus dem Jahr 2017 (StandAG) wird das Verfahren für die Suche eines Standorts für ein tiefegeologisches Endlager geregelt. Das StandAG hält fest, dass für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle in Deutschland die „Wirtsgesteine Steinsalz, Tongestein und Kristallingestein“ in Betracht kommen (StandAG §1.3). Es wird ebenfalls festgehalten, dass die „Möglichkeit einer Rückholbarkeit für die Dauer der Betriebsphase des Endlagers und die Möglichkeit einer Bergung für 500 Jahre nach dem geplanten Verschluss des Endlagers“ vorzusehen ist (StandAG §1.4). Die Festlegung auf einen Standort wird im Jahr 2031 angestrebt (Deutscher Bundestag 2017b).

Für den Umgang mit abgebrannten HEU-Brennelemente – insbesondere für diejenigen aus dem FRM-II – gibt es verschiedene Möglichkeiten. Die drei relevanten Optionen – die direkte Endlagerung, das Melt & Dilute-Verfahren und die Wiederaufarbeitung – werden im Folgenden kurz vorgestellt, die jeweiligen Vor- und Nachteile diskutiert und eine Bewertung der Optionen für Deutschland vorgenommen.

6.1.1 Direkte Endlagerung

Die direkte Endlagerung abgebrannter Brennelemente aus Leistungsreaktoren (LEU-Brennelemente) stellt eine in Deutschland erst seit den 1970er Jahren untersuchte Möglichkeit zum Umgang mit hochradioaktivem Abfall dar (Closs et al. 1980, 1985). Für die direkte Endlagerung werden die abgebrannten Brennelemente zunächst einige Jahrzehnte zwischengelagert, um ihre Strahlung und Wärmeleistung abklingen zu lassen. Die Wärmeleistung der abgebrannten Brennelemente stellt eine maßgebliche Kennzahl für die Auslegung eines Endlagers dar. Bei dem derzeit verfolgten Pollux-Konzept²⁸ werden die Brennelemente, nach der Lagerung in einem Zwischenlager, in einer Konditionierungsanlage aus den Transport- bzw. Zwischenlagerungsbehältern (CASTOREN) entnommen und anschließend in den Polluxbehälter gefüllt. Dabei wird der radioaktive Abfall in einen chemisch stabilen und in Wasser nur schwer löslichen Zustand überführt. Dieser Prozess der Konditionierung ist nur in speziellen Anlagen möglich.

Die direkte Endlagerung ist das einzige Verfahren, das inzwischen zur Entsorgung der abgebrannten Brennelemente aus deutschen Leistungsreaktoren zugelassen ist. Die Konditionierung von LEU-Brennstoffen stellt keine großen technologischen Herausforderungen. Da sich das Entsorgungskonzept für die deutschen Forschungsreaktoren aus Kostengründen an das Entsorgungskonzept deutscher Leistungsreaktoren anlehnt, ist die direkte Endlagerung eine der diskutierten Optionen (Klein 2009; Thamm 2001).

²⁸ Polluxbehälter sind Spezialbehältnisse zur Lagerung abgebrannter Brennelemente.

In Deutschland durchgeführte Studien beschäftigen sich fast ausschließlich mit der Endlagerung von Brennelementen aus Leistungsreaktoren. Es bestand bis jetzt kaum die Notwendigkeit, die Endlagerfähigkeit der abgebrannten Brennelemente aus Forschungsreaktoren näher zu untersuchen, da praktisch alle Brennelemente zur Wiederaufarbeitung oder Konditionierung vom Lieferland zurückgenommen oder ersatzweise von anderen Ländern übernommen wurden. Die abgebrannten, hochangereicherten Brennelemente aus dem FRM-II stellen aus diesem Grund eine besondere Herausforderung dar (vgl. Kapitel 4).

Es liegen aktuell keine belastbaren Aussagen vor, in welchen Behältern eine etwaige direkte Endlagerung der FRM-II Brennelemente erfolgen soll. Die Zwischenlagerung im Transportbehälterlager Ahaus erfolgt in noch zu genehmigenden CASTOR MTR-3 Behältern. Jeder dieser CASTOR MTR-3 enthält fünf HEU-Brennelemente aus dem FRM-II. In wie weit diese CASTOR Behälter für eine Endlagerung geeignet wären, kann von den Autoren des Gutachtens nicht bewertet werden, da aktuell keine genauen Daten zu den Eigenschaften des CASTOR MTR-3 vorliegen.

Vor- und Nachteile

Die direkte Endlagerung von abgebrannten HEU-Brennelementen – insbesondere aus dem FRM-II – hat vor allem den Vorteil, dass es sich auf den ersten Blick um die kostengünstigste Variante handelt (sofern die notwendigen Sicherungsmaßnahmen gegen potenzielle Proliferatoren über einen sehr langen Zeitraum nicht mit kalkuliert werden). Ein gewisser Vorteil gegenüber der Option einer Wiederaufarbeitung liegt in der Tatsache, dass keine waffenfähigen Spaltmaterialien abgetrennt und damit direkt zugänglich gemacht würden.

Die abgebrannten HEU-Brennelemente aus Forschungsreaktoren unterscheiden sich sehr stark von abgebrannten Brennelementen aus Leistungsreaktoren. Erstere enthalten im Falle des FRM-II nach ihrer Verwendung im Reaktor noch rund 87% Uran 235, letztere rund 1-2% Uran 235 und rund 1% Plutonium. Ein weiterer wesentlicher Unterschied liegt in der chemischen Zusammensetzung und Struktur der Brennelemente aus Forschungsreaktoren und Leistungsreaktoren. Die Standzeit der Aluminiumhülle von Forschungsreaktor-Brennelementen ist unter der Einwirkung von Salzlauge sehr gering. Somit kann die Brennelementehülle unter Störfallbedingungen keinen signifikanten Beitrag zur Langzeitsicherheit des Abfallgebundes leisten (vgl. Kapitel 4).

Wie in Kapitel 3.1 und 4.1 ausgeführt, handelt es sich bei abgebrannten HEU-Brennelementen aus dem FRM-II um ein Material, das für einen potenziellen Proliferator sehr attraktiv ist. Ein Brennelement des FRM-II enthält rund 7,5 kg HEU, ist rund 1,1m hoch, hat einen Durchmesser von 22 cm und wiegt 50 kg. Bereits wenige dieser Brennelemente genügen um eine signifikante Menge für eine Kernwaffe zu erhalten. Wie in Kapitel 3.1 dargestellt, stellen der Transport und die Zwischenlagerung von Behältern mit waffenfähigem Material eine besondere Herausforderung aus proliferationstechnischer Sicht dar. Die Gefahr des Diebstahls eines Behälters oder Brennelements ist gegeben. Je länger die Standzeit der HEU-Brennelemente vor ihrer Verbringung in ein Endlager, desto geringer ist die Strahlenbarriere, welche potenzielle Proliferatoren abschrecken könnte. Wie bereits diskutiert, besteht somit die Notwendigkeit, spezielle Sicherheitsmaßnahmen für das Zwischenlager zu etablieren, da es sich bei den abgebrannten Brennelementen des FRM-II um Waffenstoff handelt.

Die Proliferationsgefahr endet jedoch nicht mit der Verbringung in ein Endlager. Das Endlager wird über einen sehr langen Zeitraum hinweg betrieben werden. Proliferationsrelevantes Material würde bei direkter Endlagerung grundsätzlich zugänglich bleiben. Die Möglichkeit einer Rückholbarkeit bis zum Verschluss und der Möglichkeit einer Bergung auch noch nach der Verschließung des Endlagers, wie im Standortauswahlgesetz §1.4 vorgesehen, verlängert den Zeitraum, in dem ein möglicher Proliferator – hier im Wesentlichen der Staat als potentieller Akteur - waffenfähiges Material entwenden könnte. Die Strahlenbarriere des Materials nimmt zusätzlich exponentiell weiter ab, so dass der Angreifer bei entsprechendem Vorgehen keine unmittelbaren Strahlenschäden befürchten muss. So

lange der abgebrannte Brennstoff aus dem FRM-II in einer Form vorliegt, die attraktiv für einen möglichen Proliferator bleibt, müssen spezielle Vorkehrungen für die Sicherung des Zwischenlagers und des Endlagers getroffen werden (siehe Kapitel 4.1).

Ein weiterer Nachteil besteht in der Gefahr der Rekritikalität abgebrannter HEU-Brennelemente aus dem FRM-II. Dies wurde in Kapitel 4.2 bereits im Detail diskutiert. Aufgrund der hohen Anreicherung wäre schon das Inventar eines einzigen Brennelements des FRM-II hinreichend, um, gelöst in Salzlauge oder in wässriger Lösung, eine kritische Masse zu bilden. Die kurze Standzeit der Aluminiumhülle begünstigt die Auflösung des Uraninventars. Nicht nur Kastenberghaus u.a. (1996) empfehlen in ihrer Analyse zum Verhalten spaltbaren Materials in Endlagern, eine mögliche Kritikalität im Endlager durch die vorherige Verdünnung des hochangereicherten Urans mit abgereichertem Uran zu vermeiden. Die Reaktorsicherheitskommission sagt zu dem Thema der direkten Endlagerung der HEU-Brennelemente des FRM-II (Reaktorsicherheitskommission 2001, S. 84):

„Um die Unterkritikalität bei der Endlagerung von FRM-II BE langfristig einzuhalten, wird eine Konditionierung durch Zumischung von abgereichertem Uran (...) für unumgänglich gehalten“.

In der 3. Teilgenehmigung für den FRM-II wird sogar behauptet (Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen 2003):

„Einer Maßgabe des BMU folgend ist ein Konditionierungskonzept entwickelt worden, das eine Unterkritikalität des im FRM-II eingesetzten Brennstoffs selbst unter ungünstigen Endlagerbedingungen gewährleistet“.

Allgemein wird somit anerkannt, dass sich aufgrund des hohen Anteils an Uran-235 auch im abgebrannten Brennstoff der Kritikalitätsnachweis nicht ohne weitere Maßnahmen erbringen lässt.

Angelehnt an die direkte Endlagerung ist das sogenannte Co-Disposal Packaging. Bei diesem Verfahren werden die abgebrannten Brennelemente, die immer noch HEU enthalten, zusammen mit vitrifizierten hochaktiven Abfällen in einem Gebinde gemeinsam eingelagert (U.S. Department of Energy 2000a, S. S-16). Die Brennelemente werden dabei nur bei Bedarf zurechtgeschnitten und es findet keine Verdünnung des hochangereicherten Urans statt. Dadurch kann das Risiko einer Rekritikalität reduziert werden. Aus der proliferationstechnischen Sichtweise ändert dies nichts. Man könnte auch an eine Beilagelagerung von Natururan oder abgereichertem Uran innerhalb des Behälters denken, wobei die zugefügte Masse an Uran-238 etwa fünfmal größer sein sollte als die Masse des abgebrannten HEU im Behälter.

Bewertung der Option für Deutschland

Die direkte Endlagerung von abgebrannten HEU-Brennelementen aus dem FRM-II ist aus proliferationstechnischer Sicht und aus Gründen einer möglichen Rekritikalität für ein Endlager nicht zu empfehlen. Ein Co-Disposal mit vitrifizierten hochaktiven Abfällen ist in Deutschland nicht möglich, da entsprechende Abfallgebände nicht zur Verfügung stehen. Ein Co-Disposal mit Natururan oder abgereichertem Uran würde die Proliferationsproblematik nicht lösen. Die Rekritikalitätsproblematik könnte aber möglicherweise zumindest entschärft werden. Dies wäre aber noch genauer zu untersuchen.

6.1.2 Melt & Dilute-Verfahren

Um eine langfristige Unterkritikalität und eine signifikante Reduktion der Proliferationsgefahr des eingelagerten radioaktiven Abfalls zu gewährleisten, sind Konditionierungsmaßnahmen erforderlich, die den Anreicherungsgrad von einzulagernden HEU-Brennstoffen – also insbesondere des FRM-II – bzw. den Spaltstoffgehalt hinreichend reduzieren. Dabei gibt es zwei grundsätzlich verschiedene Möglichkeiten: entweder wird im Konditionierungsverfahren die Anreicherung homogen reduziert, wie es beim Melt & Dilute-Verfahren der Fall ist, oder heterogen, das bedeutet lediglich das Zugeben neutronenabsorbierender Stoffe.

In den USA wurde die direkte Endlagerung des abgebrannten Brennstoffes aus Forschungsreaktoren, auch unter der Beipackung von neutronenabsorbierenden Stoffen, im Jahr 2000 verworfen. Es schien zu unsicher, dass diese Option auch für HEU-Brennstoff mit Aluminiumhüllen anwendbar sein würde (U.S. Department of Energy 2000b). Damals wurde auch entschieden, dass der bereits vorliegende abgebrannte Brennstoff aus Forschungsreaktoren durch das Melt & Dilute-Verfahren in eine endlagerfähige Form überführt werden sollte.

Ein wesentlicher Aspekt bei der Auswahl des Melt & Dilute-Verfahrens war neben den Proliferationsgründen auch die Minimierung der Wahrscheinlichkeit von Kritikalitätsereignissen im Endlager. Dieses Verfahren wurde wohl im Rahmen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens zunächst auch von der TU München als Betreiber des FRM-II favorisiert, die die Vorteile einer Verdünnung auf unter 20% Uran-235 für die Endlagerung bereits früh erwähnte (Nuding 2000a).

Aufgrund der radioaktiven Strahlung des abgebrannten Brennstoffes müssen die wesentlichen Prozessschritte beim Melt & Dilute-Verfahren in einer heißen Zelle innerhalb einer speziellen Anlage durchgeführt werden. Zunächst werden die abgebrannten Brennelemente durch Erhitzen verflüssigt (melt) und dann durch die Zugabe von Uran mit einem niedrigen Uran-235 Gehalt verdünnt (dilute) (Peacock et al. 1999). Durch diese Verdünnung kann im Endprodukt eine Konzentration des kritischen Uran-235 Isotops von weniger als 20% erreicht werden. Die Vermischung mit der mindestens fünffachen Menge an Natururan vermeidet somit die Gefahr einer späteren Kritikalität und erhöht die Proliferationssicherheit. Zusätzlich müssen weitere Materialien wie Aluminium und gegebenenfalls Neutronenabsorber in geeigneten Mengenverhältnissen zugegeben werden. Die Schmelze wird homogenisiert und zur Bildung des eigentlichen Endlagerproduktes gekühlt, bevor das entstehende Material zu endlagerfähigen Gebinden weiterverarbeitet wird. Da durch das Einschmelzen der Brennelemente die flüchtigen Spaltprodukte entweichen, ist ein Filter- und Abflusssystem ähnlich dem einer Wiederaufarbeitungsanlage notwendig.

Vor- und Nachteile

Das Melt & Dilute-Verfahren bietet im Vergleich zu einer direkten Endlagerung der abgebrannten Brennelemente viele Vorteile. Vor allem die Reduzierung der Anreicherung in Uran-235 verringert nicht nur deutlich das Proliferationsrisiko, sondern senkt auch die Gefahr eines Kritikalitätsereignisses im Endlager. Weiterhin ist die Proliferationsresistenz des Verfahrens selbst vorteilhaft. Die Homogenität des Endprodukts hat zusätzlich den Vorteil, dass sich das Langzeitverhalten im Endlager deutlich leichter vorhersagen lässt. Damit lässt sich beispielsweise der Nachweis der Kritikalitätssicherheit deutlich leichter führen.

Das Melt & Dilute-Verfahren ist sicherlich deutlich aufwendiger als eine direkte Endlagerung, die aber niemand ernsthaft empfiehlt. So erfordert das Schmelzen der abgebrannten Brennelemente hohe Temperaturen und Vorkehrungen, um die radioaktiven Gase, die dabei frei werden, zurückzuhalten. Der größte Nachteil ist allerdings, dass sich die Technologie noch nicht etabliert hat. Aufgrund dessen wird in Savannah River (USA) zurzeit auch konventionelle Wiederaufarbeitung von HEU-Brennstoffen durchgeführt, vorläufig jedoch nur, um ausreichend Lagerplatz für zukünftig erwartete abgebrannte HEU-Brennelemente zu schaffen (U.S. Department of Energy 2013). Melt & Dilute wird nach wie vor als eine mögliche Option zur Behandlung von HEU-Brennstoffen gesehen, auch wenn die finale Entscheidung, welchen Entsorgungsweg die USA gehen wird, noch aussteht (U.S. Department of Energy 2016; National Academies of Sciences 2016).

Bewertung der Option für Deutschland

Das Melt & Dilute-Verfahren ist aus proliferationstechnischer Sicht die beste der betrachteten Optionen. Neben den positiven Effekten im Bereich der Proliferationssicherheit steht fest, dass Melt & Dilute

für die Auslegung und die Sicherheit des Endlagers gegenüber der direkten Endlagerung zu bevorzugen ist.

Der Vorteil des Verfahrens ist seine Proliferationsresistenz und die Homogenität des Endprodukts, dessen Langzeitverhalten im Endlager vergleichsweise gut vorhersagbar ist. Das Melt & Dilute-Verfahren führt letztlich zu einer deutlichen Absenkung der Proliferationsgefahr und der Gefahr einer Rekritikalität im Endlager. Ein Nachteil ist, dass die Technologie noch nicht als etabliert gelten kann. Hier bietet sich aber eine Chance für Deutschland, zumal eine gemeinsame Forschung und Entwicklung im Bereich Melt & Dilute mit anderen Nationen (insbesondere den USA) zukunftssträftig sein könnte, und Deutschland sehr viel kerntechnisches Knowhow beisteuern könnte. Vor dem Hintergrund der Proliferationssicherheit und der Reduktion der Kosten für Sicherungsmaßnahmen von waffenfähigem Material im Zwischen- und Endlager, besteht die Möglichkeit, dass sich die aktuell noch „teure“ Option Melt & Dilute bei langfristiger Betrachtung doch als günstig herausstellen könnte. Gleichzeitig wäre dies eine Unterstützung für das proliferationspolitisch motivierte global Rückhol- und Beseitigungsprogramm von HEU-haltigen Brennstoffen in den USA.

6.1.3 Wiederaufarbeitung

Bei der Wiederaufarbeitung geht es – im Gegensatz zur Konditionierung abgebrannter Brennelemente – darum, sich die im abgebrannten Brennstoff befindlichen, potenziellen Wertstoffe weiter nutzbar zu machen. Dabei sind vor allem das noch vorhandene spaltbare Uran und das im Reaktor neu entstandene Plutonium interessant. Beide Spaltmaterialien können prinzipiell wieder zu neuen Brennelementen verarbeitet werden. Gerade zu Beginn der Kernenergienutzung mit einem erwarteten schnellen Anstieg der weltweiten installierten Leistung und einer gleichzeitigen Begrenzung der Uranressourcen erschien die Weiterverwendung der Spaltmaterialien mit dem Fernziel eines sogenannten „geschlossenen Brennstoffkreislaufs“²⁹ und damit die Wiederaufarbeitung oft der Entsorgungsweg der Wahl. Allerdings fallen auch auf diesem Weg große Mengen an Spaltprodukten an, die in einem Endlager auf geologisch stabilen Zeitskalen entsorgt werden müssen.

Zur weiteren Verwendung müssen bei der Wiederaufarbeitung das Uran und Plutonium durch großchemische Verfahren, heutzutage meistens durch den sogenannten PUREX-Prozess, von den Spaltprodukten abgetrennt werden und können dann zu Mischoxid-Brennstoffen (MOX) weiterverarbeitet und erneut im Leistungsreaktor eingesetzt werden. Das Verfahren ist für absehbare Zeit durch seinen hohen Aufwand im Vergleich zur Beschaffung frischer Brennelemente nicht wirtschaftlich. Zudem ist für Brennstoff aus deutschen Leistungsreaktoren die Wiederaufarbeitung – aus guten Gründen – seit 2005 (auch im Ausland) rechtlich nicht mehr möglich.

Die Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente des FRM-II hätte vor allem die weitere Nutzbarmachung des immer noch hochangereicherten Urans in neuen Brennelementen zum Ziel. Auch nach dem Einsatz im Reaktor besteht das Uran noch zu ca. 87% aus dem Spaltisotop Uran-235. Die entstehende Menge Plutonium ist im Vergleich zu der in Leistungsreaktoren entstehenden Menge äußerst gering.

Mangels einsatzbereiter Technologie in Deutschland wäre ein Export des betreffenden Materials in ein anderes Land notwendig. In der Vergangenheit wurden abgebrannte LEU-Brennelemente aus Leistungsreaktoren vor allem nach La Hague (Frankreich) gebracht. Brennelemente aus Forschungsreaktoren wurden teilweise in Schottland (Dounreay) und Frankreich (Marcoule) wiederaufgearbeitet bzw. eine Wiederaufarbeitung wurde versucht (BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2015a, S. 9).

²⁹ Der Begriff ist irreführend, da auch in einem geschlossenen Brennstoffkreislauf radioaktive Abfälle anfallen und ein Endlager benötigt wird. Es wird aber ein deutlich größerer Anteil der im Uran vorhandenen Energie ausgenutzt.

Vor- und Nachteile

Die Wiederaufarbeitung ist ein Verfahren, das Deutschland viele Jahre für sich in Anspruch genommen hat. Insbesondere wurden abgebrannte Brennstäbe zur Wiederaufarbeitung nach Frankreich oder Schottland verbracht. Die daraus entstandenen verglasten hochradioaktiven Abfälle wurden bereits größtenteils von Deutschland zurückgenommen und müssen in einem deutschen Endlager endgelagert werden.

Proliferationstechnisch und -politisch ist die Wiederaufarbeitung sehr kritisch zu sehen, da im Verfahren hochgradig attraktiver Spaltstoff, der für Waffen verwendet werden kann, in abgetrennter Form vorliegt und damit direkt zugänglich wird. Auch bei einer anschließend denkbaren Verwendung in weiteren Brennstoffkonfigurationen, wie MOX-Brennstoffe, liegt über längere Zeiträume weiter unbestrahltes waffengrädiges Material vor. Dies ist einer der wesentlichen Gründe, warum sich Deutschland inzwischen gegen die Wiederaufarbeitung abgebrannter LEU-Brennelemente aus Leistungsreaktoren entschieden hat. Würden die abgebrannten Brennelemente des FRM-II in dieser Art und Weise behandelt und neue HEU-Brennelemente mit diesem abgetrennten Material gefertigt, widerspräche dies den Zielen der deutschen Nichtverbreitungspolitik.

Zusätzlich hat sich das ökonomische Versprechen der Wiederaufarbeitung mit dem Ziel eines geschlossenen Brennstoffkreislaufes nie bewahrheitet.

Von Seiten der Betreiber des FRM-II wird gegenwärtig offensichtlich die Wiederaufarbeitung im Ausland als erstrebenswert angesehen (Petry 2017, S. 29). Bei einer möglichen Wiederaufarbeitung in Russland, wobei nicht klar ist, ob Uransilizid-Brennstoffe in Mayak bearbeitbar wären, oder zukünftig vielleicht auch in Frankreich, würde das abgetrennte Uran letztlich dem zivilen Kreislauf zur Brennstoffherzeugung wieder zugeführt werden. Die Zusammensetzung der nach Deutschland zurückzunehmenden Abfallgebände würde den Abfallgebänden, die bei der Wiederaufarbeitung von Leistungsreaktorbrennstoffen entstanden sind, ähneln.

Seit 1.7.2005 dürfen abgebrannte Brennelemente aus Leistungsreaktoren nicht mehr zur Wiederaufarbeitung ins Ausland abtransportiert werden, es gibt aber vielleicht Ausnahmen für Forschungsreaktoren (siehe Abschnitt 6.2). Im Abschlussbericht der *Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe* im Jahr 2016 schreibt die Kommission (Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe 2016, S. 59f.):

„Die Kommission kommt zu dem Ergebnis, für die Zukunft eine gesetzliche Erweiterung des Exportverbots auf bestrahlte Kernbrennstoffe aus Forschungsreaktoren zu empfehlen. (...)

Die Kommission spricht sich für die gesetzliche Einführung eines generellen Exportverbots für hoch radioaktive Abfälle aus.

Die Kommission fordert die Bundesregierung auf, eine Neuregelung zu einem Exportverbot auch für bestrahlte Brennelemente aus Forschungsreaktoren zu erarbeiten, die zwingenden Gesichtspunkten der Non-Proliferation und der Ermöglichung von Spitzenforschung, insbesondere im Forschungsreaktor München II, Rechnung trägt.““ (ebd., S. 59)

Sollten den Empfehlungen der *Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe* Rechnung getragen werden, blieben als Entsorgungswege für abgebrannte HEU-Brennelemente in Deutschland nurmehr entweder die direkte Endlagerung oder das Melt & Dilute-Verfahren mit anschließender Endlagerung.

Bewertung der Option für Deutschland

Für die Option der Wiederaufarbeitung ist zwangsläufig der Export der abgebrannten HEU-Brennelemente des FRM-II notwendig, da es in Deutschland keine Wiederaufarbeitungsanlage mehr gibt. Daher müsste das waffenfähige Material aus dem FRM-II exportiert werden, wahrscheinlich nach Frankreich oder Russland. Proliferationspolitisch ist der Export von waffengrädigem Uran sehr kritisch zu sehen,

zumal bei der Wiederaufarbeitung der abgebrannten HEU-Brennelemente aus dem FRM-II direkt waffenfähiges Material abgetrennt und dann auch direkt zugänglich würde. Dies widerspräche der deutschen Nichtverbreitungspolitik und das verwendete Verfahren selbst wäre nicht proliferationsresistent.

Sollte das abgetrennte HEU zudem für die Produktion neuer HEU-Brennelemente verwendet werden, was vielleicht gar nicht auszuschließen wäre, so würde dies umso mehr der Zielsetzung der deutschen Nichtverbreitungspolitik widersprechen.

Während die Option der Wiederaufarbeitung proliferationstechnisch und –politisch betrachtet, sehr kritisch zu bewerten ist, würden die re-importierten, verglasten, hochradioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung keine zusätzliche Herausforderung für die Sicherheit eines Endlagers über das hinaus, was schon vorliegt, darstellen. Sollte sich die Gesetzgebung in Deutschland auf ein generelles Exportverbot von radioaktiven Abfällen einigen, wäre die Option der Wiederaufarbeitung aber nicht realisierbar.

6.2 Rechtliche Situation in Deutschland

Der Umgang mit den abgebrannten Brennstäben aus Kernkraftwerken spiegelt den Wert, den die Gesellschaft und der Gesetzgeber dem enthaltenden Spaltmaterial zumisst wider. Bis 1994 war durch das Atomgesetz (AtG) die weitere Verwertung des in abgebrannten Brennelementen enthaltenden Brennstoffes geboten. Die anfallenden Brennelemente wurden in Deutschland selbst und in verschiedenen internationalen Anlagen wie beispielsweise in Dounreay (Schottland) und La Hague (Frankreich) wiederaufgearbeitet. Das enthaltene Plutonium wurde zur Fertigung von MOX-Brennstoffen verwendet und wieder in Leistungsreaktoren zur Stromerzeugung eingesetzt.

Zwischen 1994 und 2005 war es den Betreibern durch eine entsprechende Änderung des Atomgesetzes freigestellt, wie sie mit den abgebrannten Brennelementen umgingen: diese konnten entweder wiederaufgearbeitet oder der direkten Endlagerung zugeführt werden. Seit 1. Juli 2005 besteht diese Wahl nicht mehr: für abgebrannte Brennelemente aus Leistungsreaktoren ist nur noch eine direkte Endlagerung als radioaktiver Abfall in Deutschland möglich. Zusätzlich muss für Plutonium, das durch Aufarbeitung abgebrannter Brennelemente vor dem Stichtag entstand, der Nachweis erbracht werden, dass es in MOX-Brennelementen verarbeitet und während der Restlaufzeit der deutschen Kernkraftwerke eingesetzt wird (BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit 2017). Bis zur Eröffnung eines Endlagers werden die abgebrannten Brennelemente zwischengelagert, da eine Konditionierungsanlage erst am Endlagerstandort entstehen soll.

Für die Behandlung abgebrannter Brennelemente aus Forschungsreaktoren wurde mit der Änderung des Standortauswahlgesetzes und des Atomgesetzes (AtG) vom 5. Mai 2017 (Gesetz zur Fortentwicklung des Gesetzes zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für Wärme entwickelnde Abfälle und andere Gesetze, BGBl 26/2017) eine Ausnahme geschaffen. Grundsätzlich ist ein Exportverbot von hochradioaktiven Abfällen – auch aus Forschungsreaktoren – festgeschrieben. Aber in §3 AtG werden nunmehr Ausnahmen zugelassen und zu diesem Zweck ein neuer Absatz eingeführt:

"(6) Die Erteilung einer Genehmigung zur Ausfuhr von aus dem Betrieb von Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen zu Forschungszwecken stammenden bestrahlten Brennelementen darf nur aus schwerwiegenden Gründen der Nichtverbreitung von Kernbrennstoffen oder aus Gründen einer ausreichenden Versorgung deutscher Forschungsreaktoren mit Brennelementen für medizinische und sonstige Zwecke der Spitzenforschung erfolgen. Davon ausgenommen ist die Verbringung der Brennelemente nach Satz 1 mit dem Ziel der Herstellung in Deutschland endlagerfähiger und endzulagernder Abfallgebinde ..."

In der Begründung zum Gesetzesentwurf (Deutscher Bundestag 2017c, S. 77) heißt es dazu erläuternd: *"Satz 2 stellt sicher, dass eine Ausfuhr mit dem Ziel der endlagergerechten Konditionierung für die Endlagerung im Inland weiterhin möglich ist."*

Ein Antrag auf explizites Exportverbot für AVR-Atommüll wurde am 18. Mai 2017 vom Deutschen Bundestag jedenfalls abgelehnt.

Mit "endlagergerechter Konditionierung für die Endlagerung" können nur Verfahren, wie Melt & Dilute oder Co-Disposal und dergleichen gemeint sein, wo also Material geeignet umgepackt oder mit anderen Stoffen versetzt wird, eben konditioniert wird. Möglicherweise ist der Gesetzestext interpretationsfähig, aber die Gesetzesbegründung erscheint eindeutig. Das heißt Wiederaufarbeitung im Ausland wäre auch für Forschungsreaktorbrennstoff ausgeschlossen. Dies liegt auch deshalb nahe, weil dies in der Traditionslinie der Entscheidungen des Parlaments und der an diesen Entscheidungen beteiligten Fraktionen der letzten Legislaturperioden läge.

7 Quellenverzeichnis

- Aboimov, M.A. et al. (2005): Management of High Enriched Uranium for Peaceful Purposes: Status and Trends. Vienna: International Atomic Energy Agency.
- Ackermann, Hans; Buckel, Werner; Fujara, Franz; Liebert, Wolfgang (1999): Zur Nutzung von hochangereichertem Uran im Forschungsreaktor FRM-II. In: Physikalische Blätter 55, S. 16–20.
- Adelfang, P. et al. (2008): Return of Research Reactor Spent Fuel to the Country of Origin: Requirements for Technical and Administrative Preparations and National Experiences. Vienna: International Atomic Energy Agency.
- Albright, D. (2010): Peddling Peril: How the Secret Nuclear Trade Arms America's Enemies. Free Press.
- Amendment to Energy Policy Act (1992): „Schumer Amendment“ to the Energy Policy Act 1992. Online unter: <http://www.rertr.anl.gov/REFDOCS/EPACT92.html>.
- Argonne National Laboratory (2008): Currently Qualified Fuels. In: Reduced Enrichment for Research and Test Reactors. Online unter: <http://www.rertr.anl.gov/QualFuel.html>.
- Bayerischer Landtag (2015): Schriftliche Anfrage des Abgeordneten Benno Zierer: Abgebrannte Brennelemente des Forschungsreaktors FRM II, Drucksache 17/7172.
- Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen (2003): Teilgenehmigung nach §7 Atomgesetz (AtG) zum Betreib der Hochflussneutronenquelle München in Garching (FRM-II) - 3. Teilgenehmigung.
- BfE - Bundesamt für die kerntechnische Entsorgung (2017a): Zwischenlager Ahaus - Zentrales Zwischenlager Ahaus. Online unter: <https://www.bfe.bund.de/DE/ne/zwischenlager/zentral/ahaus/ahaus.html>. Abgerufen am 23.11.2017.
- BfE - Bundesamt für die kerntechnische Entsorgung (2017b): Regelungsgehalt der Aufbewahrungsgenehmigung vom 07.11.1997 in der Fassung der 9. Änderungsgenehmigung vom 01.08.2017 für das Transportbehälterlager Ahaus (Nicht-amtliche Lesefassung).
- BMBF Expertenkommission (1999): Bericht der vom Bundesministerium für Bildung und Forschung eingesetzten Expertenkommission zur Prüfung der Umrüstbarkeit des Forschungsreaktors München II von HEU auf LEU. Juni 1999.
- BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (2012): Sicherung der Zwischenlager und Hintergründe der erforderlichen Nachrüstung. Online unter: <http://www.bmub.bund.de/P1739/>.
- BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (2015a): Bericht des BMUB zur Entsorgung bestrahlter Brennelemente aus Forschungs-, Versuchs, und Demonstrationsreaktoren. Vorgelegt in der 9. Sitzung der Arbeitsgruppe 2 der Kommission „Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe gemäß §3 Standortauswahlgesetz“ am 7. Sept. 2015. Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe, K-Drs./AG2-19.
- BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (2015b): Verzeichnis radioaktiver Abfälle (Bestand zum 31. Dezember 2014 und Prognose).
- BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (2015c): Programm für eine verantwortungsvolle und sichere Entsorgung bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (Nationales Entsorgungsprogramm).
- BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (2017): Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle.
- Böning, K., Axmann, A., Petry, W. (1999): Der FRM-II: Eine umfassend optimierte Neutronenquelle für die Forschung. OPA 00229. Technische Universität München.
- Bozkurt, M., Becker, J., Landsiedel, D. (2016): New Dual-purpose Cask Castor MTR-3 for Disposal of Spent Fuel from German Research Reactors. In: Proc. European Research Reactor Conference RRFM 2016. Berlin. S. 551–557.
- Bredberg, I. et al. (2017): Statusbericht zur Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland. Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit. BfE-KE-01/17.
- Breitkreutz, H., Röhrmoser, A., Petry, W. (2013): Monolithic U8Mo Based fuel Element Designs for FRM-II. In: Transactions of European Research Reactor Conference RRFM 2013. Sankt Petersburg. S. 76–83.

Brown, A., Glaser, A. (2016): On the Origins and Significance of the Limit Demarcating Low-Enriched Uranium from Highly Enriched Uranium. In: Science & Global Security, Band 24/2, S. 131–137.

Brücher, H., Curtius, H., Fachinger, J. (2001): Untersuchungen zur Radionuklidfreisetzung und zum Korrosionsverhalten von bestrahltem Kernbrennstoff aus Forschungsreaktoren unter Endlagerbedingungen. Jül-4101. Forschungszentrum Jülich GmbH.

CEA Cadarache (2016): The Jules Horowitz Reactor : General description - JHR / RJH. Online unter: <http://www-rjh.cea.fr/general-description.html>. Abgerufen am 4.11.2017.

Closs, K. D. et al. (1980): Vergleich der verschiedenen Entsorgungsalternativen und Beurteilung ihrer Realisierbarkeit. Studie „Entsorgungsalternativen“. Online unter: <https://publikationen.bibliothek.kit.edu/270015041>. KfK 3000. Karlsruhe.

Closs, K. D. et al. (1985): Systemstudie: Andere Entsorgungstechniken. Projektgruppe Andere Entsorgungstechniken, Kernforschungszentrum Karlsruhe. KfK Hauptband (1984). Karlsruhe.

Closs, K. D. (2001): Kritikalitätsfragen bei der Endlagerung. RSK-VE. Karlsruhe.

Coates, C. et al. (2005): Radiation Effects on Personnel Performance Capability and a Summary of Dose Levels for Spent Research Reactor Fuels. ORNL/TM-2005/261. Oak Ridge National Laboratory.

Committee on International Security and Arms Control (1994): Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium. Washington, DC: National Academies of Sciences.

Coole et al. (2016): US Progress on Property Characterisation to Support LEU U-10 Mo Monolithic Fuel Development. In: Proc. European Research Reactor Conference RRFM 2016. Berlin. S. 139-145.

Deutscher Bundestag (1995): Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage: Deutsche Bestände an hochangereichertem Uran, Drucksache 13/1720. Online unter: <http://dipbt.bundestag.de/doc/btd/13/017/1301720.asc>.

Deutscher Bundestag (1998): Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage: Folgen der geplanten Stilllegung des schottischen Nuklearzentrums Dounreay für die Lieferung von Nuklearmaterial aus Deutschland, Drucksache 13/11356. Online unter: <http://dipbt.bundestag.de/doc/btd/13/017/1301720.asc>.

Deutscher Bundestag (2014a): Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage: Geplanter Export abgebrannter Brennelemente aus Jülich in die USA - Mengen von hochangereichertem Uran und Kosten der sogenannten US-Option, Drucksache 18/2998.

Deutscher Bundestag (2014b): Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage: Möglicher Export hochradioaktiver Brennelemente aus Jülich und Ahaus per Castor-Transporten in die USA, Drucksache 18/2488. Online unter: <https://archive.org/stream/gerbt-drucksache-18-2488/1802488#page/n0/mode/1up>.

Deutscher Bundestag (2014c): Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage: Transporte hochradioaktiver Brennelemente aus der Atomforschungsanlage Garching II in das Zwischenlager Ahaus, Drucksache 18/3244.

Deutscher Bundestag (2015): Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage: Forschungsreaktor München II, Drucksache 18/7133.

Deutscher Bundestag (2017a): Schriftliche Fragen mit den in der Woche vom 16. Oktober 2017 eingegangenen Antworten der Bundesregierung.

Deutscher Bundestag (2017b): Gesetz zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle (Standortauswahlgesetz - StandAG).

Deutscher Bundestag (2017c): Gesetzentwurf der Fraktion CDU/CSU, SPD und BÜNDNIS90/DIE GRÜNEN - Entwurf eines Gesetzes zur Fortentwicklung eines Gesetzes zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle und andere Gesetze. Drucksache 18/11398, 7.3.2017.

Dewes, J., Bolshinsky, J., Tozser, S. (2016): Optimizing Approaches to Spent Fuel Nuclear Transport. In: Proc. European Research Reactor Conference RRFM 2016. Berlin. S. 567–573.

Englert, M. (2009): Neutronenphysikalische Simulationsrechnungen zur Proliferationsresistenz nukleare Technologien. Dissertation, Technische Universität Darmstadt.

Englert, M., Glaser, A., Liebert, W. (2006): Untersuchungen zu technischen Potentialen für die Umrüstung des Forschungsreaktors München II. Endbericht des BMBF-geförderten Forschungsprojektes. IANUS, Technische Universität Darmstadt, 27. Juli 2006.

Englert, M., Liebert, W. (2007): Neutronic Calculations for Conversion of One-Element Cores from HEU to LEU Using Monolithic UMo Fuel. In: Transactions of the 11th Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management (RRFM) and Meeting of the Int. Group on Reactor Research (IGORR), Lyon, Frankreich, 11-15 March 2007, Session VI, S. 34-38.

Englert, M., Liebert, W. (2008): Assessing Performance Changes Due to Conversion at FRM-II with Combined Reactor and Virtual-Instrument Simulations. The 30th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR), Washington, D. C., 6-10 Oct 2008.

Entsorgungskommission (2013): ESK Stresstest für Anlagen und Einrichtung der Ver- und Entsorgung in Deutschland, Teil 1. Stellungnahme der Entsorgungskommission vom 14.03.2013

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (2012): Endlagerauslegung und -optimierung, Bericht zum Arbeitspaket 6, Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben. GRS - 281.

Gläser, W. (1991): Why Does the Need for HEU for High Flux Reactors Remain? In: Thamm, G., Brandt, M. (Hg.): Proc. of the XIIth International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Berlin 10-14 Sept. 1989, Konferenzen des Forschungszentrums Jülich, Band 4/1991. S. 473-483.

Glaser, A. (2001a): Beratung des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit im Rahmen des Genehmigungsverfahrens Forschungsreaktor München II (FRM-II). Endbericht für die Arbeitspakete A1.2 und A2.2 - Entsorgungsvorsorge. IANUS, Technische Universität Darmstadt.

Glaser, A. (2001b): Beratung des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit im Rahmen des Genehmigungsverfahrens Forschungsreaktor München II (FRM-II). Endbericht für die Arbeitspakete A1.1 und A2.1 - Proliferation. IANUS, Technische Universität Darmstadt.

Glaser, A. (2005): Neutronics Calculations Relevant to the Conversion of Research Reactors to Low-Enriched Fuel. Dissertation, TU Darmstadt.

Glaser, A., Podvig, P. (2017): Production of New Highly Enriched Uranium in Russia for the FRM-II in Germany. In: IPFM Blog. Online unter: http://fissilematerials.org/blog/2017/11/production_of_new_highly_.html.

GNS - Gesellschaft für Nuklear-Service (2004): GNS - Neue CASTOR® -Transporte nach Ahaus. Online unter: <http://www.gns.de/language=de/15681>. Abgerufen am 23.11.2017.

GNS - Gesellschaft für Nuklear-Service (2014a): Ein neuer Behälter für die Forschung. In: Das Magazin der GNS-Gruppe.

GNS - Gesellschaft für Nuklear-Service (2014b): Nachrüstung der Zwischenlager Ahaus und Gorleben. Online unter: <http://www.gns.de/language=de/22704>. Abgerufen am 23.11.2017.

Hanan, N., Mo, S., Matos, J. (1995): Comparison of the FRM-II HEU design and an alternative LEU design. In: 1995 International Meeting on RERTR, Paris, 18-21 Sept. 1995. S. 273-284.

Hanan, N. A., Mo, S., Matos, J. (1998): Transient Analyses for HEU and LEU Designs of the FRM-II. In: Proceedings of the 1998 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors. Sao Paulo: Argonne National Lab. Online unter: http://inis.iaea.org/Search/search.aspx?orig_q=RN:32067897.

Hanan, N., Smith, R., Matos, J. (1999): Alternative LEU Designs for the FRM-II with Power Levels of 20-22 MW. Argonne National Laboratory.

Hansell, C., Dalnoki-Veress, F. (2009): Examining Self-Protection Requirements: Methods to Improve the Security of HEU Materials. Presentation at the International Symposium on Nuclear Security Vienna, 2 April 2009.

Harrer, G. (2004): Dismanteling the Iraqi Nuclear Programme. The Inspections of the International Atomic Energy in Iraq 1991-1998. Dissertation, Universität Wien.

Hilger (1999): Bekanntmachung des deutsch-russischen Abkommens über die Lieferung hochangereicherter Urans für den Forschungsreaktor München II. In: Bundesgesetzblatt Jahrgang 1999 Teil II Nr. 6, ausgegeben zu Bonn am 3. März 1999

- Hinton, J. P. et al. (1996): Proliferation Red Team Report. SAND97-8203. Sandia National Laboratories.
- Hippel, F. von (2016): Banning the Production of Highly Enriched Uranium. Research Report No. 15. International Panel on Fissile Materials (IPFM).
- Hofman, G. L. (2005): Observations of the Nucleation and Evolution of Porosity in U-MoFuels. In: 2005 International Meeting on RERTR, Boston, USA. November 6-10, 2005..
- IAEA (2002): Safeguards Glossary - 2001 Edition. Vienna: International Atomic Energy Agency.
- IAEA (2009): Management and Storage of Research Reactor Spent Nuclear Fuel. Proc. of a Technical Meeting held in Thurso, UK, 19-22 Oct. 2009. Online unter: <http://www-pub.iaea.org/books/IAEABooks/8853/Management-and-Storage-of-Research-Reactor-Spent-Nuclear-Fuel>.
- IAEA (2010): Technological Implications of International Safeguards for Geological Disposal of Spent Fuel and Radioactive Waste. IAEA Nuclear Energy Series No. NW-T-1.21. Vienna: International Atomic Energy Agency.
- IAEA (2017): Communication Received from Germany Concerning its Policies Regarding the Management of Plutonium.
- INFCE – International Nuclear Fuel Cycle Evaluation (1980): Advanced Fuel Cycle and Reactor Concepts. Report of INFCE Working Group 8. Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency.
- IPFM (2015): Global Fissile Material Report 2015: Nuclear Weapon and Fissile Material Stockpiles and Production. In: IPFM Publications. Online unter: http://fissilematerials.org/publications/2015/12/global_fissile_material_report_7.html.
- IPFM Blog (2016): Russia confirmed supplying HEU to the FRM-II reactor in Germany. In: IPFM Blog. Online unter: http://fissilematerials.org/blog/2016/07/russia_confirmed_supplyin.html.
- Iyer, N.C. et al. (2007): Interim Storage and Long-term Disposal of Research Reactor Spent Fuel in the United States. In: Lambert, J., Kadyrzhanov, K. (Hg.): Safety Related Issues of Spent Nuclear Fuel Storage. Dordrecht: Springer, S. 225-241
- Jamison, L., Yacout, Abdellatif M., Bhattacharya, S. (2015): Amorphization Behavior of the UMo-Al Interaction Layer Produced by High-Energy Ion Irradiation. Seoul, Südkorea.
- Kalinowski, Martin; Liebert, Wolfgang, Neuneck, Götz (1990): Ist der Irak nuklearwaffenfähig? In: S+F Vierteljahresschrift für Sicherheit und Frieden 8, S. 176-183
- Kastenberg, W.E. et al. (1996): Considerations of Autocatalytic Criticality of Fissile Materials in Geologic Repositories. In: Nuclear Technology 115, S. 298–310.
- Kim, J.K. et al. (2015): The KJRR, the First Research Reactor Using High Density U-Mo Fuel. Seoul, Südkorea.
- Klein, F. (2009): Konditionierung von Brennstoffplatten aus Siemens-Unterrichtsreaktoren: Verfahrensentwicklung und -anwendung. In: ATW, Internationale Zeitschrift für Kernenergie 54, S. 242–247.
- Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe (2015): Beschlussvorlage der Vorsitzenden der Arbeitsgruppe 2: Generelles Exportverbot für hoch radioaktive Abfälle.
- Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe (2016): Abschlussbericht der Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe „Verantwortung für die Zukunft“. Bundestagsdrucksache 18/9100, 19.7.2016
- Krohn, H. (2001): Conversion of the BER-II from HEU to LEU-fuel. Online unter: http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/36/026/36026555.pdf.
- Kuperman, A. J. (2013): Nuclear Terrorism and Global Security: The Challenge of Phasing out Highly Enriched Uranium. Routledge.
- Lelièvre, F. et al. (2015): Polyvalent fuel treatment facility (TCP): shearing and dissolution of used fuel at La Hague facility. In: Proceedings of an International Conference Held in Paris, France, 4–7 March 2013. S. 175–180. Online unter: http://inis.iaea.org/Search/search.aspx?orig_q=RN:46090994.
- Lemoine, P. et al. (2004): UMo Dispersion Fuel Results and Status of Qualification Programs. In: Transactions of the 8th International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management (RRFM). München. S. 31–40.

Liebert, W., Kalinowski, M. (1994): Ambivalenz im Bereich nuklearer Forschung und Technologie. In: Liebert, W.; Rilling, R.; Scheffran, J. (Hg): Die Janusköpfigkeit von Forschung und Technik. Marburg. S. 163–179.

Maxted, M. (2016): SRS L-Basin Spent Nuclear Fuel Program Update.

Mei, Z.-G. et al. (2015): Grain Growth and Bubble Evolution in U-Mo Alloy by Multiscale Simulations. Seoul, Südkorea.

Mo, S. (1991): Application of the successive linear programming technique to the optimum design of a high flux reactor using LEU fuel. In: Proc. of the 14th International Meeting on RERTR. Indonesia, 4-7-Nov. 1991. S. 273–284.

Moormann, R., Streich, J. (2014): Anmerkungen zur Waffenfähigkeit der Atomkugeln aus AVT Jülich und THTR (Hamm) und zu einer Atomkugelabgabe in die USA.

National Academies of Sciences (2000): The Spent-Fuel Standard for Disposition of Excess Weapon Plutonium: Application to Current DOE Options. Washington, DC: The National Academies Press.

National Academies of Sciences (2016): Reducing the Use of Highly Enriched Uranium in Civilian Research Reactors.

National Research Council (1995): Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium: Reactor Related Options. Washington, DC: National Academy Press.

Nigam, H. (2014): Acceptance and Disposition of Department of Energy Spent Nuclear Fuel.

NTI - Nuclear Threat Initiative (2016): Civilian HEU Reduction and Elimination Resource Collection. Online unter: <http://www.nti.org/analysis/reports/civilian-heu-reduction-and-elimination/>.

Nuding, M. (2000a): Konditionierung von abgebrannten Brennelementen für die Lagerung in einem geologischen Endlager. Technische Universität München: Zentrale Betriebseinheit Neue Forschungsneutronenquelle Garching.

Nuding, M. (2000b): Untersuchungen zum Reaktorkern des FRM-II, Berechnung alternativer Kernkonzepte und Bestrahlungsexperiment zur Brennstoffqualifikation. Dissertation, TU München. Online unter: <http://opac.ub.tum.de/InfoGuideClient.tumsis/start.do?Login=wotum&Query=10=„BV013218280“>.

Peacock, H.B. et al. (1999): Melt-Dilute Treatment of Spent Nuclear Fuel Assemblies from Research and Test Reactors. In: International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors.

Petry, W. (2017): Neutronen - Wozu? Präsentation bei der Sitzung des Nationalen Begleitgremiums am 15. Mai 2017. Online unter: http://www.nationales-begleitgremium.de/SharedDocs/Downloads/DE/Vortrag_Petry_Forschungsneutronenquelle_Garching.pdf?__blob=publicationFile&v=3

Pfeiffer, W. (1999): Overview of the Main Decommissioning Activities of the Karlsruhe Research Center (FZK). Online unter: <http://www.wmsym.org/archives/1999/02/2-2.htm>.

Podvig, P. (2017): The Use of Highly-Enriched Uranium as Fuel in Russia. Online unter: http://fissilematerials.org/publications/2017/09/the_use_of_highly-enriched.html.

Reaktorsicherheitskommission (2001): Empfehlung der RSK zur 3. Teilgenehmigung.

Reaktorsicherheitskommission (2012): Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Forschungsreaktoren unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan). RSK/ESK-Geschäftsstelle beim Bundesamt für Strahlenschutz. S. 56.

Rodrigues, G. C., Gouge, A. P. (1983): Reprocessing RERTR Silicide Fuels. Savannah River Laboratory.

Röhrmoser, A. (1991): Neutronenphysikalische Optimierung und Auslegung eines Forschungsreaktors mittlerer Leistung mit Zielrichtung auf einen hohen Fluß für Strahlrohrexperimente. Dissertation, TU München.

Röhrmoser, A. et al. (2004): Reduced enrichment program for FRM-II. Status 2004. In: Proc. of the 26th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR) November 7-12, 2004. Vienna, Austria.

Röhrmoser, A. (2015): Conversion Study for FRM-II with Backup Fuel U3Si2. In: European Research Reactor Conference - Conference Proceedings.

Röhrmoser, A., Petry, W. (2006): Reduced Enrichment Program for FRM II, actual status & a principal study of monolithic fuel for FRM II. In: 10 th International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management 30 April - 3 May 2006. Sofia, Bulgaria. S. 237–241.

Röhrmoser, A., Petry, W., Wieschalla, N. (2005): Reduced enrichment program for FRM-II. Status 2004-2005. In: Transactions of the 9th Internat. Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management RRFM. Budapest. S. 123–129.

Savannah River Operations Office (2014): German HEU Project Documents, Project Documents, Revised Data Call. Online unter: <https://sro.srs.gov/docs/GermanProject/RevisedDataCall.pdf>.

Schaper, A.; Liebert, W.; Smit, W.; Elzen, B. (1992): New technological developments and the non-proliferation regime: Re-directing and Constraining R&D: the case of laser fusion, laser isotope separation and the use of highly enriched uranium. In: Brauch, H.G.; v.d.Graaf, H.; Grin, J.; Smit, W. (Hg.): Controlling the development and spread of military technology. Amsterdam, Niederlande: VU University Press. S. 121–138.

SIPRI – Stockholm International Peace Research Institute (1979): Nuclear Energy and Nuclear Weapon Proliferation. London: Taylor & Francis.

Snelgrove, J., Lemoine, P., Alvarez, L. (2005): High Density UMo Fuels Latest Results and Reoriented Qualification Programs. In: Transactions of the 9th International Topical Meeting on Research reactor Fuel Management (RRFM). Budapest. S. 60–68.

Spector, L. S. (1984): Nuclear Proliferation Today. HarperBusiness.

Spector, L. S. (1988): The Undeclared Bomb. HarperBusiness.

Thamm, G. (2001): Das Entsorgungskonzept für deutsche Forschungsreaktoren. Jülich.

U.S. Department of Energy (1996): Record of Decision for the Final Environmental Impact Statement on a Proposed Nuclear Weapons Nonproliferation Policy Concerning Foreign Research Reactor Spent Nuclear Fuel;

U.S. Department of Energy (2000a): Savannah River Site, Spent Nuclear Fuel Management Final Environmental Impact Statement - Summary. Online unter: <https://energy.gov/nepa/downloads/ea-1977-draft-environmental-assessment>.

U.S. Department of Energy (2000b): Record of Decision for the Savannah River Site Spent Nuclear Fuel Management Final Environmental Impact Statement. Online unter: https://energy.gov/sites/prod/files/nepapub/nepa_documents/RedDont/EIS-0279-ROD-2000.pdf.

U.S. Department of Energy (2013): Amended Record of Decision: Spent Nuclear Fuel Management at the Savannah River Site. S. 20625–20628. Online unter: <https://www.federalregister.gov/documents/2013/04/05/2013-07994/spent-nuclear-fuel-management-at-the-savannah-river-site>.

U.S. Department of Energy (2016): Draft Environmental Assessment for the Acceptance and Disposition of Spent Nuclear Fuel Containing U.S.-origin Highly Enriched Uranium from the Federal Republic of Germany. Online unter: <https://energy.gov/nepa/downloads/ea-1977-draft-environmental-assessment>.

U.S. Nuclear Regulatory Commission (1986): NRC Rule on „Limiting the Use of Highly Enriched Uranium in Domestically Licensed Research and Test Reactors“. Online unter: <http://www.nrtr.anl.gov/REFDOCS/NRCRULE.html>.

U.S. Nuclear Regulatory Commission (2014): Report to Congress on the Current Disposition of Highly Enriched Uranium Exports Used as Fuel or Targets in Nuclear Research and Test Reactors.

Valery, J.F. et al. (2015a): Overview on RRSF Reprocessing, from Spent Fuel Transportation to Vitrified Residues Storage. Seoul. S. 12.

Valery, J.F. et al. (2015b): Status on Silicide Fuel Reprocessing at AREVA La Hague.

Wehrfritz, M. et al. (2010): Bewertung der Schadlosigkeit der weiteren Verarbeitung von bestrahlten Brennelementen des Forschungsreaktors Rossendorf in der Russischen Föderation. Gesellschaft für Reaktorsicherheit.

Wieschalla, N. (2006): Out-of-pile examination of the high density U-Mo/AL dispersion fuel. München: TU München. Online unter: <http://opac.ub.tum.de/InfoGuideClient.tumsis/start.do?Login=wotum&Query=10=„BV022240169“>.

Woolstenhulme, N. et al. (2015): Design of Irradiation Tests for Monolithic Fuel Qualification. In: 36th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors. Seoul.

ZEIT online (2010): Röttgen lehnt Atomtransport nach Russland ab. 6.12.2010. Online unter: <http://www.zeit.de/politik/deutschland/2010-12/roettgen-atomtransport-russland>.

Zhang, L. (1986): Neutronenphysikalische Konzeption und Optimierung eines neuartigen Kompaktkerns für Hochflussforschungsreaktoren. Technische Universität München.